

第 2 章 安全性の向上のため自主的に講じた措置

目 次

2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

2.1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

2.1.1 基本方針	2.1-1
2.1.2 目的及び目標	2.1-6
2.1.3 実施体制及びプロセス	2.1-6

2.2 調査等

2.2.1 保安活動の実施状況	2.2.1- 1
2.2.1.1 品質保証活動	2.2.1- 26
2.2.1.2 運転管理	2.2.1- 61
2.2.1.3 施設管理	2.2.1-103
2.2.1.4 燃料管理	2.2.1-165
2.2.1.5 放射線管理	2.2.1-183
2.2.1.6 放射性廃棄物管理	2.2.1-213
2.2.1.7 緊急時の措置	2.2.1-236
2.2.1.8 安全文化の醸成活動	2.2.1-285
2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備	2.2.1-306
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
2.2.2.1 新知見の収集方法	2.2.2- 3
2.2.2.2 安全性向上に資する新知見情報	2.2.2- 15
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	2.2.3- 1

2.3 安全性向上計画	2.3-1
2.4 追加措置の内容	2.4-1
2.5 外部評価の結果	
2.5.1 外部有識者による評価	2.5-1
2.5.1.1 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会	2.5-1
2.5.1.2 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価	2.5-2
2.5.1.3 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価を踏まえた対応等	2.5-2
2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー	2.5-3

2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

2.1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

2.1.1 基本方針

原子力発電所の安全性向上においては、規制要求を満たすことにとどまることなく、原子力発電所の設備面（ハード面）の対策に加え、設備能力を最大限に発揮させるための運用管理面（ソフト面）の更なる強化・充実にに向けた取組みを自主的かつ継続的に行っていくことが重要である。

この自主的かつ継続的な安全性向上に向けた諸活動は、原子力の安全を確保するための品質マネジメントシステム（以下「QMS」という。）の継続的改善のプロセスに基づくことを基本とする。QMSについては、「第1章 1.4 保安のための管理体制及び管理事項」に示している。

QMSに基づき社長は品質方針を定めており、これに基づき、原子力安全の自主的・継続的改善に取り組んでいる。品質方針を第2.1.1-1図に示す。品質方針は、第2.1.1-1表に示す「品質方針の設定に当たっての社長の原子力安全に対する思い」と合わせて原子力のQMSに関係する社員へ周知している。

なお、この品質方針は、全社員が心を一つにして、地域・社会の皆さまから安心され、信頼され続ける原子力発電所、ひいては、お客さまより選ばれ続ける九州電力を目指して取り組んでいくため、原子力のQMSに関係する社員だけでなく、全社員にも「社長の思い」も併せて周知し、原子力安全に対する意識の共有を図っている。

第2.1.1-1表 品質方針と品質方針の設定に当たっての社長の思い(1/3)

品質方針	品質方針の設定に当たっての社長の「原子力安全に対する思い」
<p>◆前文</p> <p>原子力安全の取り組みに終わりはない。現状に満足することなく、常に考え、問いかける姿勢をもって自ら率先して行動するとともに、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上で、以下の方針に基づく業務運営に不断に取り組み、更なるパフォーマンス向上を図っていくことにより、地域・社会の皆さまに信頼され、安心され続ける原子力発電所を目指します。</p>	<p>品質方針の前文は、品質方針に基づく活動を実施するにあたって、前提となる心構えや重要な事項を述べたものである。</p> <p>「原子力の安全性・信頼性向上への取組み」は、経営の最重要課題であり、原子力安全に関わる課題を自ら見出し、そのリスクを低減し続けていくことが必要である。</p> <p>原子力発電所の運営においては、何よりも原子力安全の確保が大前提である。原子力発電は、潜在的に大きなリスクを内包するものである。このことを十分に自覚し、「原子力安全の取り組みに終わりはない」との強い意志をもって、福島第一原子力発電所事故の教訓を決して風化させることなく、原子力発電所の安全確保に不断に取り組んでいくことが、私たち原子力事業者の使命である。シビアアクシデントといった過酷事故が発生した場合には、プラントの設備保護(財産保護)よりも、地域・社会の皆さまや従業員の安全を第一とした行動と対応が何よりも優先されることは言うまでもないことである。</p> <p>施設管理の実施方針に基づく活動の実施にあたっては、現場を見て考え、さらに地域・社会のみなさまの視点に立って、原子力安全の最優先とした活動に取り組まなければならない。また、安全性・信頼性向上のための工事や廃止措置について、安全を最優先に着実に実施するとともに、現状に満足することなく、施設管理の継続的な改善及び技術伝承に取り組まなければならない。</p> <p>安全文化が醸成されている状態とは、原子力安全を最優先とする価値観と行動が組織として形成され、しっかり根付いている状態のことである。一人ひとりが原子力安全に関わるリスク低減に向けた取り組みを日々積み重ね、常により高いレベルを目指すという意識をもって不断に努力していくことにより、安全文化の更なる醸成が図られていくことを忘れてはならない。</p> <p>業務運営にあたっては、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することが重要となる。コンプライアンスとは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」を守るといった社会的責任を果たすことも含まれている。</p> <p>私たちは原子力発電事業者として高い資質と能力を期待されており、軽微なミスや軽率な行動が社会的な大問題に発展する可能性がある。業務にあたっては、立ち止まり考え、現状を問い直す姿勢をもって、慎重な意思決定を行うことが重要である。</p> <p>私たちの使命は「電気、エネルギーのプロ」として原子力発電所の安全確保を大前提に、安定した良質な電力をお客さまに供給し続けることに加え、「お客さまと共に」より良い社会や生活を考え、それを実現していくことである。その使命を果たし続けるためにも、「原子力の安全確保」を、「電力の安定供給」に並ぶ永続的なDNAとして、九電グループ全体に根付かせ継承し続けなければならない。</p> <p>以下の品質方針に基づく活動を確実に実施し、更なるパフォーマンス向上を図っていくことにより、地域・社会の皆さまに信頼され、安心され続ける原子力発電所、ひいてはお客さまから選ばれ続ける企業を目指していくものである。</p>
<p>◆方針1</p> <p>1. 原子力安全を最優先とする文化を醸成し続けます</p>	<p>原子力発電所の安全・安定運転の継続を目指す私たちは、法令要求を満たすことにとどまらず、原子力安全を確保するという原点に立ち戻った品質マネジメントシステムに基づく保安を的確に実施していかねばならない。原子力発電所の安全確保においては、現場を第一とした3現主義/5ゲン主義の原則^{※1}のもと、日々の保安活動を確実に実施していくとともに、各自が、立ち止まり、自ら考え、行動し、現状を問い直す姿勢をもって、より高みを目指した継続的改善に取り組んでいくことが重要である。</p> <p>施設管理業務(運転を終了したプラントを含む)の計画、実施及び実施状況の管理、評価、継続的な改善を確実に実施するとともに、保全作業の実施にあたっては、基本動作を徹底し、安全意識を持って行動することを徹底してもらいたい。</p> <p>原子力発電は本来危険を内包するものであり、ひとたび事故が起これば社会に甚大な被害を与えるというリスクがあることを自覚しておかねばならない。原子力のリスクときちんと向き合い、質の高いリスクマネジメントを行うことが事業を継続する大前提である。このことを踏まえ、経営層をはじめとする全社員が、原子力に対するリスク意識を高め、原子力安全を最優先とする安全文化の更なる醸成を図っていく必要がある。</p> <p>このように安全文化とはリスクとどう向き合っていくかというマネジメントのありようでもあることから、業務を実施するにあたっては、常に当事者意識をもって原子力安全の達成のために何ができるのかを考え、自主的に行動するとともに、周りの人たちの共感を得ていくというリーダーシップ^{※2}を発揮してもらいたい。</p> <p>※1 「現場」に足を運び「現物」を見ながら「現実」を捉え、「原理」・「原則」(メカニズム・ルール)に照らして判断を行うこと。 ※2 安全文化及び安全のためのリーダーシップとは、組織の要員一人ひとりがそれぞれの立場で、原子力安全の達成に向けた働きかけを相互に行うこと。</p>

2.1.1-1表 品質方針と品質方針の設定に当たっての社長の思い(2/3)

品質方針	品質方針の設定に当たっての社長の「原子力安全に対する思い」
<p>◆方針2</p> <p>2. 自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます</p>	<p>安全への備えにおいて、これで十分というものはない。原子力発電所の安全確保においては、過去の成功体験などの先入観にとらわれず、事ある毎に立ち止まり考え、常に謙虚な姿勢で、原子力安全を最優先とする安全文化を土台とした日々の保安活動に確実に取り組んでいかなければならない。たとえ小さな設備トラブルや不具合であっても関係者間での情報共有を確実に図り、そのリスクの芽を摘み取っておくことが重要である。</p> <p>規制要求を満たすことに留まることなく、原子力安全に関わる課題を自ら見出し、そのリスクを低減させるための活動に確実に取り組み、原子力発電所の設備面(ハード面)の対策に加え、設備能力を最大限に発揮させるための運用管理面(ソフト面)の更なる強化・充実を図り、デジタルトランスフォーメーション(DX)を推進するなど、より高みを目指した自主的かつ継続的な改善に取り組んでいく必要がある。</p> <p>設備の設置、点検及び検査等を行う際、他の設備への影響を考慮し、確実に実施しなければならない。更に、最新知見や国内愛の良好事例などの知見を活用し、自らが安全確保のために必要な措置を見出し、社内外の第三者の視点も取り入れながら、これを不断に実施してもらいたい。</p> <p>発電所の安全・安定運転に万全を期すため、使用前事業者検査、定期事業者検査の対応及び更なる安全性・信頼性向上に関する工事を確実に実施しなければならない。</p> <p>高経年化技術評価を実施したプラントについては、長期施設管理方針を保全計画に適切に反映し、保全活動を確実に実施する必要がある。</p> <p>施設管理活動の更なる業務効率化等の実現のため、施設管理業務へのDXの導入を確実に実施してもらいたい。</p> <p>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論的リスク評価(PRA)などについての他分野・他産業を含めた国内外の最新の知見や教訓を学び続けるとともに、社内外の第三者の視点を活かしていかなければならない。</p> <p>現在、確率論的リスク評価(PRA)や安全裕度評価等を活用したリスク評価・管理を行っているところではあるが、当社の原子力安全を証明(アピール)するためのものとして活用するのではなく、原子力発電所の脆弱性を見つけ、効果的な対策を実施するための一つのツール(指標、判断材料)として活用していかなければならない。</p> <p>更に原子力発電所の安全性の向上に関する評価を実施する際には、上記のことを踏まえた総合的視点での判断と意思決定を行った上で、効果的な安全性向上対策に取り組んでもらいたい。</p>
<p>◆方針3</p> <p>3. 原子力発電所のリスクマネジメントを確実に実施します</p>	<p>原子力発電所の安全性と信頼性を向上させるためには、技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用は安全に対して影響を及ぼすものであるということ、環境変化のような揺らぎへの適応力などのレジリエンスを考慮したうえで、リスク情報を活用した意思決定(RIDM)を行うことが重要である。</p> <p>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)などを通じて、原子力発電所の運営に関わる全員が安全に関わる課題を兆候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、改善のための様々な措置を効果的に優先順位を付けながら確実に実施していく必要がある。</p> <p>施設管理の実施にあたっては、積極的な予防保全活動を行うとともに、僅かな変化を気付き事項として認識する意識をもって、点検・巡視を実施してもらいたい。</p> <p>原子力発電に限らず、物事のすべてにおいてリスクゼロというものはないということを忘れてはならない。特に注意すべきことは、リスク対策を実施してもリスクは完全に排除することはできず、残留リスク^{※3}が必ず残るということである。新たなリスク対策を実施することにより、また新たなリスクが発生することもある。リスク対策を実施するにあたっては未知のリスクなどにも想像力を働かせ、決して思考停止に陥ることなく、リスク克服に向けたたゆまぬ努力を続けていかなければならない。そのことを念頭に置きつつ、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更なる強化に取り組むとともに、地域・社会とのリスクコミュニケーション活動の更なる展開・強化を図ってもらいたい。</p> <p>原子力安全の達成・維持・向上において、人の行動や思考が影響を及ぼすことを忘れることなく、社会科学、行動科学の知見も踏まえたヒューマンファクターに関する取組みを確実に実施し、ヒューマンエラーの低減にしっかり取り組んでいかなければならない。</p> <p>安全確保の要諦は最終的にはそれに携わる「人」である。</p> <p>重大事故(シビアアクシデント)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、全社一体となって危機管理能力の更なる向上を図っていかなければならない。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を着実に実施し、たとえ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、臨機応変に対応していけるよう厚みのある人材育成と体制強化に取り組んでもらいたい。更には原子力発電所を外からサポートするための更なる体制強化にも全社一体となって取り組んでいかなければならない。</p> <p>※3 リスク対応後に残るリスク(定義: JIS Q31000「リスクマネジメント」)</p>

第2.1.1-1表 品質方針と品質方針の設定に当たっての社長の思い(3/3)

品質方針	品質方針の設定に当たっての社長の「原子力安全に対する思い」
<p>◆方針4 4. 積極的な情報公開と対話活動を行い安心・信頼に繋がります</p>	<p>当社は原子力発電所の安全・安定運転の達成と継続にこれからも尽力し続けていくことはもちろんのこと、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したコミュニケーション活動に全社一体となって努めていかなければならない。その中において最も大切にしなければならないことは、フェイス・トゥ・フェイスのコミュニケーションを基本として、地域・社会の皆さまやお客さまの目線に立ち、不安の声や苦言に真摯に耳を傾け、丁寧に対話を重ねる中で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くことである。</p> <p>それぞれの置かれている立場や状況によって、心配されていること、関心があることは異なるということを正しく認識し、ひとりよがりの考えに陥ることなく、地域の実情に合わせ、難しい専門的な内容でも噛み砕いて、私たちの思いを丁寧に分かりやすく伝えてもらいたい。</p> <p>また、原子力発電所の重大事故等によってもたらされる影響は当社だけにとどまらず、地域社会にも大きな影響を与えるということを忘れてはならない。</p> <p>当社に都合の悪い情報を隠したり、情報を操作していると疑念を抱かれることがないように、正確で分かりやすい情報を積極的かつ迅速に公開していくことが重要である。</p> <p>佐賀県との3つの約束「うそをつかない、風通しを良くする、あらゆる事態に対応できる体制を作る」を忘れず、緊張感を持った業務に取り組み、安全・安定運転を積み重ねていくことによって信用と信頼が得られるよう努力し続ける必要がある。</p> <p>社外へ情報を発信していくにあたっては、上記のような観点に立って、技術面を所管する部門と地域対応を所管する部門が綿密な連携を図り、全社一体となって説明責任をしっかりと果たしていくことにより、地域の皆さまやお客さまの安心・信頼に繋がってほしい。</p>
<p>◆方針5 5. 社内や協力会社との風通しの良い組織風土をつくります</p>	<p>原子力関係にとどまらず九電グループを取り巻く環境はめまぐるしく変化している。「チャレンジ」「スピード」「イノベーション」の実践とコスト意識を持った業務運営に取り組むとともに、「働き方改革」により仕事の生産性を高め、原子力安全の達成に向けて活力をもって取り組める環境づくりを推進していかなければならない。</p> <p>安全文化の更なる醸成を図っていく上で特に重要なのが、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ず、いつでも本音で話ができる風通しの良い職場をつくっていくことである。特に不利益・不都合な情報であっても速やかに社内でも共有されることが奨励され認められる職場風土の醸成に努めてほしい。</p> <p>職場の管理職においては、部下の意見に耳を傾け、率先垂範によるリーダーシップを発揮していくことで、前向きで活気ある職場づくりに取り組んでもらいたい。</p> <p>組織間コミュニケーションの強化にあたっては、「つながるサイト」を活用するなど、職場内コミュニケーションを更に活性化していくことが重要である。</p> <p>『一月三舟』という言葉がある。月は実際には止まっているが、舟の動きによって異なる方向に動いて見えるように、物事には色々な見方、事実があるという意味がある。自分だけの頭で考えるのではなく、人の意見を聞きながら、それを取り纏め、活かすことが大事である。</p> <p>原子力発電所では、当社社員のみならず多数の協力会社の方々が一緒に働いている。また、メーカー等の工場においても、当社の調達に関連した協力会社の方々が設計・製造・解析といった業務に携わっている。原子力安全は当社だけで達成できるものではなく、同じ目的を共有する仲間として協力会社の方々と一体となり、日々の活動を着実に積み重ねていくとともに、技術や技能、その向上に向けた自律的でたゆみなき努力と創意工夫によって確保されるものである。そのことを忘れることなく、社内及び協力会社との間で緊密なコミュニケーションを行い、何でも言い合え、相談のできる風通しの良い職場環境を作っていくとともに、問題解決にあたっては職場を越えて協力し合える関係をつくってほしい。</p>

品質方針

原子力安全の取り組みに終わりはない。現状に満足することなく、常に考え 問いかける姿勢をもって自ら率先して行動するとともに、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上で、以下の方針に基づく業務運営に不断に取り組み、更なるパフォーマンス向上を図っていくことにより、地域・社会の皆さまに信頼され、安心され続ける原子力発電所を目指します。

1. 原子力安全を最優先とする文化を醸成し続けます
2. 自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます
3. 原子力発電所のリスクマネジメントを確実に実施します
4. 積極的な情報公開と対話活動を行い安心・信頼に繋がります
5. 社内や協力会社との風通しの良い組織風土をつくりまします



2020年4月1日
九州電力株式会社
代表取締役 社長執行役員
池辺和弘



第2.1.1-1図 品質方針

2.1.2 目的及び目標

安全性向上評価の実施に当たっては、自主的かつ継続的に発電用原子炉施設の安全性・信頼性を向上させることを目的とし、原子力のリスクを合理的に実行可能な限り低減する(ALARP; As Low As Reasonably Practicable)ことを目標とする。

2.1.3 実施体制及びプロセス

(1) 自主的・継続的な安全性向上への取組み体制

「原子力の安全性・信頼性向上への取組み」は当社の最重要課題である。

当社の使命は原子力発電所の安全確保を大前提に、安定した良質な電力をお客さまに供給し続けることに加え、「お客さまとともに」より良い社会や生活を考え、それを実現していくことである。その使命を果たし続けるためにも、「原子力の安全確保」を、「電力の安定供給」に並ぶ永続的な当社のDNAとして、組織に根付かせ継承し続けなければならない。

これを実現するため、実務部門である原子力発電本部のみならず、全社で原子力の自主的・継続的な安全性向上へ取り組むための体制を構築している。当社の自主的・継続的な安全性向上への取組み体制を第2.1.3-1図に示す。

第2.1.3-1図に示すとおり原子力に係る安全推進・ガバナンス・リスクマネジメント機能を強化するため、全社大の会議体が設置されている。これらのうち、九州電力安全推進委員会はグループ安全統括室が、原子力リスクコミュニケーション会議、経営資源委員会及び業務運営委員会はコーポレート戦略部門が事務局を担っており、それぞれ、以下に示す役割を担っている。

- 九州電力安全推進委員会

社長を委員長とし、自主的安全対策にとどまらない地域のお客さまの安

心と信頼確保につながる安全対策や、継続的な教育・訓練による社員一人ひとりが「安全」を最優先とする風土・文化の醸成等を推進する。

- 原子力リスクコミュニケーション会議

社長を議長とし、原子力の業務運営、意思決定プロセス等に関する報告の場と位置付け、オーバーサイトの観点から社外取締役も含めた経営層全体で原子力事業を俯瞰し、意見交換を行うことにより、多角的な視点、考え方をより一層原子力の業務運営に反映、フィード・バックする。

- 経営資源委員会

原子力を含めた全社設備投資・経費・要員配分を行う。

- 業務運営委員会

原子力を含めた全社業務運営等の改善を行う。

原子力監査室は、安全対策の点検等、業務運営の監査を行うとともに、自主的安全性向上の働きかけを実施している。また、「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」の事務局も原子力監査室が担っている。

土木・建築関係の本店分掌業務は、テクニカルソリューション統括本部土木建築本部原子力土木建築部門が原子力発電本部と連携しながら実施している。

立地コミュニケーション本部は、原子力事業の更なる透明性向上のため、地域の皆さまの「安心」につながる丁寧なコミュニケーション活動や積極的な情報発信を行っている。

なお、安全性向上のための諸活動を実施する一義的責任は、当社が負っているのは当然であるが、これらは当社だけで実行できるものではなく、協力会社やメーカー等と一体となって取り組んでいる。加えて、自主規制組織である世

界原子力発電事業者協会（WANO；The World Association of Nuclear Operators）、（一社）原子力安全推進協会（JANSI；Japan Nuclear Safety Institute）、原子力エネルギー協議会（ATENA；Atomic Energy Association）の協力・助言を得ながら原子力の継続的な安全性向上に取り組んでいる。この概念図を第2.1.3-2図に示す。

（2）安全性向上評価の実施体制

玄海原子力発電所第4号機（以下「玄海4号機」という。）に関する安全性向上評価の実施体制を第2.1.3-3図に示す。総括責任者である原子力発電本部安全・品質保証部長の指示により、土木建築本部原子力土木建築部門を含む本店の各部門及び玄海原子力発電所がQMSに定める責任及び権限に基づき、担当業務の調査及び評価を実施する。これらを安全・品質保証部門で取りまとめ、安全・品質保証部長を委員長とする安全性向上総合評定委員会において審議し、安全性向上措置及び総合評定を決定する。

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学識経験者で構成される「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」による外部評価を必要に応じ受ける。

（3）安全性向上のプロセス

a. 安全性向上のための継続的取組みに係るプロセス

原子力発電所の安全性向上のための継続的な取組みは、QMSの継続的改善のプロセスを基本とする。QMSの各プロセスは文書化され、これらに基づきプロセスが実施される。

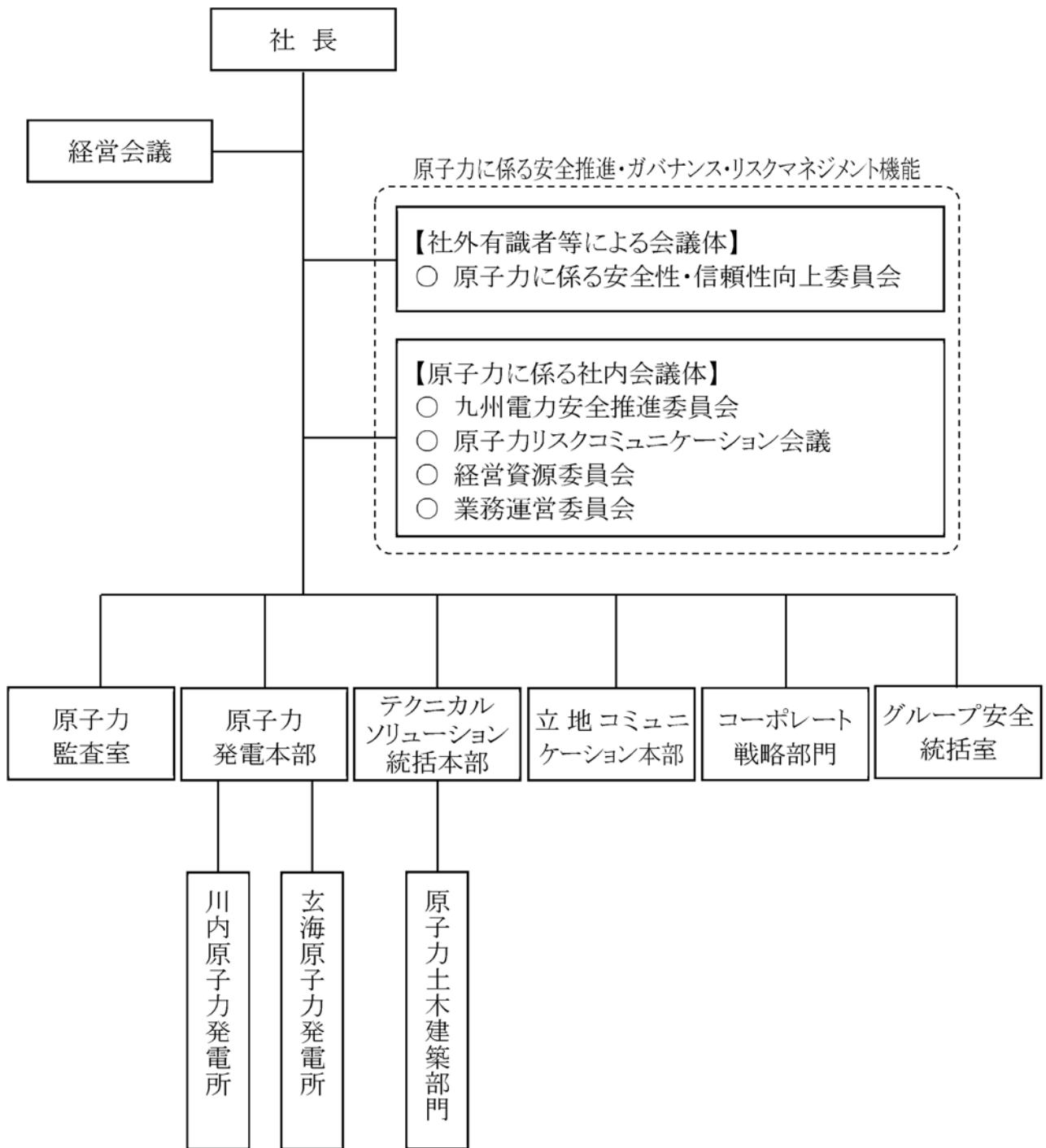
QMSプロセスの順序及び相互関係を添付資料-2「玄海原子力発電所原子炉施設保安規定 第2章 品質保証 別図2 品質マネジメントシステムの

プロセス間の相互関係」に示す。

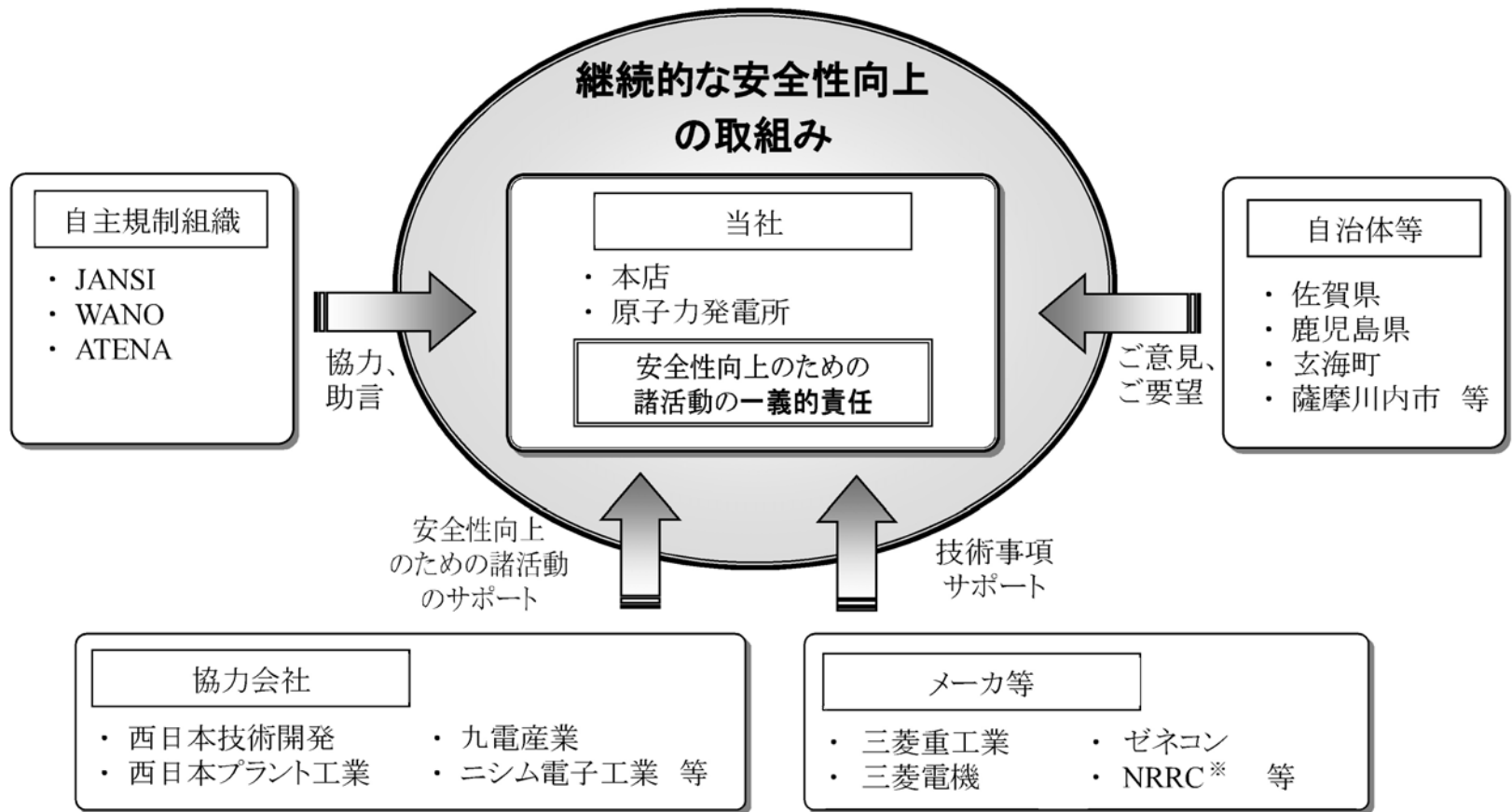
b. 安全性向上評価のプロセス

安全性向上評価のプロセスは、「(2) 安全性向上評価の実施体制」に述べたプロセスをQMSプロセスの文書として定めており、これに基づき実施する。

なお、安全性向上評価の評価項目は、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について」(令和2年3月31日付け原規規発第20033110号、原子力規制委員会決定)に従った。

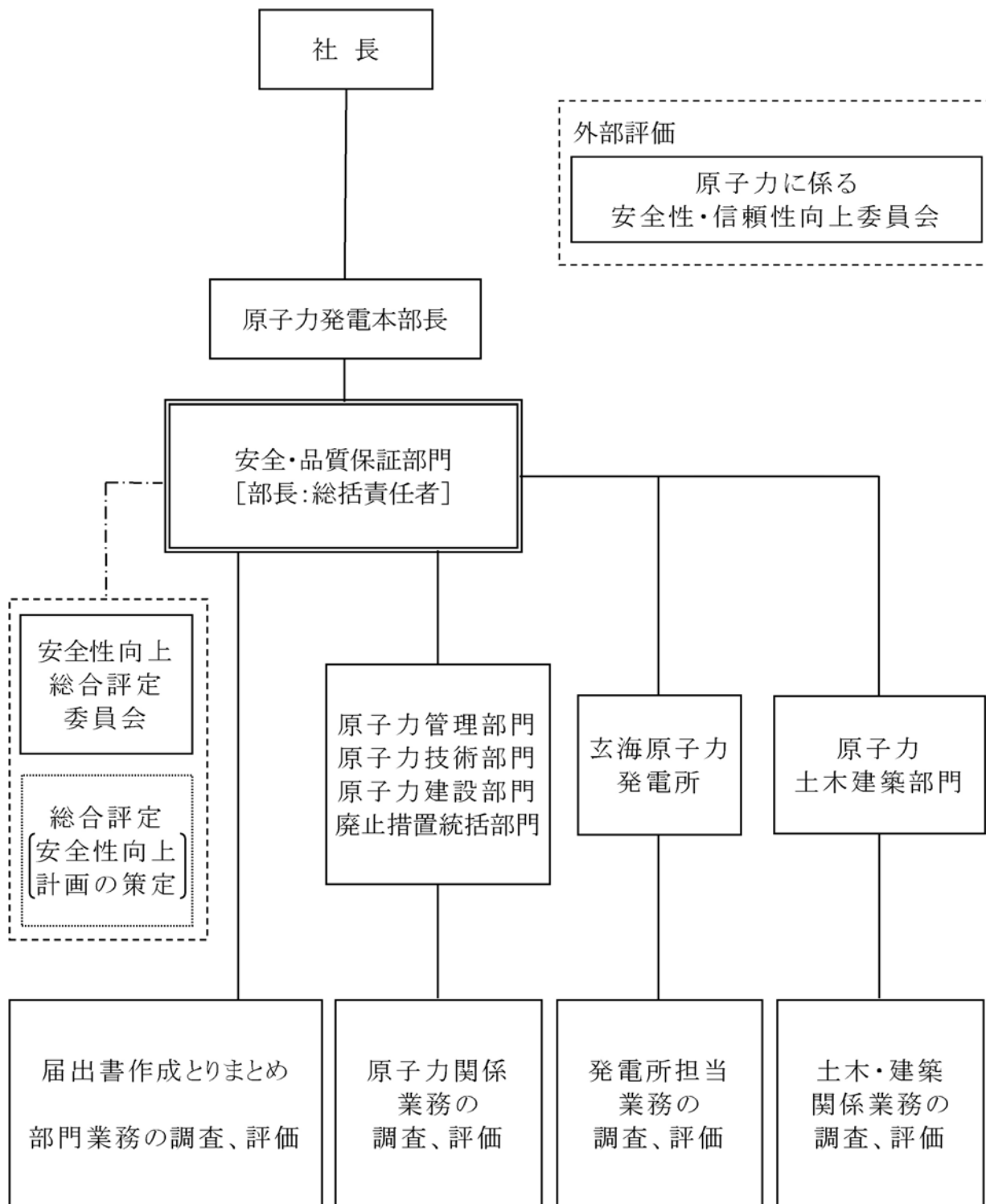


第 2.1.3-1 図 自主的・継続的な安全性向上への取組み体制



※ 原子力リスク研究センター

第 2.1.3-2 図 継続的な安全性向上のための取組みの概念図



第 2.1.3-3 図 安全性向上評価の実施体制

2.2 調査等

2.2.1 保安活動の実施状況

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「原子炉等規制法」という。)第43条の3の22第1項及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉規則」という。)第69条の規定に基づく保安活動に加えて、発電用原子炉施設の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する当社の自主的な取り組みを含めた活動の実施状況を取りまとめるとともに、活動内容について以下の要領で調査及び分析し、その有効性の評価を実施した。

(1) 調査の要領

保安活動の実施状況について、第14回定期事業者検査終了日の翌日(2022年8月10日)から評価時点となる第15回定期事業者検査終了日(2023年3月8日)までの期間(以下「調査期間」という。)における改善活動の結果及び実績指標の結果について、保安活動ごとに整理し、保安活動の有効性を確認する。

なお、本章では定期検査、施設定期検査、定期事業者検査のうち、複数を示す箇所については、「定期事業者検査」と記載する。

a. 改善活動の調査方法

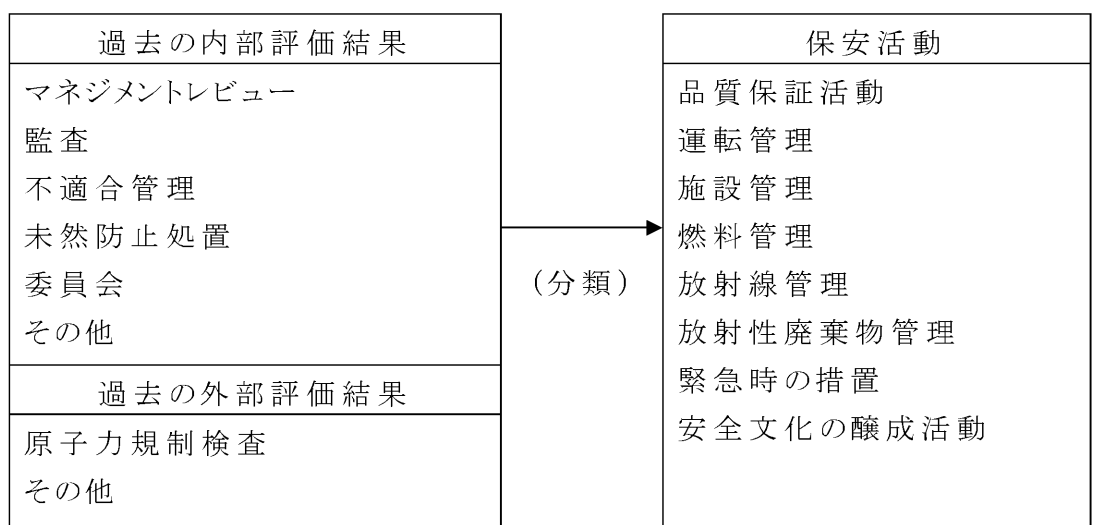
改善活動は、玄海4号機に関する、過去に自ら実施した内部評価結果及び過去に外部評価機関等から受けた外部評価結果について調査し、保安活動の仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)に係る改善又は設備の改善に分類し、保安活動ごとに整理を行い、有効性を評価する。

なお、安全文化の醸成活動は、その取り組みについて、安全文化醸成に係る社内マニュアルに定める安全文化要素に沿っても調査を行い、有効性を

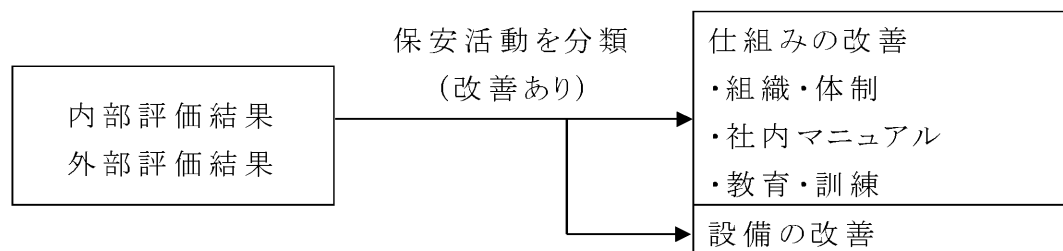
評価する。

(a) 改善活動の整理

玄海4号機に関する、過去に自ら実施した内部評価結果及び過去に外部評価機関等から受けた外部評価結果について調査し、どの保安活動に該当するか以下のとおり分類する。



さらに、調査した過去の評価結果について、改善状況等を確認し、改善事項があった場合、その改善が保安活動の仕組みに係る改善又は設備の改善のどの改善に該当するか分類する。



内部評価結果の調査により得られた玄海4号機の保安活動の改善へとつながった主な評価結果と改善状況を第2.2.1-1表に示す。なお、今回の調査期間において、外部評価結果の調査により得られた改善はなかった。

さらに、安全文化の醸成活動の改善状況については、安全文化要素に沿って調査を行う。

(b) 改善活動の有効性評価

以下の項目を考慮し評価を行う。

- イ 改善活動が保安活動に定着しているか
- ロ 改善活動の見直しが継続的に行われているか
- ハ 改善が必要と判断した事象に再発又は類似の事象が発生していないか
- ニ 改善が必要と判断した事象に再発又は類似の事象が発生している場合には、原因が確認され、その原因に基づいて追加の改善活動が講じられているか
- ホ 改善活動が、保安活動の目的に沿って有効であったか

なお、安全文化の醸成活動の改善活動については、安全文化要素に沿って評価する。

b. 実績指標の調査方法

(a) 実績指標の調査範囲

実績指標は、保安活動ごとに選定された実績指標の時間的な推移等を調査期間について調査を行う。但し、調査期間内のデータだけでは時間的な推移を確認することが困難な実績指標については、2023年3月8日までの過去約10年分又は10サイクル分の確認可能な範囲のデータを調査する。

保安活動ごとに選定した実績指標は、以下のとおり。

保安活動	実績指標	調査方法
品質保証活動	人的過誤による不適合発生件数	不適合発生件数の推移と内容を確認する。
	状態報告(CR)件数	CR件数の推移を確認する。
	原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)の件数	CAQの件数の推移を確認する。
	トップマネジメントによるQMSの評価結果及び対応状況	QMSの改善状況等を確認する。
運転管理	設備利用率・発電電力量	時間的な変化や運転状況を確認する。
	事故・故障発生件数	
施設管理	重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化の傾向	機器の経年劣化傾向を把握し、機器の健全性を確認する。
	設備の不適合発生件数	不適合発生件数の推移と内容を確認する。
	1次冷却材及び蒸気発生器器内水の水質	水質の変化を確認する。
燃料管理	保全活動管理指標の監視結果	プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標の監視結果を確認する。
	1次冷却材中のよう素131濃度	燃料健全性の指標であるよう素131濃度の推移及び対策の内容を確認する。
放射線管理	定期事業者検査中の作業被ばく線量	被ばく線量及び線量当量率の推移を確認する。
	主要作業別の被ばく線量	
	定期事業者検査時に測定した主要箇所の線量当量率の推移	
	環境試料中の放射能濃度	環境試料中の放射能濃度が環境安全上問題ないか確認する。
放射性廃棄物管理	放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量	放射性気体・液体廃棄物の放出量、放射性固体廃棄物の発生量、保管量の推移及び放射性廃棄物低減対策を確認する。
	放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量	
	放射性液体廃棄物中の放射性物質の放出量(トリチウムを除く)	
	放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出量	
	放射性固体廃棄物の発生量及び保管量(貯蔵量)の推移	
	放射性廃棄物低減対策	
緊急時の措置	原子力防災訓練回数	訓練等の取組み状況を確認する。
	訓練等の改善状況	訓練等の改善状況を確認する。
安全文化の醸成活動	安全文化に関する教育の受講率	安全文化を醸成する活動(以下「安全文化醸成活動」という。)に関する教育の受講率の推移を確認する。
	安全文化に問題があり発生した不適合件数	不適合発生件数の推移と内容を確認する。

(b) 実績指標の有効性評価

以下の項目を考慮し評価を行う。

- イ 時間的な推移が安定しているか
- ロ 時間的な推移に著しい変化又は中長期的な増加若しくは減少傾向がないか
- ハ 著しい変化又は中長期的な増加若しくは減少傾向がある場合には、その原因が明らかにされ適切な対策がとられているか
- ニ 著しい変化がなく安定している場合は、安定した状態を維持するため又は向上した状態を目指すための適切な対応がとられているか
- ホ 定性的な実績指標については、その活動が適切に実施され、必要に応じて改善活動等が実施されているか

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(1/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善提案	—	<p>社内検査の運用を改正する改善提案を採用した。</p> <p>内容:使用前事業者検査のうち記録確認検査においては、記録内容をすべて手書きで成績書に転記していたが、転記する内容が膨大であり、誤記等が発生するリスクが高いことから、判定結果欄等の検査判定に必要となる箇所のみを転記し、それ以外の採取データや確認資料等は添付のエビデンスで確認することにより、使用前事業者検査成績書の正確性の向上を図るとともに転記作業の省力化を図った。また、使用前事業者検査成績書への記入を電子入力にて行うよう運用を変更することで、文字崩れによる記録の誤認防止を図った。</p> <p>(2022年度)</p>	施設管理	社内マニュアル	
	—	<p>「火災防護計画(基準)」、「火災防護計画(要領)」及び「作業管理要領(3,4号)」を改正する改善提案を採用した。</p> <p>内容:消防用設備の取替、改造等に関する行政手続きを漏れなく実施していくため、取替、改造等を実施する場合には消防機関へ事前に行政手続きの必要性の有無について確認を実施するため、「防災課長は、各課長が消防用設備の取替、改造等を実施する場合には、各課長からの依頼に基づき、事前に行政手続きの必要性の有無を消防機関へ確認を実施する。」こととした。</p> <p>(2022年度)</p>	施設管理 緊急時の措置	社内マニュアル	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(2/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善提案	—	<p>「技術基準(3,4号)」を改正する改善提案を採用した。</p> <p>内容:規定文書を改正する際は、運用開始に先立って以下の2つのプロセスを実施していたが、改正内容の規定文書主管課員への周知は、(1)で実施されており、改正内容を周知した記録の作成・保管は、要求事項ではないことから、(2)について廃止した。</p> <p>(1)業務連絡票により変更内容を関係各課へ通知する。</p> <p>(2)改正内容を規定文書主管課員へ周知し、その結果の記録として「規定文書改正内容確認リスト」を作成し保管する。</p> <p>(2022年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	<p>「放射線管理要領(3,4号)」を改正する改善提案を採用した。</p> <p>内容:炉心損傷の事象進展が著しく早い場合におけるチェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止の観点から、より充実した対応ができるように、炉心損傷に至る前の中央制御室等への簡易チェンジングエリアの設置・運用について整理を行い、「簡易チェンジングエリア設置・運用手順書」を新規追加した。</p> <p>(2022年度)</p>	放射線管理緊急時の措置	社内マニュアル	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(3/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善提案	—	<p>「本店非常事態対策基準」を改正する改善提案を採用した。</p> <p>内容:「本店非常事態対策基準」の(別表13)及び(様式12)について、記載に問題はないものの、名称や数量の表現が一部異なっている(別表13では「社内電話」と記載しているが、様式12では「PHS」と記載している等)ことから、今後の業務のしやすさを考慮し、(様式12)の記載を(別表13)と紐付けが容易となるよう「本店非常事態対策基準」(別表13)との記載を合わせるため、「本店非常事態対策基準」(様式12)「その他の原子力防災資機材点検記録」のうち、通信機器の一部記載内容について見直しを行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・名称の修正 ・その他の原子力防災資機材の台数 <p>(2022年度)</p>	緊急時の措置	社内マニュアル	
不適合管理 不適合・是正 処置報告書	<p>前処理タンク循環ポンプケーシングの損傷 (概要) 2021年度補機計画整備工事のうち前処理タンク循環ポンプ分解点検において、ポンプケーシングの内側からオイルシールを取り外したところ、ポンプケーシングの内ツバ部に損傷が確認された。 (原因) 点検時にオイルシールを取り外すためにハンマーで叩き出した際に、ポンプケーシングの内ツバ部に接触・損傷させた可能性がある。また、建設以降の点検におけるオイルシール取外し・取付作業により微細な傷が多数発生し、今回の点検作業において、その傷が拡大したことで損傷に至った可能性がある。 (2021年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 保修第二課(原子炉係)が管理する同型ポンプにおいて、オイルシールの取外し時にポンプケーシングに偏った力が掛からないようオイルシールプーラーを使用するとともに、今回のケースのように取外しが困難な場合を考慮し専用治具を製作し、その治具を使用し取外す旨を作業要領書に明記した。 ・ 保修第二課(汽機係)が管理する同型ポンプにおいては、ポンプメンテナンスメーカーに対して原子炉係が是正を行った作業要領書の情報を伝達し、次回点検時に確実に反映するように依頼を行った。 <p>(2022年度)</p>	施設管理	社内マニュアル	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(4/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
<p>不適合管理 不適合・是正 処置報告書</p>	<p>3B-MSH第一段加熱蒸気元弁後ドレン元弁(3V-RS-177B)上流側ドレンラインリーク (概要) 3B湿分分離加熱器第一段加熱蒸気元弁後ドレン元弁(3V-RS-177B)上流側のドレンライン保温材よりリーク(1滴/秒)しているのを発見した。 当該システムを隔離し、保温材を外したところ、湿分分離加熱器第一段加熱蒸気管の母管とドレンラインとの分岐部管台の母管側溶接線の端から漏えいを確認した。 (原因) 玄海原子力発電所3号機(以下「玄海3号機」という。)第16回定期修繕工事にて当該配管の取替えを行い、漏えいした配管の工場調査を行った結果、配管内面管台部が減肉しており、減肉部の表層には流れ加速型腐食(FAC)の特徴であるりん片状模様やマグネタイト(Fe₃O₄)の生成が認められ、エロージョンの特徴である減肉部の塑性変形や硬化は認められないことから、FACにより減肉し漏えいに至ったものと推察された。 (2021年度)</p>	<p>漏えいした3B湿分分離加熱器第一段加熱蒸気管について、材質をFACに耐性があるステンレス鋼を適用し、配管取替えを実施した。 また、当該システムと同じ構造、材質であり、FACの可能性のある箇所について、FACに耐性があるステンレス鋼へ配管取替えを実施した。 (2022年度)</p>	<p>施設管理</p>	<p>設備</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(5/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
<p>不適合管理 不適合・是正 処置報告書</p>	<p>緊急時対策支援システム(ERSS)伝送データ(220kV予備電源線電圧)の不信頼 (概要) 2021年度補機計画整備工事のうち、220kV送電系シーケンス盤の点検に伴い同盤の隔離を実施した。隔離完了後、技術第二課よりERSS伝送項目のうち「220kV予備電源線電圧」について伝送不信頼になっている旨の連絡を受けた。当該盤の隔離時間と不信頼発生の時間が一致することから、本点検による隔離により不信頼となったことを確認した。 今回の作業は、玄海原子力発電所1号機及び玄海原子力発電所2号機(以下「玄海1、2号機」という。)側設置設備の点検であり、監視不能となる予備電源線電圧は玄海1、2号機側の220kV予備電源線電圧(点番号:Y4051E)で、ERSS伝送しているのは玄海原子力発電所3号機及び玄海原子力発電所4号機(以下「玄海3、4号機」という。)側(受電側)の220kV予備電源線電圧(点番号:E4005)と認識していたため、ERSS伝送の停止連絡は不要としていた。しかし、ERSS伝送に使用していたのは玄海1、2号機側の220kV予備電源線電圧(点番号:Y4051E)であったため、点検により当該パラメータの盤電源を「切」としたことでERSS伝送データが不信頼となった。 (原因) 保守第二課(制御係)関係者は、2020年11月に追加されたERSS伝送項目の「220kV予備電源線電圧」のパラメータについて、追加時にパラメータの諸元の確認を行っていなかったことから伝送元の情報を把握できなかった。 (2021年度)</p>	<p>重要なパラメータ以外のパラメータに係るERSS常時伝送パラメータについて、管理対象号機以外に設置された設備から伝送している項目を確認した結果、「220kV予備電源線電圧」のみであり、同点検予定表に以下の事項を追記した。 ・管理対象号機以外から伝送情報を採取しているパラメータについて、伝送元に関する情報を備考欄へ追記した。 ・「伝送項目を新規に追加する場合は、伝送パラメータの諸元を確認すること。また、管理対象号機以外に設置されている設備から伝送情報を採取する場合は、伝送元を明確にすること。」の注記を追記した。 (2022年度)</p>	<p>施設管理</p>	<p>社内マニュアル</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(6/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
不適合管理 不適合・是正 処置報告書	<p>安全弁内部の洗浄不足に伴う適合性確認検査の再検査 (概要) 適合性確認検査の安全弁外観検査後に、弁内部の弁座のねじ部に浸透探傷試験(PT)で使用した現像剤の洗浄不足が確認された。外観検査の判定基準は「機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと」であり、確認された現像剤は機能・性能に影響を及ぼす欠陥ではないが、微少な現像剤が残存していたため、当該弁を分解し、弁座のねじ部及び各部品の洗浄を行った後、外観検査の再検査を実施した。 (原因) PTの現像剤の残存が、工場の照明では見えない程度の微少なものだったため、PT実施後に洗浄を行った際に製作メーカー担当者が気付かなかった。また、適合性確認検査のうち外観検査において、検査担当者は機能・性能に影響がある傷等がないかといった視点で確認を実施していたが、当該弁の機能・性能に影響はない微少なものだったため、現像剤の残存に気付かなかった。 (2021年度)</p>	<p>今回の不適合事例について、所内各課及び関係協力会社に対し、周知・注意喚起を行った。 (2022年度)</p>	施設管理	教育・訓練	
	<p>3B低圧給水加熱器ドレンポンプ中間・吐出しボウルの減肉 (概要) 玄海3号機第16回定期修繕工事のうち3B低圧給水加熱器ドレンポンプ分解点検において、ポンプ中間・吐出しボウル内面の減肉が確認された。 計画肉厚(12mm)から減肉深さを減じて推定残存肉厚を算出した結果、中間ボウル(4及び5段)、吐出しボウル(6段)の減肉部において、必要肉厚を下回っていることが確認された。 (原因) 低圧給水加熱器ドレンポンプ中間・吐出しボウル内の減肉は、スケールを含んだ流体が高速流で流れること、また、僅かな流れの乱れが部分的に生じることでエロージョンが発生し、経年的な供用により進展したものと推定される。 (2022年度)</p>	<p>玄海3、4号機低圧給水加熱器ドレンポンプ(4台)の中間・吐出しボウルをマルテンサイト系ステンレス鋼(SCS6)に取り替えた。 (2022年度)</p>	施設管理	設備	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(7/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
<p>不適合管理 不適合・是正 処置報告書</p>	<p>玄海4号機使用前事業者検査(施設)「4号機Bディーゼル発電機機能・性能(運転性能検査)」における判定値の算出不備 (概要) 2022年5月26日に実施した標記検査において、誤った方法で丸めた数値を用いて算出した値で検査判定を行っていたことが判明した。 具体的には、標記検査の成績書に添付している「アークエネルギー算出」のうち短絡事故発生から短絡電流が1%以下になるまでの時間算出において、遮断時間(保護リレー動作から消磁コンタクトが投入されるまでの時間)の小数第4位を切捨てた値を使用することとしていたが、誤って切上げた値を使用して短絡電流を算出して、その誤った値を用いたまま、その後アークエネルギーを算出し検査判定を行っていた。 (原因) 検査成績書を取りまとめた検査担当者は、遮断器のアークエネルギーの算出時に、先に実施した類似の計算方法に引きずられ小数第4位を切捨てるべきところを切上げてしまった。 (2022年度)</p>	<p>複雑な手計算を経て検査判定値を算出する検査時のダブルチェックに関する運用を「使用前事業者検査(施設)実施要領の作成の手引き」に追加した。 (2022年度)</p>	<p>施設管理</p>	<p>社内マニュアル</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(8/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
<p>不適合管理 不適合・是正 処置報告書</p>	<p>常設直流電源設備(3系統目)設置工事のうち計装電源盤警報出力回路の接点動作方向不整合(概要) 玄海3号機常設直流電源設備(3系統目)設置工事において、3号計装電源盤(3系統目蓄電池用)の警報回路(3号計装電源盤(3系統目蓄電池用)からSA盤への代表警報)の対向試験をメーカーにて実施したところ、警報発信側の計装電源盤(3系統目蓄電池用)と警報受信側のSA盤の警報回路の接点動作方向に不整合があることを確認した。 その結果、3号計装電源盤(3系統目蓄電池用)試験・調整作業要領書における警報回路動作試験が実施できず、試験の判定基準である「各操作で表示灯の点灯、消灯が異常なく行われること。また、外部端子で接点動作が異常なく行われること。」を満足できなかった。 (原因) ・当該メーカーにおける接続箇所のインターフェイス確認において使用しているチェックシートが、接点動作方向の整合確認が抜けやすいフォームとなっていた。 ・異なる受注者間で接点取り合いのある工事であったため、当社に提出される納入図書に接続箇所のインターフェイスを一連で確認できるようなものがなく、接点動作方向の不整合に気付けなかった。 (2022年度)</p>	<p>(1)異なる受注者間で接点取り合いを行う場合、双方の接点動作方向の整合性が確認できる図面を提出するよう「調達管理要領(3,4号)」及び「設計管理要領(3,4号)」に追記し改正した。また、納入図書チェックシート(設計管理要領)に接点取り合いがある場合の動作方向を確認するチェック項目を追記した。 (2)メーカーにおいて、以下の再発防止策を実施することを確認した。 ・ロジック図(納入図)に接続先の接点動作方向を記載し、一連で動作方向が確認できるようにする。 ・ロジック図(納入図)を確認するチェックシートに接続先の接点動作方向を記載しているか確認項目を追加し、接点動作方向の記載抜けがないようにする。 ・信号を発信する設備の図面の接点動作方向を分かりやすい記載とする。 (2022年度)</p>	<p>施設管理</p>	<p>社内マニュアル</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(9/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
<p>不適合管理 不適合・是正 処置報告書</p>	<p>使用前事業者検査(施設)「QGN3-2(3)-0816機能・性能検査(系統運転検査)」の中止 (概要) 使用前事業者検査(施設)「QGN3-2(3)-0816」蓄電池(3系統目)機能・性能検査(系統運転検査)において、蓄電池の電圧測定を実施した。その際、蓄電池62セル中2セルの単電池13番セルと15番セルの電圧で判定基準を満足しないことが確認されたため、検査を中止した。 (原因) 設備主管課及び検査主管課関係者は、検査実施のため浮動充電を再開した際に、据付け直後の蓄電池の特性を十分に理解しない状態で検査実施可能と判断し、検査を実施したことが原因である。 これは、「原子力発電所用据置鉛蓄電池の試験方法」(JEM1431)の試験方法に「満充電状態の組電池を浮動充電状態にし、基準値内であることを確認する」との記載を受け、満充電状態であれば電圧のばらつきが安定し検査可能であると考えていたことによるものであり、実際には満充電状態においても、JEM1431に基づく安定後の目標値を満足しない電圧のばらつきが発生する可能性があるという据付け直後の蓄電池特有の特性を十分に理解していなかったからである。 なお、蓄電池の取扱説明書(納入図)には、「据付け直後の蓄電池のセル電圧には個々にばらつきがあり、浮動充電状態でセル電圧が許容を外れることがあるが、性能上問題はなく、浮動充電開始後、1か月程度で納まる」と記載があることを確認していたが、調達上の蓄電池据付け後の電圧測定において、JEM1431に基づく安定後の目標値に納まっていたことから、浮動充電を再開する際に、取扱説明書に記載の「セル電圧の個々のばらつき」に意識が向かなかった。 (2022年度)</p>	<p>納入する設備が、その状態によって使用前事業者検査の実施時期、判定基準等に影響を与えるような特性を有する場合は、供給者から当社へ検査に際し考慮すべき事項を報告するプロセスを「調達管理要領(3,4号)」及び「設計管理要領(3,4号)」に追記し改正した。 (2022年度)</p>	<p>品質保証活動 施設管理</p>	<p>社内マニュアル</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(10/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
不適合管理 不適合・是正 処置報告書	<p>「原子炉補助盤安全系補機中央操作不能」警報発信 (概要) パトロール中に巡視員が教育者(新入社員)に対して、中央制御室外原子炉停止盤制御器の教育をしながらD主蒸気逃がし弁制御器を指差ししたところ、誤って「L(ローカル)」ボタンに手が触れ、「L(ローカル)」に切り替わった。その後、直ちに「R(リモート)」ボタンを押し、元の状態に復帰させた。その際、中央制御室原子炉補助盤に「原子炉補助盤安全系補機中央操作不能」の警報が発信(1秒間)した。警報復帰後、当直主任によって中央制御室外原子炉停止盤の状況が通常状態であることを確認した。 なお、D主蒸気逃がし弁操作位置切替スイッチは「中央」位置であり、本事象によるD主蒸気逃がし弁の弁状態に変化はなく、プラントへの影響はなかった。 (原因) 習慣的に対象物を触って指差呼称していた。 (2021年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 玄海3、4号機の中央制御室外原子炉停止盤内のすべてのリモート/ローカル切替スイッチ付手動操作器に接触防止用カバーを取り付けた。 ・ 運転員に対し、指差呼称時は対象物に接触しない距離をとるなどの基本事項の周知を行った。 (2022年度) 	運転管理	教育・訓練 設備	
不適合管理 (本店) 不適合・是正 処置報告書	<p>解析業務を含む委託の委託報告書に関する審査の不備 (概要) 「川内1、2号機高経年化技術評価に関する調査検討委託」及び「玄海3、4号機高経年化技術評価に関する調査検討委託」において、「解析業務チェックシート(委託報告書用)」が上覧されていないことを確認した。 (原因) 解析業務を含む委託の検収時において、委託報告書に対して実施すべき行為についての認識不足。 (2021年度)</p>	<p>グループ内教育を行い、以下の項目について再認識させた。 ・ 解析業務を含む委託の検収時には、業務委託報告書を「解析業務チェックシート(委託報告書用)」を用いて審査する必要があること。 (2022年度)</p>	品質保証活動	教育・訓練	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(11/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
<p>不適合管理(本店)</p> <p>不適合・是正処置報告書</p>	<p>安全実績指標の提出遅れ(概要)</p> <p>安全活動に係る実績を示す指標(以下「安全実績PI」という。)については、四半期ごとに、「原子力規制検査等に関する規則第5条」(以下「規則」という。)に基づき、原子力規制庁に対して報告している。報告に当たっては、規則及び規制に基づき作成した「定期報告作成要領」に定める報告期限(当該四半期の終了後四十五日以内に報告)を遵守する必要がある。</p> <p>2021年度第3四半期の安全実績PIの報告に当たり、報告期限2月14日(当該四半期の終了後四十五日以内に報告)から遅れ、2月15日に報告する事案が発生した。</p> <p>(原因)</p> <p>本事象の原因は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力エネルギー協議会(ATENA)の「原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン」の記載「四半期末の翌々月の15日まで」のみを参照し、規則及び規則に基づき作成した社内規定文書(定期報告作成要領)を参照しなかった。 <p>(2022年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 「定期報告作成要領」に各四半期の報告期限を明記した。 原子力発電グループ年間業務計画へ「定期報告作成要領」と同様に報告期限を明記し、実績をフォローしていくこととした。 本不適合事象の内容、「定期報告作成要領」の改正内容及び各業務の実施に当たっては、関係する規定文書等を参照することの重要性をグループ員へ教育を実施した。 <p>(2022年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル教育・訓練	
<p>未然防止処置(本店)</p> <p>未然防止処置対策実施確認票</p>	<p>川内原子力発電所1号機及び川内原子力発電所2号機(以下「川内1、2号機」という。)</p> <p>(概要)</p> <p>「原子力訓練センター教育訓練要領」の定期レビューにおいて、「定期レビューチェックリスト」のレビューすべき各項目の確認はすべて実施し記録は作成していたが、「レビュー結果(見直し不要の判断結果)」に関わる記録を作成していないことを発見した。</p> <p>(原因)</p> <p>定期レビューのレビュー結果については、チェックリストの2枚目の最後に記載する様式となっているが、チェックリスト1枚目の下段と2枚目の上段にレビュー結果の作成は不要との誤解を招きかねない記載があることから、2枚目のチェックリストは不要と思い込み、レビュー結果に関わる記録を作成しなかった。</p> <p>また、講師及び訓練センター所長は、チェックリスト2枚目のレビュー結果に関わる記録を作成していないことに気付かなかった。</p> <p>(2020年度)</p>	<p>「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」には、「規定文書取扱要則」(コーポレート戦略部門)に定める「様式1 定期レビューチェックリスト」を用いて、「規定文書管理システム」の電子承認機能を活用する改正を行い、「定期レビューチェックリスト」の様式を「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」より削除した。</p> <p>(2022年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(12/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
<p>未然防止処置(本店)</p> <p>未然防止処置対策実施確認票</p>	<p>川内1、2号機 (概要) 「原子力訓練センター業務要領」の改正において、規定文書制定改廃書及び規定文書作成チェックリストが、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に規定された様式を使用すべきところ、誤って「文書管理基準(一般)」に規定された様式を使用していたことを発見した。この結果、規定文書作成チェックリストの「原子力安全への影響評価」の審査が適切に行われていなかった。 (原因) 業務要領改正時に使用する「規定文書制定改廃書」及び「規定文書作成チェックリスト」の様式には、様式の右片に「QMS業務要領用」、「一般業務要領用」と記載され、識別されているが、制定改廃を行う規定文書が「QMS業務要領用」であることを審査する項目がなかった。また、「原子力訓練センター業務要領」(QMS文書)の改正において、本来使用すべき「QMS業務要領用」の識別の確認が、担当者、承認者ともに不十分であったために誤って「一般業務要領用」の様式を使用した。 (2020年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・オンライン資料「未然防止処置対策検討結果等を踏まえた文書管理の効率化について」に基づき、「規定文書制定改廃書」及び「規定文書作成チェックシート」の様式を統一するため、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」と「文書管理基準(一般)」を一元化(「文書管理基準(一般)」の内容を「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」に統合)する改正を実施し、「文書管理基準(一般)」を廃止した。 ・「発電所防護に係る文書管理基準」については、「核物質防護規定」との関係を考慮し、当該基準は維持した上で、上記の一元化した基準を読み込む改正を実施した。 ・「規定文書制定改廃書」については、「規定文書取扱要則」(コーポレート戦略部門)に定める様式例を用いて、「規定文書管理システム」の電子承認機能を活用することとしたため、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」から様式を削除した。 (2022年度) 	品質保証活動	社内マニュアル	
	<p>川内1、2号機 (概要) 川内1、2号機特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)の計装設備について、一部の部品が装着されていないことを確認した。 (原因) メーカーにおける手違いのほか、当社の調達管理において、当社が詳細に確認する「納入図書」、当社が参考程度に確認する「参考図」を明確に識別していないことが原因である。 (2022年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・当社の調達管理において、納入図書と参考図の位置付けを明確にし、供給者が図書を提出する際に納入図書と参考図が混在しないように要求することとした。 ・「設計管理要領(本店)」に、納入図書以外の図書も納入図書として扱うことを可能とする運用を明記した。 (2022年度) 	品質保証活動	社内マニュアル	
<p>委員会</p> <p>玄海原子力発電所安全運営委員会</p>	—	<p>原子力事業者防災業務計画の修正に伴う改正(緊急時活動レベル(EAL)判断基準の見直しに向けた特重施設を構成する設備及び蓄電池(3系統目)の追加、通報経路の適正化等)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「非常事態対策基準」 (2022年度) 	緊急時の措置	社内マニュアル	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(13/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
委員会	—	原子力事業者防災業務計画の修正に伴う改正(地元防災関係機関等に、「原子力安全研究協会を含む医療関係団体」を追加) ・「非常事態対策基準」 (2022年度)	緊急時の措置	組織・体制 社内マニュアル	
	—	原子力事業者防災業務計画の修正に伴う防災資機材(数量)変更(原子力防災要員3名追加に伴うヨウ化カリウム丸の数量変更) ・「救急対策基準」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	オーソライズ「未然防止処置の帳票廃止について」に伴う改正(未然防止処置の検討票と確認票を作成する際、改善措置活動(CAP)システムを使用する運用へ変更) ・「未然防止処置基準」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	オーソライズ「玄海原子力発電所灯火設備の設置場所変更及び業務移管について」に伴う改正(灯火設備の業務移管に伴い、関係する記載を追記) ・「技術基準(3,4号)」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
玄海原子力 発電所安全 運営委員会	—	玄海3、4号機2次系純水タンク補助給水系統号機間接続ライン設置工事に伴う改正(復水タンク(ピット)の代替水源である2次系純水タンクは、Aタンクは3号ポンプ、Bタンクは4号ポンプに給水する系統構成であったが、定検期間以外にも2次系純水タンク点検を可能とするため、2次系純水タンク出口の補助給水系統に号機間接続ラインを設置し、どちらのタンクからも補助給水ポンプへの給水を可能とした。号機間接続ラインの設置に伴い、手動弁を設置したため、起動前弁確認表に記載) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	玄海3、4号機使用済燃料ピット浄化流量の変更等に伴う改正(1次系廃樹脂低減対策として、使用済燃料ピット浄化流量等の運用を変更) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理 放射性廃棄物管理	社内マニュアル	
	—	運用の明確化(緊急時対応に係る点検チェックシートに機器及び使用場所の確認項目を追加) ・「非常事態対策要領」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	玄海3、4号機2次系純水タンク補助給水系統号機間接続ライン設置工事に伴う改正(復水タンク(ピット)の代替水源である2次系純水タンクは、Aタンクは3号ポンプ、Bタンクは4号ポンプに給水する系統構成であったが、定検期間以外にも2次系純水タンク点検を可能とするため、2次系純水タンク出口の補助給水系統に号機間接続ラインを設置し、どちらのタンクからも補助給水ポンプへの給水を可能とした。号機間接続ラインの設置に伴い、手動弁を設置したため、起動前弁確認表に記載) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	施設管理	設備	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(14/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
委員会 玄海原子力 発電所安全 運営委員会	—	特重施設用の燃料油系統設備、自火報設備及び消火設備の設置に伴う改正(燃料油管理(成分管理含む。))に関する記載を追加) ・「技術基準(3,4号)」 (2022年度)	品質保証活動 緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	特重施設用の燃料油系統設備、自火報設備及び消火設備の設置に伴う改正(消防用設備及び火災発生時の一部運用開始に伴う変更) ・「火災防護計画(基準)」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	オーソライズ「安全性向上評価第2章「2.2.1保安活動の実施状況」における実績指標の見直しについて」に基づく改正(より効果的な実績指標への見直し) ・「安全性向上評価実施基準(3,4号)」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	玄海4号機4-4B母線保護継電器取替に伴う改正(アナログ式からデジタル式への変更に伴うリレー動作設定値の記載見直し等) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理 施設管理	社内マニュアル 設備	
	—	玄海4号機4C、4D海水ポンプ取替工事に伴う改正(4C、4D海水ポンプの無給水軸受化に伴う定期試験の記載変更等) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	玄海原子力発電所原子炉施設保安規定(要則)(以下「保安規定」という。)の変更に伴う改正(特重施設設置に伴う保安規定第17条関連手順の制定等) ・「保安規定に基づく保修業務要領(3,4号)」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	オーソライズ「玄海原子力発電所プロセス監査見直しについて」に伴う改正(プロセスの監視及び測定に関する記載の変更) ・「評価改善活動管理基準」 (2022年度)	品質保証活動 安全文化の醸成活動	社内マニュアル	
	—	特重施設の自火報設備、消火設備及びその他消防用設備の設置に伴う改正(消防用設備及び火災発生時の運用を一部開始し、建物としての管理を行う。また、特重施設に設置した消防用設備の点検実施箇所を明確化した。) ・「火災防護計画(基準)」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 設備	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(15/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
委員会 玄海原子力 発電所安全 運営委員会	—	保安規定の変更に伴う改正(火災防護対策に特重施設及び特重施設要員に係る内容を追記) ・「火災防護計画(基準)」 (2022年度)	緊急時の措置	組織・体制 社内マニュアル 設備	
	—	充てんポンプのディスタンスピース取替え作業におけるボルト緩みへの対応(ボルト締付け完了後、規定のトルクでボルトが締付けられていることを再度確認する、ラチェットレンチにてボルトに緩みがないことを再度確認する旨を同様の手順書に追記) ・「保安規定に基づく保修業務要領(3,4号)」 (2022年度)	施設管理	社内マニュアル	
	—	玄海4号機高pH運転導入に伴う計算機運転日誌の変更に伴う改正(高pH運転導入に伴うプラント計算機への反映) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	玄海4号機発電機変圧器保護盤更新工事に伴う改正(発電機変圧器保護盤更新に伴う故障内容の確認手順変更等) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	常設直流電源設備(3系統目)運用開始に伴う改正(巡視点検対象設備の巡視点検対象設備一覧に追加) ・「保安規定に基づく土木建築業務要領」 (2022年度)	施設管理	社内マニュアル	
	—		緊急時の措置	設備	
	—	保安規定の変更に伴う改正(特重施設設置に伴う巡視点検対象設備への追加等) ・「保安規定に基づく土木建築業務要領」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	特重施設放射線監視設備の警報及び注意報の設定に伴う改正(特重施設の運用開始に伴い、新設されたエリアモニタの警報・注意報の設定値を追記) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
—	施設管理		設備		
—	保安規定の変更に伴う改正(特重施設の運用開始に伴うヨウ素剤等の配備) ・「救急対策基準」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル		

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(16/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
委員会 玄海原子力 発電所安全 運営委員会	—	保安規定の変更に伴う改正(特重施設設置に伴う保全区域標識設置箇所の追加等) ・「防護基準」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	特重施設設置に伴う改正(特重施設設置に伴い、環境関係運用要領の記載内容を変更) ・「技術基準(3,4号)」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
			緊急時の措置	設備	
	—	確率論的リスク評価を踏まえた格納容器隔離弁の閉止手順追加に伴う改正(P信号(格納容器隔離作動B)の発信に至らない事故事象において、加圧器逃がし弁強制開等の緩和手段の失敗時に格納容器隔離弁の閉止手順を追加) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	玄海3、4号機500kV母線保護盤更新工事に伴う改正(ローカルバックアップ機能の統合による記載変更) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
			施設管理	設備	
	—	玄海4号機4A、4B海水ポンプ取替工事に伴う改正(4A、4B海水ポンプの無給水軸受化に伴う定期試験の記載変更等) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
			緊急時の措置	設備	
—	玄海4号機原子炉安全保護計装盤等更新工事に伴う改正(玄海4号機原子炉安全保護計装盤等の更新に伴う警報処置の記載見直し等) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル		
		施設管理	設備		
—	原子炉安全保護計装盤他更新工事に伴う改正(玄海4号機可搬型計測器による監視パラメータ測定に係る手順書変更) ・「保安規定に基づく保修業務要領(3,4号)」 (2022年度)	施設管理	社内マニュアル 設備		
—	運用の明確化(ΔI の測定頻度について、出力分布測定時だけではなく、その他技術第二課長が必要と判断した際にも行うことを明確化) ・「燃料管理基準(3,4号)」 (2022年度)	燃料管理	社内マニュアル		

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(17/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
委員会 玄海原子力 発電所安全 運営委員会	—	状態報告(CR)(余剰水受入配管の水漏れ(飛散))の処置計画対応に伴う改正(玄海3、4号機から玄海1、2号機への余剰水送水時に、玄海1、2号機余剰水受入配管(FRP製)の加圧を軽減する手順へ変更) ・「運転基準(3,4号)」 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	オーソライズ「マネジメントレビューに関する業務の更なるパフォーマンス向上について」に伴う改正(マネジメントレビューへのインプットを審議する会議体の整理(品質保証委員会(総合)において審議することを意図した記載への変更)) ・「品質マニュアル(基準)」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	オーソライズ「マネジメントレビューに関する業務の更なるパフォーマンス向上について」に伴う改正(品質目標適用期限を「年度末」から「新たな品質目標へ更新するまで」に変更、「リスク及び機会への取組みの有効性」の評価のために収集するデータを状態報告(CR)に変更、「効果的な計画の実施」のうちCRを用いた評価及び「リスク及び機会への取組みの有効性」の評価をすべてのCRを用いる「是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子力施設の特性及び傾向」の評価の中で一括して実施等) ・「評価改善活動管理基準」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	「発電所品質目標」と「品質目標一覧表」の統合(「品質目標一覧表」が担っていた各課役割分担の明確化を「発電所品質目標」に付与することで両者を統合) ・「評価改善活動管理基準」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	データの収集・分析プロセスの合理化(「品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更」の評価をすべての状態報告(CR)を用いる「是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子力施設の特性及び傾向」の評価の中で一括して実施する。) ・「評価改善活動管理基準」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—				

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(18/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
委員会 原子力発電 安全委員会	—	原子力事業者防災業務計画の修正に伴う改正(原子力発電所内の医療体制の構築として、災害時における原子力安全研究協会からの医師等の派遣や平常時における相互連携を反映) ・「本店非常事態対策基準」(2022年度)	緊急時の措置	組織・体制 社内マニュアル	
	—	原子力事業者防災業務計画の修正に伴う改正(通報経路の適正化) ・「本店非常事態対策基準」(2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	保安規定の変更に伴う改正(玄海3、4号機特重施設設置) ・「原子力発電所運転要則」「原子力発電所化学管理要則」「原子力発電所放射線管理要則」(2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	玄海原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請(玄海4号機高燃焼度燃料の使用に係る変更) ・玄海4号機において、取替燃料として燃料集合体最高燃焼度が55,000MWd/tの高燃焼度燃料を使用するため、関連する記載事項の一部を変更(2022年度)	燃料管理	社内マニュアル	
	—	玄海原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請(組織改正) ・原子力総括部門の廃止及び原子燃料部門の原子力発電本部への統合により、業務所掌が変更となることから、関連する条文を変更(2022年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	玄海4号機設計及び工事計画変更認可申請(火災感知器追設工事)の一部補正 ・設計要件の具体化、火災感知器を設置しない場所の条件変更及び消防法の運用に当たって用いられる措置を適用する旨の明確化(2022年度)	緊急時の措置	設備	
	—	玄海4号機設計及び工事計画変更認可申請(特重施設に係る火災感知器追設工事) ・実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準の一部改正に伴う特重施設における基本設計方針の変更(2022年度)	緊急時の措置	設備	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況(19/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
委員会 原子力発電 安全委員会	—	オーソライズ「マネジメントレビューに関する業務の更なるパフォーマンス向上について」に基づく改正(品質保証委員会における審議対象の見直しに伴うインプット作成のための収集データ変更等) ・「原子力発電所マネジメントレビュー管理基準」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	オーソライズ「マネジメントレビューに関する業務の更なるパフォーマンス向上について」に基づく改正(品質目標(暫定)の見直しに伴う対応。当該年度の品質目標達成度評価以降、次年度の品質目標設定までの期間の評価を実施する等) ・「評価改善活動管理基準(本店)」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	運用の見直し(従来、マネジメントレビュー後の品質保証委員会(本店委員)で部門品質目標が本部品質目標を達成するものになっているか確認していたが、今回の改正で、品質保証グループ長が、各部門品質目標が本部品質目標を達成するものになっているか確認し、安全・品質保証部長へ報告することを明確化し運用を見直す等) ・「評価改善活動管理基準(本店)」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	運用の明確化(品質目標を設定する時期、方法の明確化等) ・「評価改善活動管理基準(本店)」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	運用の見直し(品証委員会(総合)の議事録は、管理責任者含め社内イントラネットにて周知していることから、個別報告を実施しないことへ見直し) ・「原子力品質保証委員会運営基準」 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
その他	玄海4号機主タービン制御盤更新工事 (2022年度)	主タービン制御盤を構成している主要なカード類は、構成部品の生産中止により保守対応が困難な状況となっており、万一装置が故障した場合は、発電所の運転に支障を来すおそれがある。 よって、信頼性確保の観点から制御盤の更新工事を実施した。	施設管理	設備	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (20/20)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
その他	玄海4号機湿分分離加熱器取替工事 (2022年度)	湿分分離加熱器については、蒸気室内部にエロージョンによる経年的な劣化が確認されていることから、湿分分離加熱器管束の一式取替えによる信頼性向上対策を実施し、今後のプラント長期安全安定運転を図った。また、高pH運転導入に伴う銅系材料排除のために、ステンレス製伝熱管を採用した。	施設管理	設備	
	玄海4号機高pH運転対応設備導入工事 (2022年度)	蒸気発生器については、伝熱管へのスケール付着(2次側系統より持込まれた鉄)による伝熱性能の経年的な低下及びSG管支持板BEC穴閉塞事象が確認されていることから、鉄持込みを抑制する対策として、2次系系統水の高pH化(高pH運転)が有効である。また熱回収装置の設置による電気出力の向上や保守費用の低減等による費用対効果についても見込める。このため、高pH運転に必要な設備の対応工事を実施した。	施設管理	設備	
	玄海4号機4A低圧給水加熱器ドレンポンプ中間・吐出しボウル取替工事 (2022年度)	4A低圧給水加熱器ドレンポンプは、中間・吐出しボウル内面にエロージョンによる劣化が確認されていることから、プラント長期安全運転のため中間・吐出しボウルの取替えを実施した。 材料は、耐エロージョン性を考慮して現在の炭素鋼鋳鋼からマルテンサイト系ステンレス鋼鋳鋼に変更した。	施設管理	設備	
	玄海4号機特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入 (2022年度)	原子炉格納容器の過圧破損のリスク低減のため、特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入を実施した。	緊急時の措置	設備	
	玄海3、4号機放水ビット周辺非常ルート整備他工事 (2022年度)	玄海3、4号機放水ビット及び雨水排水処理槽周辺については、構内アクセスルートと接続ルートの道路整備が行われていない。 本ルートは、非常時(原子炉格納容器又は燃料取扱棟の大規模損壊等)の移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水した水の海洋への拡散防止(雨水排水処理槽に放射性物質吸着剤設置)のための重要なルートである。 よって、今回非常時のルート整備等の工事を実施することで安全対策の更なる向上を図った。	緊急時の措置	設備	
	玄海3、4号機蛍光ガラス線量計評価システムの導入 (2022年度)	蛍光ガラス線量計の測定結果を自動で評価するシステムが構築されたことから、今後の業務を円滑かつ確実に遂行するため、蛍光ガラス線量計の評価システムを導入した。	放射線管理	設備	

2.2.1.1 品質保証活動

(1) 目的

原子力発電所の品質保証活動においては、原子力の安全を確保するため、QMSを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行うことを目的としている。

(2) 品質保証活動に係る仕組み及び改善状況

a. 品質保証活動に係る組織・体制

(a) 品質保証活動に係る組織・体制の概要

発電所の安全性の確保、信頼性の向上及び設備の機能確保を図るためには、保安規定に定める品質マネジメントシステム計画に沿って、運転管理、施設管理、燃料管理、放射線管理等が総合的に機能する組織を確立しなければならない。このことから、当社では本店及び発電所にて品質保証体制を構築し業務の遂行に当たっている。

QMSを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行うことに対するコミットメントの証拠として社長が定める品質方針を第2.1.1-1図に示す。

また、品質保証活動に係る玄海原子力発電所の組織及び業務分掌を第2.2.1.1-1図に、本店の組織及び業務分掌を第2.2.1.1-2図に示す。

イ 玄海原子力発電所

発電所の保安に関する業務を遂行する要員等への確かな指示ができるよう、高度な知識、経験及び資格を有する者から、発電用原子炉施設の運転に関して保安の監督を行う発電用原子炉主任技術者（正は3、4号炉にて号炉ごとに1名、副は3、4号炉で2名以上）、原子力発電工作物の工事、維持及び運用に関し保安の監督を行う電気主任技術者（正1名、副1名以上）及びボイラー・タービン主任技術者（正1名、副1名以上）を選任している。

保安活動、品質保証活動の統括に関する業務を行う安全品質保証統括室を配置するとともに、作業管理、運転管理等の補佐を行う担当課長を配置している。

発電用原子炉主任技術者は、保安規定に従い独立性が確保され、保安上必要な事項について、以下の発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実かつ最優先に行うことを任務としている。

- ・ 運転に従事する者への指示
- ・ 原子力発電所長(以下「所長」という。)承認に先立つ確認
- ・ 各課長からの報告内容等の確認
- ・ 記録の内容確認 等

発電所の発電用原子炉施設の保安運営に関する事項を審議するために、所長を委員長に、廃止措置施設長、第二所長、発電用原子炉主任技術者、廃止措置主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、放射線取扱主任者、次長、安全品質保証統括室長、原子力訓練センター所長、各課長等で構成する「玄海原子力発電所安全運営委員会」を設置している。

また、発電所の品質保証に関する事項を審議するために、所長を委員長に、廃止措置施設長、第二所長、次長、安全品質保証統括室長、原子力訓練センター所長、各課長等で構成する「玄海原子力発電所品質保証委員会」を設置している。

ロ 本店

発電所全体に係る事項は、原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、廃止措置統括部門及び原子力土木建築部門の各担当部門が原子力部門の運営方針・運転計画等を策定し推進することとしており、安全管理、設備信頼性等の維持向上が各発電所において的確に実施できる体制としている。

本店には、発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議するために、原子力管理部長を委員長に、所長、発電用原子炉主任技術者及び廃止措置主任者並びに原子力管理部門、原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力建設部門、原子力技術部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門、資材調達部門及び原子燃料部門の課長職以上の者から、委員長が指名した者で構成する「原子力発電安全委員会」を設置している。

また、原子力部門の品質保証に関する事項を審議するために、安全・品質保証部長を委員長に、原子力総括部長、原子力管理部長、原子力建設部長、原子力技術部長、廃止措置統括室長、原子力土木建築部長、品質保証グループ長、所長、安全品質保証統括室長、部長(技術支援担当、国際協力担当)、資材調達部長、原子燃料部長、原子力地域コミュニケーション部長、各部門のグループ長等で構成する「原子力品質保証委員会」を設置している。

このように、確実に保安活動を実施できるように、品質保証活動に係る組織及び分掌事項を明確にしている。

(b) 品質保証活動に係る組織・体制の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組織・体制に係る主な改善活動はなかった。

b. 品質保証活動に係る社内マニュアル

(a) 品質保証活動に係る社内マニュアルの概要

当社では、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な

体制の基準に関する規則」(以下「品管規則」という。)の要求事項を満たした「保安規定」の品質マネジメントシステム計画に加え、QMSに係る各要求事項を反映した「原子力発電所品質マニュアル(要則)」を定めている。

玄海原子力発電所においては、この「原子力発電所品質マニュアル(要則)」に基づいた品質保証活動を具体的に実施するための手順として「品質マニュアル(基準)」を定め、さらに下位文書として、発電所が必要と判断する文書を定めている。

また、これらの文書及び文書に基づき作成する記録の管理について、「品質マニュアル(基準)」の下位文書として定める社内マニュアルで明確化し、この社内マニュアルに基づき実施している。

QMSに係る社内マニュアルの文書体系を第2.2.1.1-3図、玄海原子力発電所における社内マニュアルの管理フローを第2.2.1.1-4図に示す。

イ 品質保証活動の経緯

我が国の原子力発電所の品質保証活動においては、1972年に(社)日本電気協会によって、米国連邦規則10CFR50付録B「原子力発電所の品質保証基準」を参考に「原子力発電所建設の品質保証手引」(JEAG4101-1972)が制定された。この手引は、1981年に、国際原子力機関(以下「IAEA」という。)が定めた「原子力プラントにおける安全のための品質保証実施基準」(50-C-QA)等を参考に改定が行われ、「原子力発電所の品質保証指針」(JEAG4101-1981)として発行され、順次改定が行われた。また、1996年にIAEAの50-C-QAが「原子力発電所と他の原子力施設における安全のための品質保証」(50-C/SG-Q)として改定されたことなどを踏まえ、「原子力発電所の品質保証指針」(JEAG4101-2000)が発行された。

その後、2003年10月に品質保証活動が法制化され、原子力安全のための品質保証要求事項が具体的に規制された。この規制要求事項を具現化するものとして、「品質マネジメントシステム」(ISO9001:2000)を基本とした「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111-2003)が制定され、以降、事業者はJEAC4111に基づく品質保証活動を行うこととなった。この規程は、2009年に、ISO9001:2008の改正等を取り込んだ「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111-2009)が発行され、2013年には、東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故を踏まえるとともに、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」(以下「技術基準」という。)の要求事項を反映した「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」(JEAC4111-2013)が発行された。

2020年4月には、原子力規制における検査制度の見直しにより「品管規則」が制定され、事業者は「品管規則」に基づく品質保証活動を行うこととなった。また、JEAC4111は、2021年に、品管規則を取り込んだ「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」(JEAC4111-2021)が発行された。

当社においては、原子力プラント建設当初からJEAG4101-1972等を参考にし、工事の各段階において行う試験・検査を中心とした品質保証活動を行ってきた。品質保証活動の法制化以降、JEAC4111や品管規則をベースにISO9001等の品質保証に係る規格を自主的な要求事項として含め、体系的なQMSを確立し、このマネジメントシステム体系の下、品質保証活動を行っている。

また、2020年4月の原子力規制における検査制度の見直しを踏まえ、

安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組むための改善措置活動(CAP)のプロセスを確立し、2018年10月から試運用を開始し、2019年12月から社内マニュアルを整備し本運用を開始している。

ロ 品質保証活動の仕組みと活動内容

「品管規則」では、「原子力事業者等は、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性^{*}を維持するため、その改善を継続的に行わなければならない。」としている。

当社では、トップマネジメントである社長によって、法令・規制要求事項の遵守を含む品質方針が制定され、これに基づき原子力発電本部品質目標を設定し、保安に関する組織へ周知している。

社長は保安に関する組織のQMSの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、マネジメントレビューを、あらかじめ定められた間隔で実施している。

QMSのプロセス間の相互関係を、第2.2.1.1-5図に示す。

※:当社では、品管規則の「実効性」については「有効性」に含めて用いている。

(b) 品質保証活動に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

イ 未然防止処置の帳票管理見直し

未然防止処置の対応については、未然防止処置基準に基づき、検討依頼があった件名について、未然防止処置対策検討票を発行し、検討した結果、処置が必要な件名については未然防止処置対策実施確認票を発行している。さらに、事務局にて検討票の情報を、検討担当課にて対応方針等の情報を改善措置活動(CAP)システムの状態報告(CR)に入力し、CAP会議でCRの情報を基に審議している。このような状況に対し、2021年度マネジメントレビューにおけるデータの分析結果において未然防止処置を含むCAPの運用に関して、「他帳票との二重管理をCRへ統合」する改善を実施していく必要があると示されたことから、CAPシステムより出力したCRを使用し、未然防止処置基準の検討票及び確認票の運用を廃止する社内マニュアルの改正を2022年10月に実施した。

この結果、CAPを活用したプロセスの効率化が図られた。

ロ 安全性向上評価における実績指標の見直し

安全性向上評価「2.2.1保安活動の実施状況」においては、新規制基準導入以前の「定期安全レビュー」における「保安活動の実施状況の調査」を踏襲し、保安活動ごとに選定された実績指標についての時間的な推移を調査し、各保安活動が有効に機能していることを確認していた。

しかし、「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」において、より効果的な実績指標を設定すべきとのご意見・ご助言を受けたことから、パフォーマンス指標及び保全活動管理指標を含めた保安活動の有効性を確認する観点から、より効果的と考えられる実績指標となるよう見直しを行い、2022年10月に社内マニュアルの改正を行った。

この結果、各保安活動が有効に機能していることを確認するための、よ

り効果的な実績指標となった。

c. 品質保証活動に係る教育・訓練

(a) 品質保証活動に係る教育・訓練の概要

発電所の安全・安定運転を図るためには、発電所員に対して計画的な教育・訓練を実施し、知識・技能の習得、維持向上を図ることが重要である。このため、玄海原子力発電所では、発電所員が自己啓発する精神を養うことを基本として、日常業務を通じた実務研修(以下「OJT」という。)を主体に教育・訓練を実施するとともに、これを補完するため、社内外の研修・講習を計画的に実施し、専門能力の強化に取り組んでいる。

所長は、発電所における教育・訓練が、関係法令や保安規定等に基づき適切に行えるよう、教育・訓練の計画、実施等に関する事項を社内マニュアルとして定めている。

原子力訓練センター所長は、この社内マニュアルに基づく教育・訓練を統括しており、教育・訓練の計画、実施結果を取りまとめ、所長への報告等を行っている。各課長は、社内マニュアルに基づく教育・訓練を、原子力訓練センターと適宜連携を図りながら、責任を持って計画、実施している。

玄海原子力発電所における主な教育・訓練を、第2.2.1.1-1表に示す。

なお、教育・訓練の実績は、原子力訓練センター所長が全社オンラインシステムにより管理しており、個人ごとあるいは教育ごとの実績を確認することができる。これにより習得状況を把握し、教育訓練計画の策定に役立てるとともに、各課長は教育・訓練の実施結果を評価し、必要に応じて、以降の教育訓練計画へ反映し、教育・訓練の充実を図ることとしている。

教育・訓練は上記の計画に基づき定期的又は都度、適切な段階で実施している。

なお、教育項目としては、保安規定に基づき実施する保安教育及びこれ以外の原子力一般教育がある。

イ 新入社員教育

原子力訓練センターが主管となり、前期では、原子力発電所に関する概要及び基本事項、発電所員として必要な保安規定並びに安全協定等の知識の習得を図ることを目的とした教育、後期では、実務で習得し難い設備や各課業務内容等の知識を習得させること、また、運転シミュレータを使用し、基本操作であるプラント起動及び停止の概要を理解させることを目的とした教育を実施している。

ロ 入所時教育

原子力訓練センターが主管となり、原子炉等規制法に関連する法令の概要及び法令等の遵守、原子炉のしくみ、原子炉容器等主要機器の構造、原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能並びに非常時の場合に講ずべき処置の概要について、教育を実施している。

ハ 保安規定教育

安全品質保証統括室が主管となり、保安規定の総則、品質保証、保安管理体制、保安教育、記録及び報告に関する概要、法令等の遵守並びに保安に関する各組織及び各職務の具体的役割と確認すべき記録について、教育を実施している。

ニ 原子力安全教育

安全品質保証統括室が主管となり、健全な安全文化を育成し、維持

するために必要な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ことを目的として、教育を実施している。

ホ コンプライアンス研修

総務課が主管となり、法令及び企業倫理の遵守意識を醸成し、日常業務の遂行上、意識すべき共通の考え方・心がけを身に付けることを目的として、教育を実施している。

へ 品質保証活動に関する教育

安全品質保証統括室が主管となり、発電所の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、原子力安全の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にするために、原子力安全の重要性及び自身の活動と原子力安全との関連性について、教育を実施している。

ト その他

発電所の業務運営に必要な発電用原子炉主任技術者、放射線取扱主任者等の公的資格の取得を推進し、資格取得を支援するため社外機関が実施している研修等を積極的に受講させている。

(b) 品質保証活動に係る教育・訓練の改善状況

玄海原子力発電所における教育・訓練は、計画、実施、評価及び反映の各段階を通じて確実に実施し改善している。また、国内外の原子力発電所の事故・故障情報、運転経験から得られた教訓等により、訓練設備の導

入及び教育項目・内容の見直しを必要の都度行い、継続的な改善を図っている。

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教育・訓練に係る主な改善活動はなかった。

(3) 品質保証活動に係る実績指標

a. 人的過誤による不適合発生件数

玄海原子力発電所における人的過誤による不適合発生件数の推移を第2.2.1.1-6図に示す。

2017年度は12件発生しており、大部分が初めて行う新規制基準適合工事に関連するものであった。いずれの事象に対しても原因を特定し、適切な是正処置を講じている。

2018年度から2021年度までの不適合の発生件数は3～9件と推移している。

2022年度は15件と増加しているが、このうち7件が特重施設設置工事等に伴う使用前事業者検査等の検査で発生した事象であり、そのうち5件が検査要領書、成績書の誤記等の文書及び記録に係るものであった。誤記等の原因は「計算ミス」、「審査等の管理不足」、「規定文書の不明確さ」等によるものであり、管理の強化等の是正処置が図られている。

b. 状態報告(CR)件数

2020年4月の原子力規制における検査制度の見直しを踏まえ、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組むための改善措置活動(CAP)のプロセスを確立、2018年10月から試運用を開始し、2019年12月から社内マニュアルを整備し本運用を開始しており、同時に、上記に関するパフォーマンスの傾向分析等の結果を踏まえた品質保証活動の更なるパフォーマンス向上を目的に、「状態報告(CR)件数」をパフォーマンス指標(PI)として採用している。

発電所組織(協力会社含む。)の要員は、異常を未然に防ぐ意識を持つ

て巡視点検等を行い、その結果認識した僅かな変化及び日常業務における気付き事項について、以下の事項に留意してCRとして報告している。

- ・「あるべき状態でない」又は「正常でない」と判断した問題
- ・期待どおりに作動しない設備
- ・「あるべき状態でない」又は「正常でない」ように見える疑問
- ・設備、プロセス又は組織のパフォーマンスの傾向、又は期待事項からのギャップ
- ・設備や業務の改善に資する提案や状況

2020年度以降のCR件数の推移について確認した結果を、第2.2.1.1-7図に示す。

CRの発行件数は作業量に応じて増減するものの、発行件数の推移から、発電所組織内に気付き事項を新たな改善の機会につなげるため、CRを発行する習慣が浸透していることが分かる。

c. 原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)の件数

「b. 状態報告(CR)件数」と同様に、パフォーマンスの傾向分析等の結果を踏まえた品質保証活動の更なるパフォーマンス向上を目的に、「原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)の件数」をパフォーマンス指標(PI)として採用している。

CRについては、問題の影響度に応じてCAQ又は原子力安全(品質)に影響を及ぼさない状態(Non-CAQ)に分類し、妥当性を確認の上、適切な処置方法を選択し対応を実施している。

2020年度以降のCAQの件数の推移について確認した結果を、第2.2.1.1-8図に示す。

CAQは、主に未然防止処置及び原子力安全(品質)に影響を及ぼす不

適合が対象となるため、これらの発生件数によって、CAQの件数が増減している。

d. トップマネジメントによるQMSの評価結果及び対応状況

今回の調査期間においては、トップマネジメントである社長によるQMSの評価結果及び対応状況はなかった。

(4) 品質保証活動に係る有効性評価結果

品質保証活動に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)に対する改善が定着し、品質保証活動の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われており、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

また、品質保証活動に係る不適合については、「不適合管理基準」に基づき、適切に是正処置が実施されており、再発・類似している事項がないことを確認した。(第2.2.1.1-2表参照)

品質保証活動に係る実績指標について、時間的な推移が安定又は良好な状態で維持されていると判断でき、品質保証活動の目的を達成するための保安活動が確実かつ継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

なお、改善措置活動(CAP)のプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

これらのことから、品質保証活動の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

第2.2.1.1-1表 玄海原子力発電所における主な教育・訓練内容(1/5)

区分	教育名称	内 容	
主な保安教育	職場外教育	入所時教育	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉等規制法に関連する法令の概要及び法令等の遵守 ・原子炉のしくみ ・原子炉容器等主要機器の構造に関すること ・原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること ・非常時の場合に講ずべき処置の概要
		放射線業務従事者指定時等の放射線管理教育(a・b)	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線防護に関する基礎的知識 ・放射線防護に関する実務的知識
		保安規定教育	<ul style="list-style-type: none"> ・保安規定の総則、品質保証、保安管理体制、保安教育、記録及び報告に関すること及び法令等の遵守 ・保安に関する各組織及び各職務の具体的役割と確認すべき記録
		アクシデントマネジメント教育	<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等及び大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動に関すること(シビアアクシデント(炉心損傷)現象の理解、確率論的リスク評価及びAM操作の理解含む。) ・重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関すること及び重大事故等の内容、基本的な対処方法等に関すること ・特重施設からの操作による発電用原子炉施設の挙動に関すること及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム(以下「APC等」という。)による大規模損壊発生時における重大事故の内容、基本的な対処方法等に関すること
		防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・防災体制、防災組織及び活動 ・防災関係設備
		火災防護、内部溢水、火山影響等、その他自然災害対応教育	<ul style="list-style-type: none"> ・火災発生時の措置に関すること ・内部溢水発生時の措置に関すること ・火山影響等及びその他自然災害(地震、津波及び竜巻等)発生時の措置に関すること
		有毒ガス発生時の対応教育	<ul style="list-style-type: none"> ・有毒ガス発生時の措置に関すること
	職場内教育	緊急処置訓練	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時の運転操作 ・運転員相互間の連絡確認 <p>(詳細は、第2.2.1.2-9表参照)</p>
	放射線業務従事者指定時等の放射線管理教育(c)	<ul style="list-style-type: none"> ・入退域の実務 	

第2.2.1.1-1表 玄海原子力発電所における主な教育・訓練内容(2/5)

区分	教育名称	内容	
主な原子力一般教育	職場外教育	新入社員教育(前期教育)	・発電所に入所するに当たり、必須な手続き及び教育を行う。また、発電所員として必要とされる基礎的な知識等の教育を行う。
		新入社員教育(後期教育)	・実務では習得し難い設備や発電課以外の各課業務内容等の知識を習得させる。また、シミュレータを使用し、基本操作であるプラント起動及び停止の概要を理解させる。
		入所時一般教育	・発電所員として必要な保安規定、安全協定、品質保証並びに人事・労務関係等の知識の習得を図る。
		原子力安全教育	・健全な安全文化を育成し、維持するために必要な知識(技術的、人的及び組織的要因並びにこれらの間の相互作用を適切に考慮する必要性及び関係する事項に係る知識を含む。)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。
		コンプライアンス研修	・法令及び企業倫理の遵守意識を醸成し、日常業務の遂行上、意識すべき共通の考え方・心がけを身に付ける。
		品質保証監査員教育	・品質保証監査員の養成を目的として、品質保証アセスメントに関する教育を行う。
		保安規程教育	・電気工作物の工事、維持及び運用の保安に関する基本的事項の教育を行う。
		根本原因分析教育	・専門的な力量を有する者として根本原因分析(RCA)の分析チーム要員となり得る者の養成を目的として、RCA手法等の教育を行う。
		品質保証活動に関する教育	・自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、原子力安全の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にするために、以下の事項を含めた原子力安全の重要性及び自身の活動と原子力安全との関連性を理解させる。 ①要員自らが担当する保安活動を理解し遂行する責任の認識(技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用が影響することの理解を含む。) ②組織すべての階層における決定は、原子力の安全の確保に係る優先順位及び説明する責任を考慮して行うことへの認識 ③要員の、品質目標の達成、QMSの有効性の維持に対する貢献及び原子力の安全に対する担務する業務の重要性(不適合の重大性を含む。)
		技術的能力に係る成立性確認訓練	・技術的能力に係る審査基準で要求される手順のうち、有効性評価においてクリティカルとなるものに係る要員の役割に応じた成立性を確認するための訓練を実施する。
		中央制御室主体の操作に係る成立性確認訓練	・中央制御室主体の操作に係るすべての有効性評価の重要事故シーケンスの網羅性を考慮した運転シミュレータ設備を利用した訓練等を実施する。
		現場主体の作業・操作に係る成立性確認机上訓練	・現場主体の作業・操作に係るすべての有効性評価の重要事故シーケンスの網羅性を考慮した重要事故シーケンスについて、現場対応等をシミュレートした机上訓練を実施する。
		現場シーケンス訓練	・現場対応等机上訓練で対象の重要事故シーケンスのうち、すべての重要事故シーケンスと技術的能力に係る審査基準で要求される手順を網羅的に確認することができる重要事故シーケンスを対象とする成立性を確認するための訓練を実施する。
		大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練	・大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択及び緊急時対策本部要員(指揮者等)、特重施設要員及び専属自衛消防隊との連携を含めた総合的な訓練を実施する。
		特重施設の操作に係る成立性確認訓練	・APC等による大規模損壊発生時における「効果の評価」を行った事故シナリオについて訓練を実施する。
		力量習得訓練	・重大事故等対策を行うために必要となる基本的な作業・操作に関する力量の習得を図るための教育訓練を実施する。
		力量維持訓練	・重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等に係る役割に応じた力量の維持・向上のための訓練を実施する。
重大事故等発生時の対応に係る総合的な訓練	・重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を実施する。		

第2.2.1.1-1表 玄海原子力発電所における主な教育・訓練内容(3/5)

区分	教育名称	内容	
主な原子力一般教育	職場外教育	アクシデントマネジメント訓練	・大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事態を想定した教育訓練を実施する。
		危険物保安教育	・関係法令に関する知識の習得及び危険物の取扱い並びに防火管理に関する意識の高揚を図る。
		防火教育	・防火に関する知識の向上及び防火意識の高揚を図る。
		防火管理教育	・防火パトロールを実施する者に対し、一定の知識(火災・爆発、防火管理、危険物の性質、過去の火災事例・教訓等)に関する教育を行い、更なる防火に関する知識向上を図る。
		安全協定教育	・安全協定の内容に関する周知を図る。
		通報連絡訓練	・異常発生時等に社内外の関係先へ、的確かつ迅速に通報連絡できることを確認する。 ・訓練に使用する規定文書〔異常時通報連絡処置基準〕の内容確認を行う。
		消防訓練(防災対応)	・大規模地震、その他災害等発生時に被害を最小限にとどめるため、自衛消防組織による迅速な通報連絡及び避難・救助等が十分機能することを確認する。 ・訓練に使用する規定文書〔非常事態対策基準、救急対策基準〕の内容確認を行う。
		原子力防災訓練	・原子力防災組織の構成員に対して緊急事態に対応するための総合的な訓練を実施する。 ・非常事態発生時に発電所として対処すべき必要事項の処置並びに防災体制、組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できることを原子力防災訓練等により確認する。 ・訓練に使用する規定文書〔異常時通報連絡処置基準、非常事態対策基準〕の内容確認を行う。
		竜巻の対応に関する訓練	・竜巻の対応(車両退避等)に関する訓練を実施する。
		消防訓練(防火対応)	・火災が発生した場合における一連の自衛消防活動を確認する教育訓練を実施する。 ・消防法に基づき、火災発生時に被害を最小限にとどめるため、自衛消防組織による迅速な消火活動及び避難等が十分機能することを確認する。 ・訓練に使用する規定文書〔火災防護計画(基準)、火災防護計画(要領)]の内容確認を行う。
		初期消火活動要員による総合訓練	・初期消火に必要な通報、消火活動等について訓練を実施する。
		召集連絡訓練	・非常時に緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を非常召集できることを確認する。
		有毒ガス発生時における防護具の着用のための教育訓練	・有毒ガス発生時における防護具の着用のための教育訓練を実施する。
放射性廃棄物でない廃棄物に関する教育	・放射性廃棄物でない廃棄物(NR)の判断に必要な知識の習得を図る。		

第2.2.1.1-1表 玄海原子力発電所における主な教育・訓練内容(4/5)

区分	教育名称	内容		
主な原子力一般教育	職場内教育	発電所トラブル事例教育	・過去に当社で経験したトラブル事例を周知し、トラブルに対する意識の高揚を図る。	
		定期事業者検査に係る教育(個別教育)	・定期事業者検査の遂行に必要な教育を実施し、確実な検査の実施を図る。	
	発電第二課	新入社員教育(現場教育)	・前期集合教育終了後、年度末まで発電第二課当直に配属して発電所の設備、システムを全般に理解させるなど、原子力発電所の基礎知識について実務を通して体験習得を図る。	
		転入社員教育	・運転員として必要なプラント起動・停止方法、緊急処置等の机上教育及び実務教育を行う。	
		原子炉運転員教育	・運転員の技術向上及び運用の融通性を増すために全運転職種の実習を図る。 ・この教育は運転員の運転操作が受けもつ意味、操作の理解、システム設備に対する十分な理解等について教育を行う。	(詳細は、第2.2.1.2-9表参照)
		タービン電気運転員教育		
		1次系巡視員教育		
		2次系巡視員教育		
		重大事故等対策要員(運転対応要員)に係る教育	・重大事故等対策要員(運転対応要員)の業務遂行に必要な力量の習得及び向上を図る。	
		特重施設要員に係る教育	・特重施設要員の業務遂行に必要な力量の習得及び向上を図る。	
		事故防止管理教育	・国内外プラントのトラブル処理の検討を行い、事故防止に関する知識の向上と徹底を図る。 ・防災体制、防災管理及び防災対策に関する知識の向上、特に原子力防災の徹底を図る。	
		作業時操作訓練	・システム設備の状況検討及び作業時の隔離、復旧操作手順の理解を図るとともに操作伝票の作成、使用要領及び諸連絡指示操作確認時のダブルチェック、クロスチェック励行等の習得を徹底させる。	
		管理監督者教育	・当直課長、当直副長、当直主任に対し監督員としての役割、異常事態発生時における処置、判断、指揮命令する能力の一層の向上を図る。	
		直(班)内教育	・品証活動、規定類の制定改廃、調達管理、委託管理等業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。	
	保修第二課	初級教育	・電気設備、原子炉関係、汽機関係、制御設備又は重大事故等対処設備の日常保守、定期点検・試験等の実施及び保修第二課共通業務の定常業務遂行に必要な実務習得を図る。	
		中堅教育	・電気設備、原子炉関係、汽機関係又は制御設備の定期業務等について、より高度な業務の遂行に必要な実務習得を図る。	
		係内教育	・設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。	
	技術第二課	初級教育	・原子力発電所の運営、調査等、定常業務の遂行に必要な実務習得を図る。 ・原子力発電所の燃料、内挿物及び炉心管理等、定常業務の遂行に必要な実務習得を図る。	
		中堅教育	・定常業務のほか、計画の策定、計画立案等を加えて、より高度な業務の遂行に必要な実務習得を図る。	
		係内教育	・設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等、業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。	

第2.2.1.1-1表 玄海原子力発電所における主な教育・訓練内容(5/5)

区分	教育名称	内容	
主な原子力一般教育	安全管理第二課	初級教育	・原子力発電所の管理区域等への出入、個人被ばく、管理区域内作業、放射能測定等、定常の管理業務の遂行に必要な実務習得を図る。 ・原子力発電所の水質、ガス、化学薬品、記録・文書等の管理及び各種分析等の定常業務の遂行に必要な実務習得を図る。
		中堅教育	・定常業務のほか、汚染除去、放射性廃棄物等の管理を加えて、より高度な業務の遂行に必要な実務習得を図る。 ・定常業務のほか、環境管理、各種管理基準等の適用等を加えて、より高度な業務の遂行に必要な実務習得を図る。
		係内教育	・設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等、業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。
	原子力訓練センター	初級教育	・訓練センター業務及び保修教育訓練又は運転教育訓練に関する基礎的な知識、運用管理等、定常業務に必要な実務習得を図る。
		中堅教育	・定常業務のほか、訓練センター業務及び保修教育訓練又は運転教育訓練に関する改善提案、実施等を加えて、より高度な業務の遂行に必要な実務習得を図る。
		係内教育	・設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等、業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。
	土木建築課	初級教育	・原子力発電所設備のうち土木関係又は建築関係の保修工事等の実施、調査、記録・文書等の管理等、定常業務の遂行に必要な実務習得を図る。
		中堅教育	・定常業務のほか、土木関係又は建築関係の保修工事の計画、予算の運用管理等を加えて、より高度な業務の遂行に必要な実務習得を図る。
		係内教育	・設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等、業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。
	安全品質保証統括室	室内教育	・品証活動、規定類の制定改廃、調達管理等、業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。
	総務課	課内教育	・設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等、業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。
	防災課	課内教育	・設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等、業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。
	防護管理課	課内教育	・設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等、業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。
	環境担当	担当内教育	・品証活動、規定類の制定改廃等、業務の遂行に必要な教育を行い、資質の向上を図る。

第2.2.1.1-2表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(品質保証活動に係るもの)(1/3)

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
4.2.3	<p>文書の管理</p> <p>(2021年度 本店 不適合管理) 安全実績指標の提出遅れ (概要) 安全実績PIについては、四半期ごとに、「原子力規制検査等に関する規則第5条」に基づき、原子力規制庁に対して報告している。 報告に当たっては、規則及び規制に基づき作成した「定期報告作成要領」に定める報告期限(当該四半期の終了後四十五日以内に報告)を遵守する必要がある。 2021年度第3四半期の安全実績PIの報告に当たり、報告期限2月14日(当該四半期の終了後四十五日以内に報告)から遅れ、2月15日に報告する事案が発生した。 (原因) 本事象の原因は以下のとおり。 ・原子力エネルギー協議会(ATENA)の「原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン」の記載「四半期末の翌々月の15日まで」のみを参照し、規則及び規則に基づき作成した社内規定文書(定期報告作成要領)を参照しなかった。 (是正状況) ・「定期報告作成要領」に各四半期の報告期限を明記した。 ・原子力発電グループ年間業務計画へ「定期報告作成要領」と同様に報告期限を明記し、実績をフォローしていくこととした。 ・本不適合事象の内容、「定期報告作成要領」の改正内容及び各業務の実施に当たっては、関係する規定文書等を参照することの重要性をグループ員へ教育を実施した。</p>	<p>「文書の管理」に係る不適合は、本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	<p>無</p>

第2.2.1.1-2表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(品質保証活動に係るもの)(2/3)

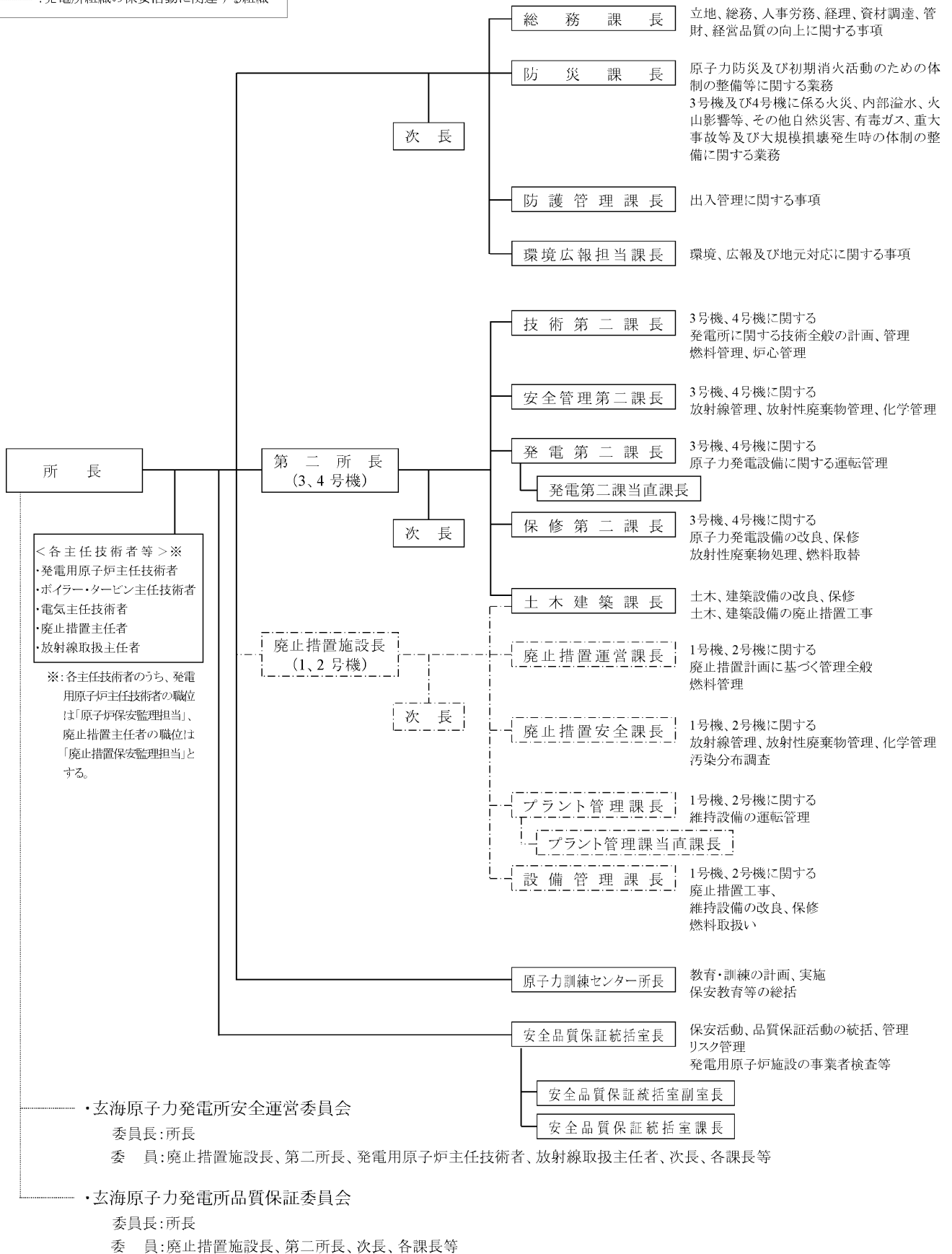
保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.2.1 個別業務等 要求事項と して明確に すべき事項	<p>(2022年度 玄海原子力発電所 不適合管理)</p> <p>使用前事業者検査(施設)「QGN3-2(3)-0816機能・性能検査(系統運転検査)」の中止 (概要)</p> <p>使用前事業者検査(施設)「QGN3-2(3)-0816」蓄電池(3系統目)機能・性能検査(系統運転検査)において、蓄電池の電圧測定を実施した。その際、蓄電池62セル中2セルの単電池13番セルと15番セルの電圧で判定基準を満足しないことが確認されたため、検査を中止した。</p> <p>(原因)</p> <p>設備主管課及び検査主管課関係者は、検査実施のため浮動充電を再開した際に、据付け直後の蓄電池の特性を十分に理解しない状態で検査実施可能と判断し、検査を実施したことが原因である。これは、「原子力発電所用据置鉛蓄電池の試験方法」(JEM1431)の試験方法に「満充電状態の組電池を浮動充電状態にし、基準値内であることを確認する」との記載を受け、満充電状態であれば電圧のばらつきが安定し検査可能と考えていたことによるものであり、実際には満充電状態においても、JEM1431に基づく安定後の目標値を満足しない電圧のばらつきが発生する可能性があるという据付け直後の蓄電池特有の特性を十分に理解していなかったからである。</p> <p>なお、蓄電池の取扱説明書(納入図)には、「据付け直後の蓄電池のセル電圧には個々にばらつきがあり、浮動充電状態でセル電圧が許容を外れることがあるが、性能上問題はなく、浮動充電開始後、1か月程度で納まる」と記載があることを確認していたが、調達上の蓄電池据付け後の電圧測定において、JEM1431に基づく安定後の目標値に納まっていたことから、浮動充電を再開する際に、取扱説明書に記載の「セル電圧の個々のばらつき」に意識が向かなかった。</p> <p>(是正状況)</p> <p>納入する設備が、その状態によって使用前事業者検査の実施時期、判定基準等に影響を与えるような特性を有する場合は、供給者から当社へ検査に際し考慮すべき事項を報告するプロセスを「調達管理要領(3,4号)」及び「設計管理要領(3,4号)」に追記し改正した。</p>	<p>「個別業務等要求事項として明確にすべき事項」に係る不適合は、本件のみであり、適切には是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	<p>無</p>

第2.2.1.1-2表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(品質保証活動に係るもの)(3/3)

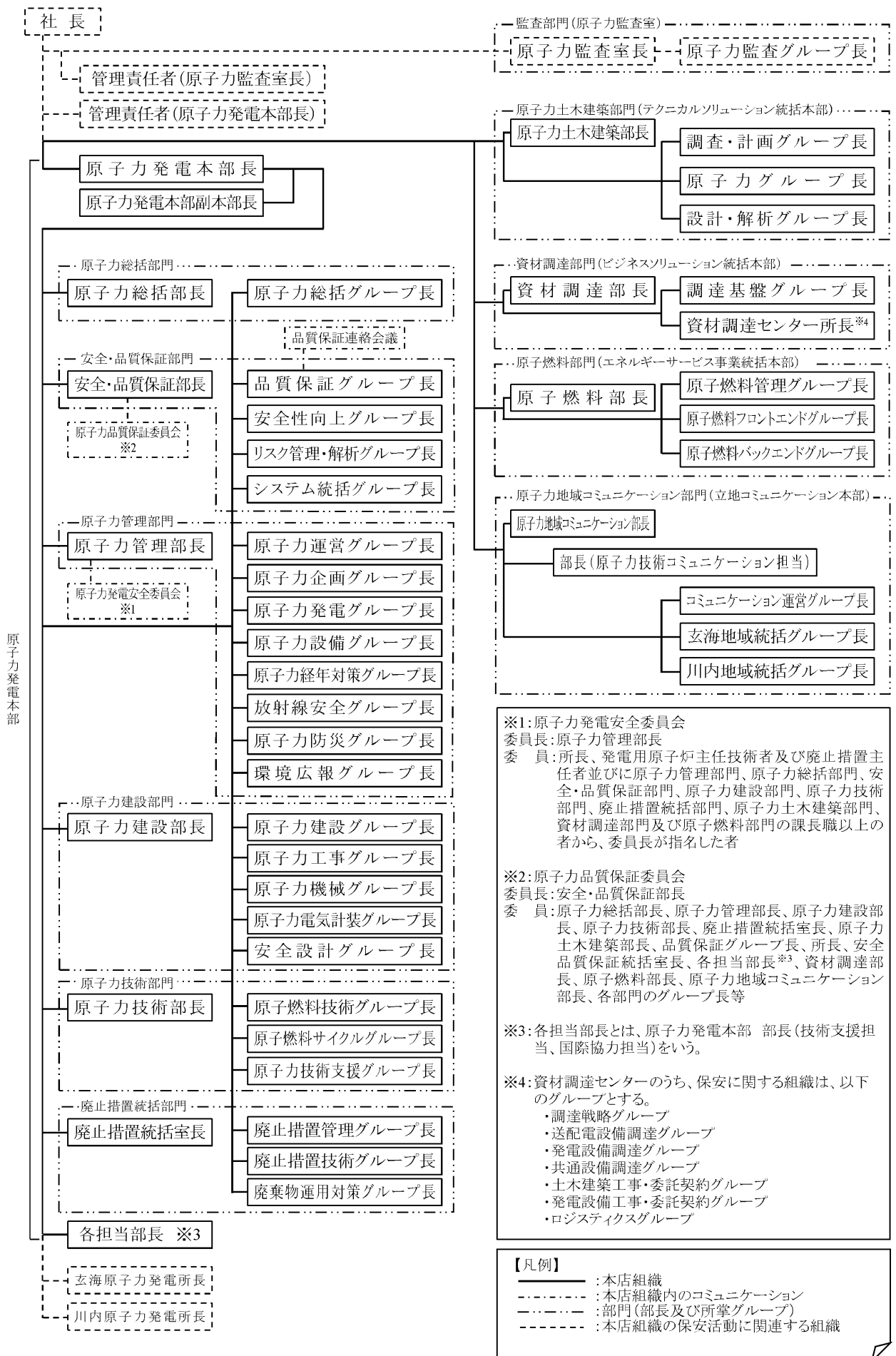
保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	<p>個別業務の管理</p> <p>(2021年度 本店 不適合管理) 解析業務を含む委託の委託報告書に関する審査の不備 (概要) 「川内1、2号機高経年化技術評価に関する調査検討委託」及び「玄海3、4号機高経年化技術評価に関する調査検討委託」において、「解析業務チェックシート(委託報告書用)」が上覧されていないことを確認した。 (原因) 解析業務を含む委託の検収時において、委託報告書に対して実施すべき行為についての認識不足。 (是正状況) グループ内教育を行い、以下の項目について再認識させた。 ・解析業務を含む委託の検収時には、業務委託報告書を「解析業務チェックシート(委託報告書用)」を用いて審査する必要があること。</p>	<p>「個別業務の管理」に係る不適合は、本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	<p>無</p>

(2023年3月8日現在)

- 【凡例】
- : 玄海3、4号機の保安活動に関する組織
 - - - - : 玄海1、2号機の保安活動に関する組織
 - : 発電所組織の保安活動に関連する組織



第2.2.1.1-1図 玄海原子力発電所組織図



第2.2.1.1-2図 本店組織図(1/3)

原子力総括部門

組織名称	分掌事項
原子力総括グループ	1 事業領域目標管理 2 本部情報発信 3 各種会議休調整 4 コンプライアンス推進 5 本部内庶務

安全・品質保証部門

組織名称	分掌事項
品質保証グループ	1 品質保証関係総括 2 原子力安全文化 3 設計・調達管理総括 4 建設工事品質管理
安全性向上グループ	1 安全性向上評価関係総括 2 安全衛生管理 3 国際協力
リスク管理・解析グループ	1 原子炉安全解析、有効評価 2 被ばく評価 3 気象調査 4 確率論的リスク評価 5 リスク管理関係総括
システム統括グループ	1 原子力システム関係総括 2 デジタルトランスフォーメーション (DX) 関係

原子力管理部門

組織名称	分掌事項
原子力運営グループ	1 組織管理 2 要員管理 3 教育訓練関係 4 資格管理 5 本部内庶務(原子力総括グループ分を除く。)
原子力企画グループ	1 本部運営方針策定 2 本部収支管理
環境広報グループ	1 原子力PA関係 2 自治体対応 3 原子力情報調査
原子力発電グループ	1 発電計画関係 2 発電所運用管理 3 通報関係 4 核物質防護関係
原子力設備グループ	1 修繕・改良技術検討 2 修繕費予算・設備予算管理 3 事業者検査関係総括 4 設備点検・保守関係総合調査
原子力経年対策グループ	1 経年対策検討 2 中長期保全計画検討 3 発電設備の設計(既設プラント)
放射線安全グループ	1 被ばく線量管理 2 所内放射線管理 3 放射性同位元素管理 4 環境放射線管理 5 液体・気体放射性廃棄物管理 6 海象調査
原子力防災グループ	1 原子力防災関係 2 緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)関係対応 3 緊急時対策支援システム(ERSS)関係対応

原子力技術部門

組織名称	分掌事項
原子燃料技術グループ	1 原子燃料技術関係 2 炉心管理関係 3 原子燃料需給関係 4 保障措置関係 5 燃料許認可関係 6 事業者検査関係 7 原子燃料費会計整理関係 8 原子燃料品質管理関係 9 原子燃料品質保証関係
原子燃料サイクルグループ	1 使用済燃料管理 2 原子燃料輸送関係 3 返還廃棄物関係 4 放射性廃棄物輸送関係 5 原子燃料サイクル関係総括 6 濃縮・中間貯蔵・再処理・サイクル廃棄物関係に関する政策的事項 7 高速増殖炉(FBR)関係
原子力技術支援グループ	1 訴訟関係 2 研究計画・管理

原子力建設部門

組織名称	分掌事項
原子力建設グループ	1 建設工事工程管理 2 建設工事予算管理 3 新規プラントの調査計画 4 設置許可関係 5 革新炉対応
原子力工事グループ	1 設計及び工事計画認可関係 2 使用前検査申請関係 3 使用前確認申請関係 4 耐震設計関係 5 構造解析強度計算関係
原子力機械グループ	1 1、2次系統設備設計 2 新規プラント調達管理 3 設計図書管理
原子力電気計装グループ	1 電気・計装関係設計 2 新規プラント調達管理 3 設計図書管理
安全設計グループ	1 自然現象、火災、溢水に対する設計 2 設計図書管理

廃止措置統括部門

組織名称	分掌事項
廃止措置管理グループ	1 原子炉廃止措置関係総括 2 廃止措置引当金、予算管理 3 原子炉廃止措置許認可関係
廃止措置技術グループ	1 廃止措置に係る技術検討・研究 2 廃止措置に係る解体計画 3 周辺環境関係
廃棄物運用対策グループ	1 固体廃棄物管理 2 放射性廃棄物でない廃棄物(NR)、放射性物質として扱う必要のないもの(CL)対応関係 3 固体廃棄物処理処分関係 4 廃棄物の処理処分に係る技術検討・研究

第2.2.1.1-2図 本店組織図(2/3)[各グループ分掌事項]

原子力土木建築部門

組織名称	分掌事項
調査・計画グループ	1 原子力発電所土木建築設備に係る総括 2 各種調査、計画の立案、実施 3 原子力発電所土木建築設備に係る工事・保守・管理の総括 4 土木建築技術に関連する調査の実施 5 土木建築将来技術に係わる基本計画立案
原子力グループ	1 自然事象のハザードの評価に係る事項 2 火山活動のモニタリングに係る事項 3 原子力土木建築に関する社外公表・自治体対応の支援(技術的支援) 4 原子力土木建築に関する訴訟技術支援に関する事項
設計・解析グループ	1 原子力発電所土木建築関連事項の安全審査ほか許認可、官庁検査に係る事項 2 原子力土木建築設備の耐震設計、構造解析に係る事項

原子力地域コミュニケーション部門

組織名称	分掌事項
コミュニケーション運営グループ	1 原子力立地・周辺自治体との安全協定等に関する事項
玄海地域統括グループ	1 玄海地点に係る自治体及び地域対応全般 2 玄海地点の原子力コミュニケーション活動の統括
川内地域統括グループ	1 川内地点に係る自治体及び地域対応全般 2 川内地点の原子力コミュニケーション活動の統括

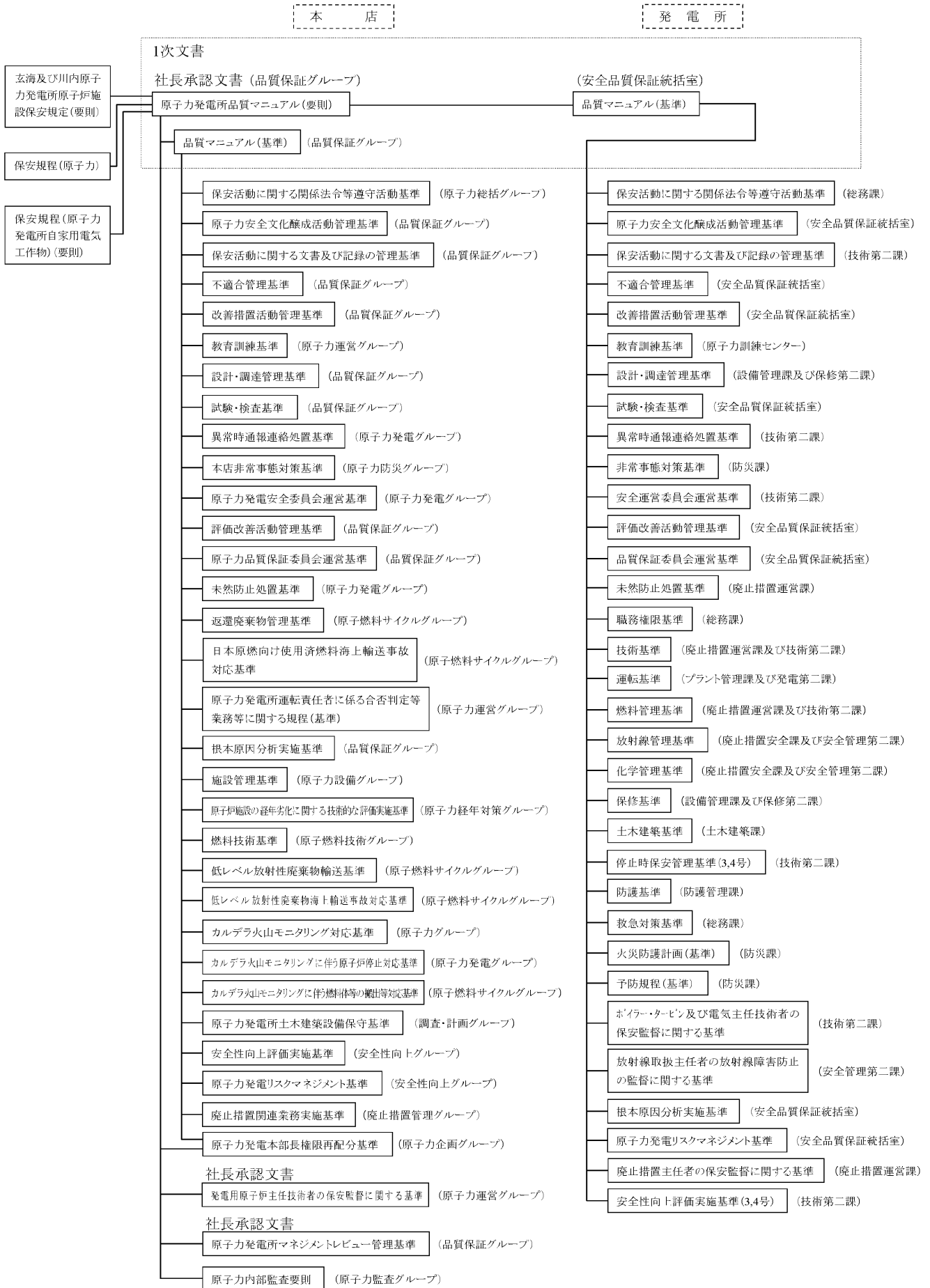
原子燃料部門

組織名称	分掌事項
原子燃料管理グループ	1 原子燃料計画の調整、立案及び資産管理
原子燃料フロントエンドグループ	1 原子燃料の購入及び関連業務委託、役務契約
原子燃料バックエンドグループ	1 使用済原子燃料の再処理及び関連業務委託、役務契約 2 MOX燃料の購入及び関連役務契約、輸送契約 3 放射性廃棄物の輸送契約及び関連役務契約

資材調達部門

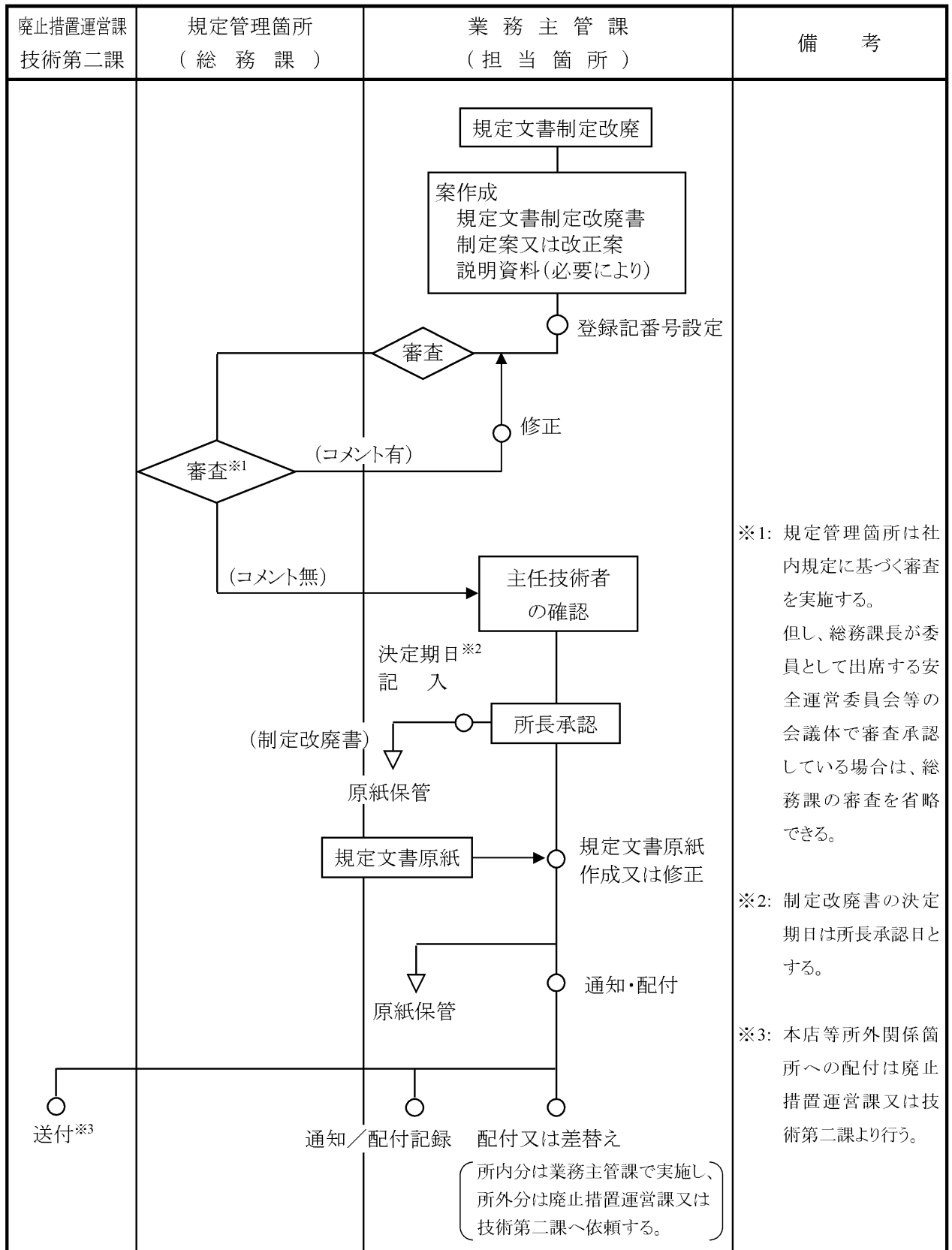
組織名称	分掌事項
調達基盤グループ	1 QMSに関する資材調達部門総括 2 取引先の情報管理、登録及び取消し
資材調達センター	1 物品の購入、工事請負、運送及び業務委託に関する契約

第2.2.1.1-2図 本店組織図(3/3)[各グループ分掌事項]



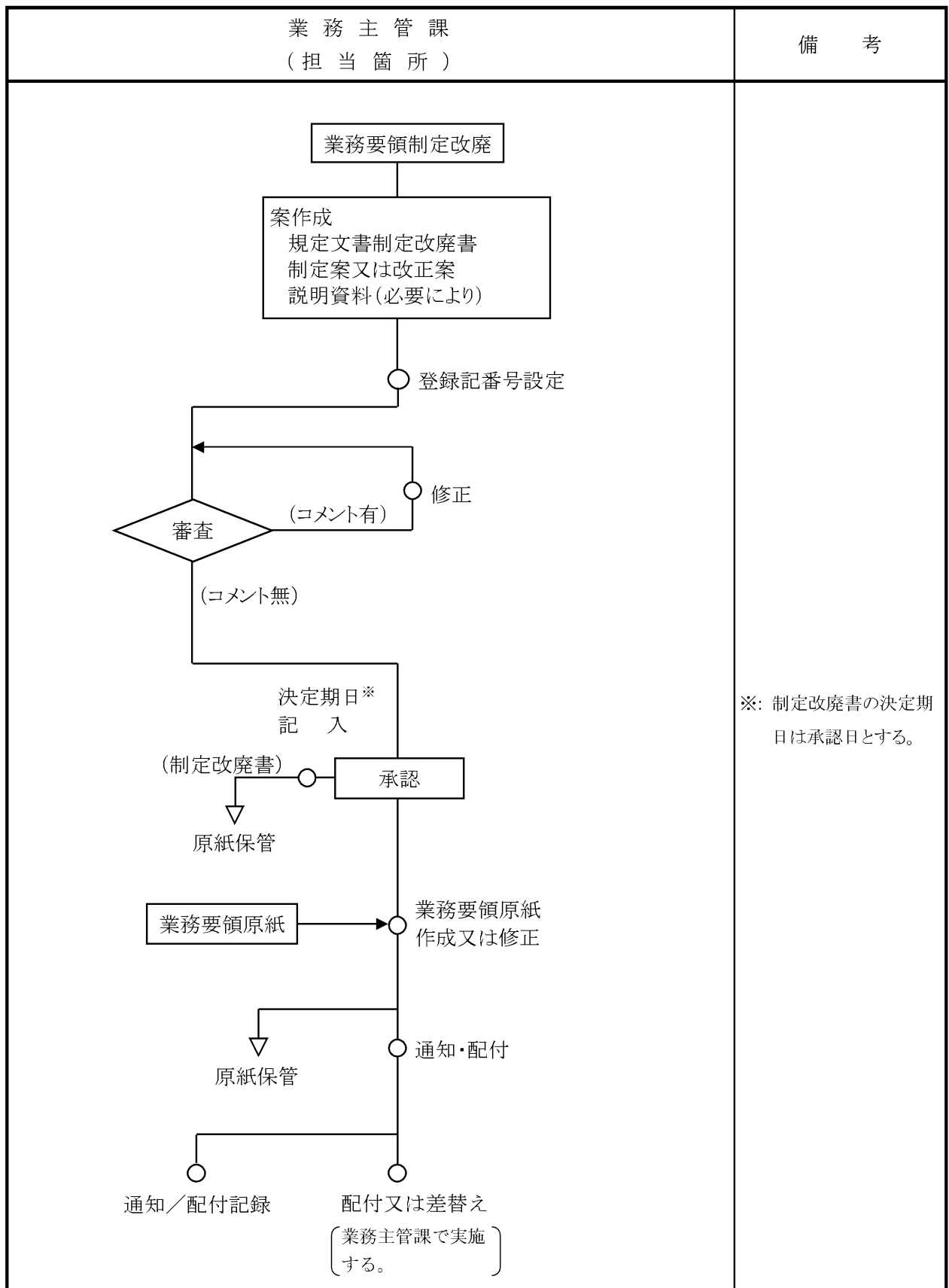
注:()は担当箇所

第2.2.1.1-3図 品質マネジメントシステムに係る文書体系図

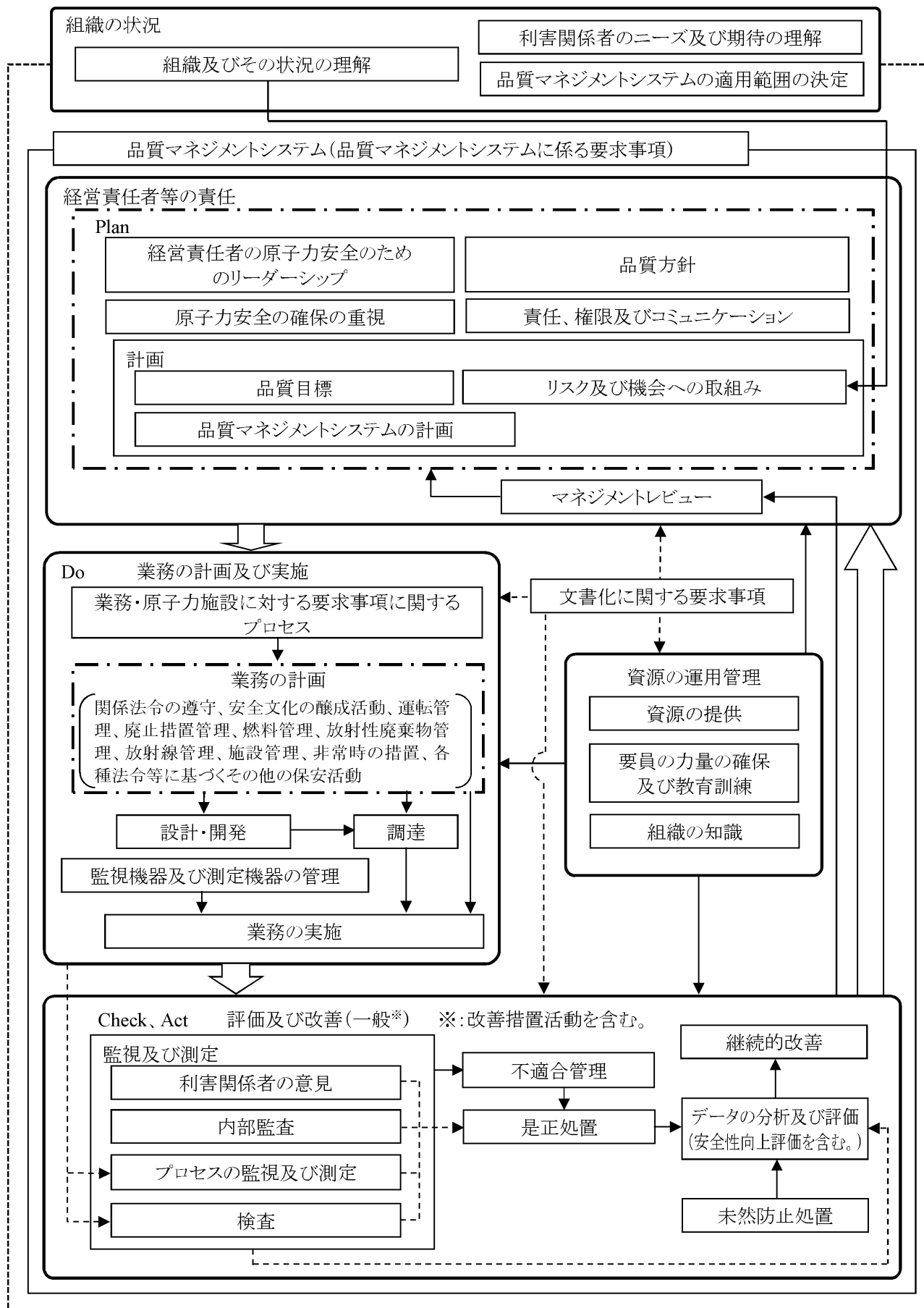


注:安全運営委員会等の会議体にて審議を要する規定文書については、所定の会議体にて審議を行う。

第2.2.1.1-4図 玄海原子力発電所における社内マニュアル(規定文書)の管理フロー(1/2)

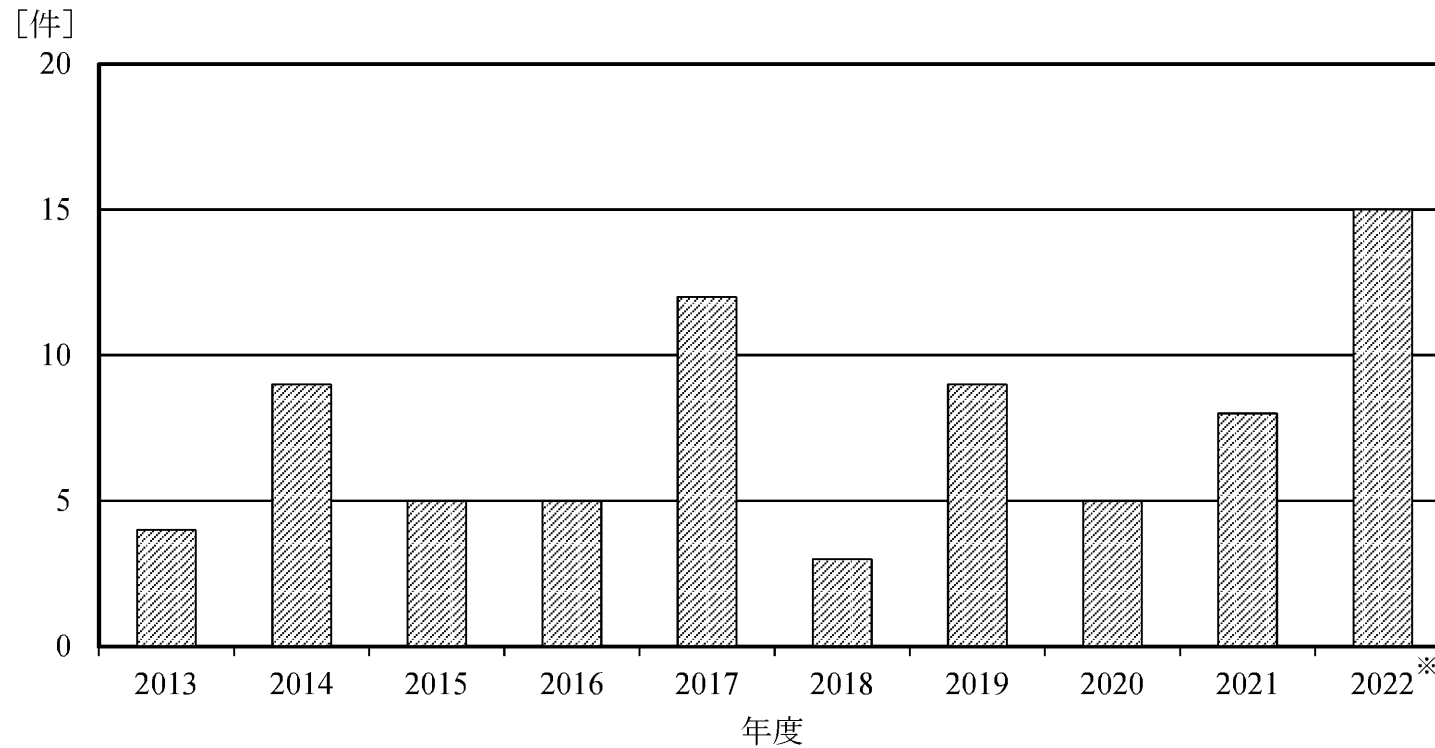


第2.2.1.1-4図 玄海原子力発電所における社内マニュアル(業務要領)の管理フロー(2/2)



第2.2.1.1-5図 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

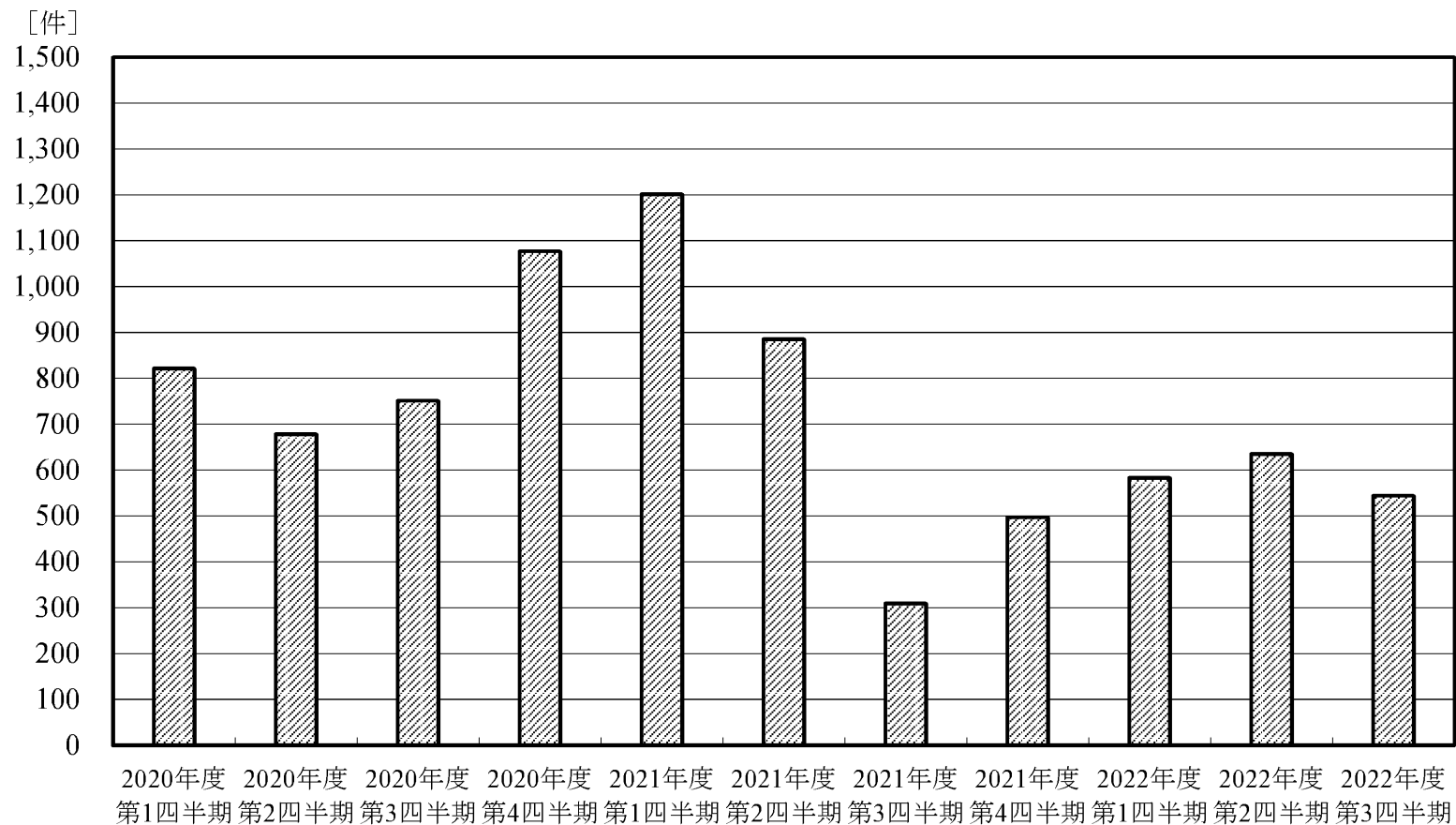
年 度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022 [※]
人的過誤による 不適合発生件数 [件]	4	9	5	5	12	3	9	5	8	15



※:2022年4月1日から2023年3月8日までの実績を示す。

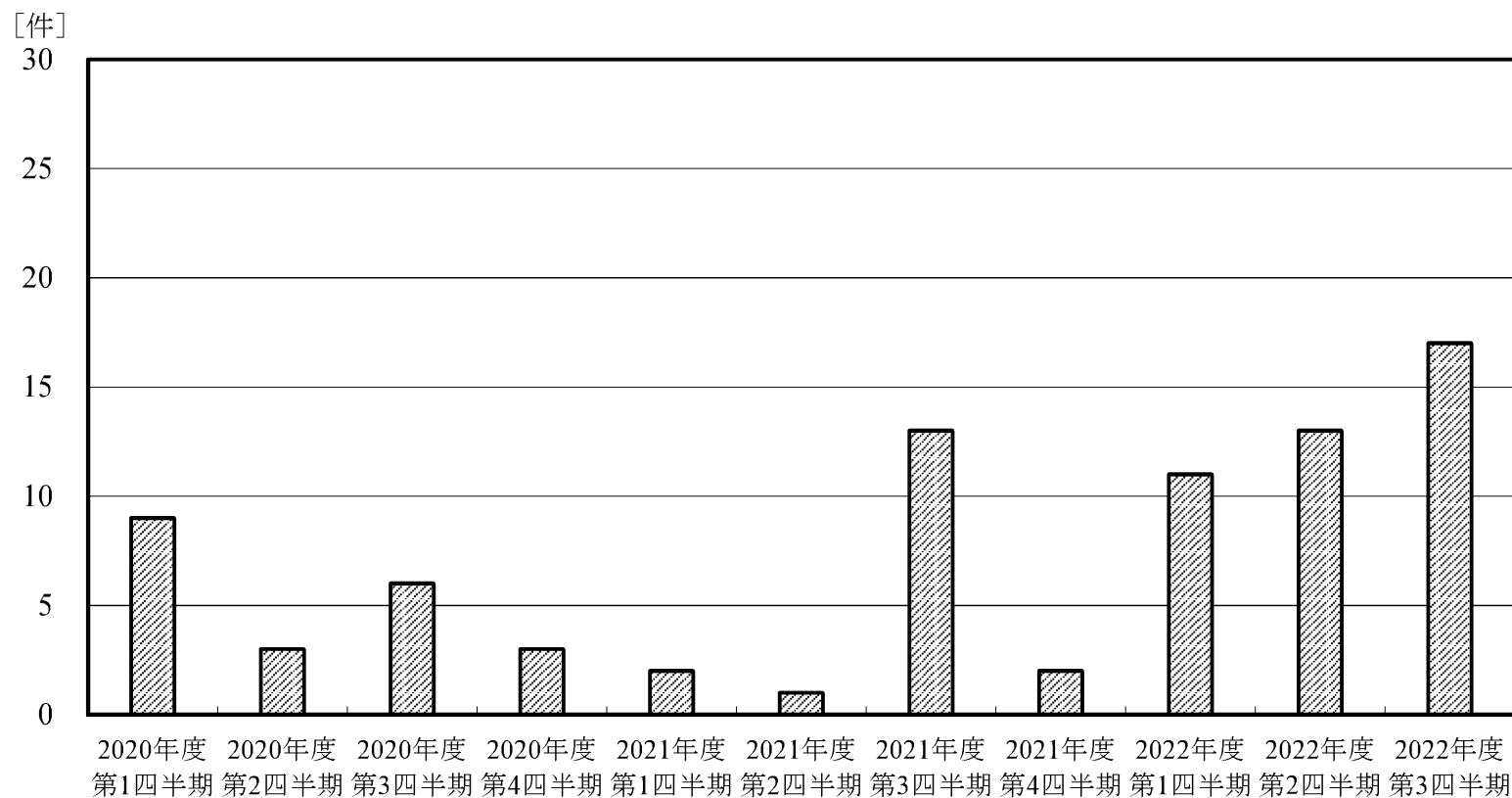
第2.2.1.1-6図 玄海原子力発電所における人的過誤による不適合発生件数

	2020年度				2021年度				2022年度		
	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期
状態報告(CR)件数[件]	821	678	751	1077	1201	885	309	497	583	635	544



第2.2.1.1-7図 状態報告(CR)件数

	2020年度				2021年度				2022年度		
	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期
原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)の件数[件]	9	3	6	3	2	1	13	2	11	13	17



第2.2.1.1-8図 原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)の件数

2.2.1.2 運転管理

(1) 目的

原子力発電所の運転管理においては、通常運転時及び事故・故障時における適切な運転操作のために必要な教育・訓練、運転員の組織・体制の確立、運転操作マニュアル類の整備、系統監視や巡視点検による異常の早期発見、定期的な試験による機器の機能確認等を適切に行うことにより、プラントの安全・安定運転を確保することを目的としている。

(2) 運転管理に係る仕組み及び改善状況

a. 運転管理に係る組織・体制

(a) 運転管理に係る組織・体制の概要

イ 運転管理に係る組織・体制

運転管理に係る組織・体制については、営業運転開始以降、運転経験等を反映し改善を行っている。

現在の運転管理に係る組織・体制は、第2.2.1.2-1図に示すとおり、発電所の業務を統括する所長の下に玄海3、4号機の業務を総括する第二所長を配置し、その下に発電所の運転に関する業務を行う発電第二課長を配置し、その下に緊急時の当直支援等を行う課長(3、4号運転管理担当、運用管理担当)及び発電所の運転業務を行う当直(3交替勤務)と当直業務の支援、社内マニュアルの見直し等の業務を行う管理班(通常時間帯勤務)を配置している。

また、発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督、原子力発電工作物の工事、維持及び運用に関する保安の監督を行い、保安上必要な場合には発電所員等への的確な指示を行う者として、高度な知識と経験及び資格を有する者から次の主任技術者を配置している。

- ・ 発電用原子炉主任技術者 (正は3、4号炉にて号炉ごとに1名、副は3、4号炉で2名以上)
- ・ ボイラー・タービン主任技術者 (正1名、副1名以上)
- ・ 電気主任技術者 (正1名、副1名以上)

当直は、中央制御室が玄海3、4号機共用であることから、2プラントの運転監視・操作等を行うことができるよう運転責任者である当直課長(各直1名)をはじめとして、当直副長(各直1名)、当直主任(各直1名)、原

子炉運転員（各直2名）、タービン・電気運転員（各直2名）、巡視員（各直5名）及び特重施設要員で構成されている。

定期事業者検査期間中は、管理班から選任した定検班（通常時間帯勤務）を管理班課長の管理の下に配置している。定検班は、定期事業者検査プラントの点検・検査のための系統隔離・復旧操作、各種試運転等を行っている。また、運転員は、定期事業者検査期間中においても運転されている施設及び設備の監視・操作等を行っている。

各々の運転員は、第2.2.1.2-1表に示すとおり通常運転時から事故・故障時に至るまで安全を確保するために適切な対応ができる知識・技能を有している。このうち当直課長は、事故・故障時の権限及び責務として、プラント停止を含めた事故・故障時に必要な措置を講じ、発電第二課長に報告することとしており、以下に示す原子力規制委員会が告示で定める「運転責任者に係る基準等に関する規程」に基づき、当社が定める「原子力発電所運転責任者に係る合否判定等業務等に関する規程（基準）」に適合していると判断（原子力規制委員会の確認を受けた者が判断）された者の中から選任している。

- (イ) 発電用原子炉の運転に関する業務に5年以上従事した経験を有していること。
- (ロ) 過去1年以内に同一型式の発電用原子炉の運転に関する業務に6月以上従事した経験を有していること。
- (ハ) 発電用原子炉施設を設置した事業所において、管理的又は監督的地位にあること。
- (ニ) 発電用原子炉に関する知識及び技能であって、次に掲げるものを有していること。

- I 発電用原子炉の運転、事故時における状況判断及び事故に際して採るべき措置に関すること。
- II 関係法令及び保安規定に関すること。
- III 発電用原子炉施設の構造及び性能に関すること。
- IV 運転員の統督に関すること。

さらに、当直副長に対しても、上記基準適合者の拡充を図っている。

プラントの運転は発電第二課長の責任の下、当直課長が行っているが、事故・故障時には、必要に応じて課長(3、4号運転管理担当、運用管理担当)が支援に当たることとしており、発電所内に対策会議を設置した場合は、総括責任者(所長)の下で対応に当たることとしている。

なお、運転業務の補助を委託している焼却設備、セメント固化装置、雑固体溶融処理設備、モルタル固化設備及び屋外共通設備についても、発電第二課長の責任の下で委託運転員にて運転監視・操作を行うこととしている。

また、休日、時間外(夜間)を問わず、重大事故等発生時に迅速な対応を行うための要員として、運転員(当直員)に加えて、緊急時対策本部要員(指揮者等)、重大事故等対策要員及び特重施設要員を発電所内に常駐又は発電所近傍に居住させており、万が一、重大事故等が発生した場合においても、運転員(当直員)と連携を図りながら、適切に対応できるようにしている。(詳細は、「2.2.1.7 緊急時の措置」を参照)

ロ 運転員の勤務体制

運転員の勤務は、発電所の運転監視・操作を毎日24時間連続して行

うため、3交替勤務としている。

また、運転知識・技能の維持向上を図るため、教育・訓練に傾注できるように5直体制(4直3交替+1教育班)とし、第2.2.1.2-2図に示すとおりローテーションを行っている。

当直課長又は他の運転員が研修・休暇等の場合は、当直課長には発電第二課当直課長の職位にある他の者、他の運転員については必要なポジションの力量を有する者を代務者に当てている。

当直課長は、当直業務の引継ぎにおいて、当直課長引継簿、運転日誌、巡視点検チェックシート等を用いて運転状況、作業状況、廃棄物処理状況、給電連絡、特記事項等を的確に申し送ることとしている。

その他の当直員も、役割ごとに運転状況等について引継ぎを行い、引継ぎ終了後には次直の当直課長以下当直員全員により、発電所の運転状況、業務予定等についてミーティングを行い、円滑な業務運営を図っている。

また、教育班は、運転知識・技能の維持向上を図るため職場研修及び原子力訓練センターにおいて各種の教育・訓練を行っている。

このように、確実に保安活動を実施できるように、運転管理に係る組織及び分掌事項を明確にしている。

(b) 運転管理に係る組織・体制の改善状況

運転経験等の反映による運転管理に係る組織・体制の改善は、第2.2.1.2-3図に示す運用管理フローのとおり実施している。

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組織・体制に係る主な改善活動はなかった。

b. 運転管理に係る社内マニュアル

(a) 運転管理に係る社内マニュアルの概要

運転管理については、発電用原子炉施設の運転管理に関する運転上の制限及び同制限の確認項目、頻度並びに同制限を満足していないと判断した場合の措置等について、保安規定に定め、これを遵守し、運転している。

運転員の業務は、通常運転時における運転状態を的確に把握するための運転監視・操作業務、プラントの起動・停止等の運転操作業務と事故・故障時の対応業務に大別され、適切な操作を可能とするため社内マニュアルに定め、以下に示す活動を実施している。

運転員に係る社内マニュアルの種類及び使用目的を第2.2.1.2-2表に、事故・故障時の対応についての社内マニュアルの体系を第2.2.1.2-4図に示す。

イ 通常運転監視及び操作

(イ) 運転監視業務

運転監視業務は、異常の早期発見や事故・故障の未然防止等を目的としており、パラメータ監視、巡視点検及び定期試験からなり、通常の運転操作と運転監視についての社内マニュアル、運転業務の基本的な事項についての社内マニュアル及び定期試験についての社内マニュアルに基づいて実施している。

また、プラント停止中は、定期事業者検査等の作業によるプラントの状態変化に備え、各状態においても必要な機能を確保できるよう、社内マニュアルに定め遵守することにより、プラント停止中の安全を確保している。

I パラメータ監視

発電所の運転状態を的確に把握するため、1次冷却設備、化学体積制御設備等のパラメータを各種指示計、記録計、計算機出力等で確認するとともに、記録を採取している。

主要なパラメータを第2.2.1.2-3表に示す。

II 巡視点検

主要な発電用原子炉施設及び設備については、異常の有無を確認するため、機器の運転状況等に関する引継事項を把握した上で、毎日1回以上の巡視点検にて異音、異臭、振動、漏えい等の確認を行っている。

巡視点検を行う主要な施設等を、第2.2.1.2-4表に示す。

巡視点検の結果、機器の異常を発見した場合は、当直課長へ報告するとともに、保修担当部署への修理依頼等、直ちに必要な措置を実施し、事故・故障の未然防止に努めている。

また、原子炉格納容器内の高線量区域で、直接立入り巡視が困難な場所については、監視テレビにより間接的な監視を行っている。

原子炉格納容器内における監視カメラの設置場所を、第2.2.1.2-5表に示す。

なお、原子炉格納容器内及び管理区域内の高線量・高汚染区域（特に立入り制限された区域を除く。）については、一定期間ごとに運転員による巡視点検を実施している。

系統より切り離されている施設^{*1}については、担当課が異常の有無を確認するため、一定期間^{*2}ごとに巡視点検を行っている。系統より切り離されている施設等を、第2.2.1.2-6表に示す。巡視点検の結果、機

器に不具合が認められた場合は、速やかに修理、あるいは、交換又は代替品を補充することにより必要数量を確保することとしている。

※1: 系統より切り離されている施設とは、可搬設備、代替緊急時対策所設備、通信連絡を行うために必要な設備等をいう。

※2: 一定期間とは、1か月を超えない期間をいい、その確認の間隔は7日間を上限として延長することができる。

なお、点検可能な時期が定期事業者検査時となる施設については、定期事業者検査ごととする。

III 定期試験

通常運転時、待機状態にある工学的安全施設等の安全上重要な機器については、ポンプ、弁等の動作状況等の異常の有無及び系統・機器の健全性を確認するため、定期的に試験を実施するとともに記録を採取している。

定期試験の結果、異常を発見した場合は、当直課長又は発電第二課長へ報告するとともに、保修担当部署への修理依頼等、直ちに必要な措置を実施している。

主要な定期試験を、第2.2.1.2-7表に示す。

(ロ) 運転操作業務

運転操作に当たっては、通常の運転操作と運転監視についての社内マニュアルに基づいて、第2.2.1.2-8表に示す原子炉熱出力、1次冷却材温度変化率、1次冷却材漏えい率等の制限を遵守しており、パラメータ変化を的確に把握し、適切に操作を行っている。

運転操作は、プラントの起動・停止操作、原子炉の反応度補償操作

等と多岐に及んでいるため、各々の運転操作を定めた社内マニュアルに基づき、当直課長の指示に従って慎重かつ確実にを行い、操作の開始・終了、操作内容、確認状況等を当直課長へ報告している。

さらに、運転操作時には、指差呼称、復命復唱及び3wayコミュニケーションを励行するとともに、重要な操作については、操作者のほかに当直副長や当直主任の立会等により人的過誤の防止に努めている。

ロ 事故・故障時の対応業務

通常運転中及び停止中の事故・故障時には、警報発信時及び事故・故障時の操作に係る社内マニュアルに基づいて、まず、事故・故障の状況や機器の作動状況等を把握し、事故・故障の拡大防止措置等を速やかに実施するとともに、原因の究明を行う。

原因が特定され、容易に除去できれば、運転管理に係る社内マニュアルに従って通常運転状態への復帰に努めるが、原因が特定できない場合等は、事故・故障の拡大防止、安全上の観点からプラント停止への移行操作等必要な措置を行う。

(b) 運転管理に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

イ 余剰水受入配管の加圧軽減対策

玄海3、4号機から玄海1、2号機への余剰水送水時に、余剰水受入配管(FRP製)からの水漏れを防止するため、2023年2月に、玄海1、2号機余剰水受入配管の加圧を軽減する手順へ見直した。

この結果、余剰水送水時におけるリスクの軽減が図られた。

c. 運転管理に係る教育・訓練

(a) 運転管理に係る教育・訓練の概要

運転管理の教育・訓練に係る活動については、教育訓練計画に基づき、運転員に対して、福井県敦賀市にある(株)原子力発電訓練センター(以下「NTC」という。)及び原子力訓練センターにおける教育・訓練、技術研修等を実施している。

また、運転業務は幅広い知識・技能が要求されるため、長期的視点に立って計画的に運転員を養成する必要があることから、第2.2.1.2-5図に示すとおり、NTC及び原子力訓練センターにおける運転シミュレータ訓練を主体とした各種訓練並びに緊急処置訓練、作業時操作訓練、保安規定研修等の技術研修を適切に実施しており、設備改造が実施された場合の教育についても、直(班)内での勉強会等を通じ確実に実施している。

主な教育・訓練の内容を以下に示す。(第2.2.1.2-9表参照)

イ NTCにおける教育・訓練

社内マニュアルに基づきプラント起動・停止操作、事故・故障時対応等の操作が適切に行えるよう、運転シミュレータ訓練を主体に行っており、操作の習熟度に応じたコースに派遣している。

(イ) 初期訓練コース

初期訓練コースは、原子炉の運転員として、中央制御室で直接操作に従事する運転員を養成することを目的とするコースである。まず、机上で原子炉物理、原子力工学、プラント設計、原子炉制御等の原子力発

電に関する基礎理論や発電所の主要系統設備について12週間の教育を受ける。その後、8週間にわたりフルスコープシミュレータを用いた実技訓練を受け、この中でプラントの起動・停止操作から事故・故障時の処置まで習得する。

(ロ) 再訓練コース

再訓練コースは、原子炉の運転に関する知識・技能の維持向上を目的とするものであり、一般、上級及び監督者の各コースに分かれている。

一般コースは、原子炉運転員及びタービン・電気運転員(初期訓練修了者)、上級コースは、当直課長、当直副長、当直主任、原子炉運転員及びタービン・電気運転員(初期訓練修了者)、監督者コースは、当直課長、当直副長及び当直主任を対象としている。

ロ 原子力訓練センターにおける教育・訓練

原子力訓練センターにおける運転訓練は、NTCと同様に運転シミュレータ訓練を主体とした教育を行っている。

運転シミュレータによる教育・訓練は、実機と同じ雰囲気と臨場感の下で、プラント起動・停止の通常操作や事故・故障時の運転操作を体験できるため訓練効果も高く、また重要性も高い。このため、フルスコープシミュレータを活用し、新入社員から当直課長までを対象に以下の運転員教育訓練コースを設け、運転訓練の充実を図っている。

(イ) 運転訓練導入コース

運転訓練導入コースは、新入社員及び技術系社員を対象に、運転操作の基礎知識・技能を習得させるために実施している。

(ロ) 運転訓練スタンダードコース

運転訓練スタンダードコースは、原子炉運転員、タービン・電気運転員及びそれらの教育訓練員を対象に、プラント起動・停止操作、異常時の処置等について基礎から応用に至るまでの知識・技能を習得させるために実施している。

(ハ) 運転訓練テクニカルコース

運転訓練テクニカルコースは、当直課長、当直副長及び当直主任を対象に、監督者としての役割、判断能力及び指揮命令能力の向上を図るために実施している。また、原子炉運転員及びタービン・電気運転員を対象に現状の運転技術の維持向上を図るために実施している。

(ニ) 運転訓練ファミリーコース

運転訓練ファミリーコースは、発電所の運転直全員を対象としたコースで、チームとしての運転技術・技能の維持向上とチームワークの強化を図るために実施している。

ハ 技術研修

運転員の技術研修は、OJTと集合教育で実施している。

(イ) OJT

OJTは、それぞれの役割に応じた技術力を養成するために実施しており、日常業務の中で当直課長より指名された指導担当者による指導と実習を主体に、巡視点検、定期試験の操作、プラント起動・停止操作及び国内外プラントで発生した事故・故障等の事例検討を通じて行われている。

る。

OJTは、社内マニュアルに基づき計画的に実施され、定期的に当直課長及び指導担当者が実施状況をチェックし、教育目標の達成度を把握している。

また、プラント起動・停止操作等の重要操作がある場合には、指導担当者の監督の下、教育訓練員に実務経験を積ませ、知識・技能の習得を図っている。

(ロ) 集合教育

集合教育は、運転員として必要な法令や専門分野の知識を習得させるため、以下の教育を実施している。

I 保安規定の内容や関係法令等、保安に関する知識を習得させるため、保安規定研修や品質保証活動の教育を実施している。

II 原子力発電所は起動・停止操作の機会が少ない。このため、実操作経験を補完するとともに過去の経験及び技術を次世代へ継承し、運転員の技術力維持向上を図るため、運転シミュレータ訓練や緊急処置訓練(模擬操作、机上教育)を実施している。

また、通常運転及びプラント停止時における事故・故障時の対応訓練を緊急処置訓練の中で実施している。

III 国内外事故・故障情報等について、同種の事故・故障等の発生防止を図るため、防災体制、組織、諸設備に関する知識教育を含めた事故防止管理教育を実施している。

IV 危機管理への対応として、必要なリーダーシップ、危機管理能力の向上を図るため、当直課長、当直副長及び当直主任を対象に管理監督者教育を実施している。

ニ 一般・その他研修

一般研修として、職場規律、社員としての役割や自覚を習得させるため、新入社員導入教育等を実施している。さらに、管理職に就任したときには新任管理職研修を実施している。

その他研修として、運転に必要な資格取得や講習の受講を計画的に実施している。

また、原子炉理論等の専門分野の知識を習得させるため、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に派遣している。

ホ 委託運転員に対する教育

委託運転員に対しては、委託契約において、委託運転員の知識・技能を維持向上させるよう、設備の運転に関する知識・技能についての教育の実施を義務付けており、その実施結果について発電第二課長が確認することとしている。

(b) 運転管理に係る教育・訓練の改善状況

運転員の教育・訓練に係る運用管理を、第2.2.1.2-6図に示す。

運転員の教育については、計画、実施、評価及び反映の各段階を通じて確実に運転員の教育・訓練が行えるよう配慮している。具体的には、教育後に報告書を提出し、その内容について上長が確認、評価を行っている。改善の余地があると判断したものについては、カリキュラム、教育・訓練の方法・内容、期間等の見直しを行うとともに、国内外の発電所での事故・故障等の事例から新たな知見が得られたときには教育訓練計画へ適宜反映している。

また、教育・訓練の実績は、原子力訓練センター所長が全社オンライン

システムにより管理しており、個人ごとあるいは教育ごとの実績を確認することができる。これにより運転資格に応じた業務知識・技能の習得状況を把握し、教育訓練計画の策定に役立てている。

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教育・訓練に係る主な改善活動はなかった。

(3) 運転管理に係る設備改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、設備に係る主な改善活動はなかった。

(4) 運転管理に係る実績指標

a. 設備利用率・発電電力量

設備利用率・発電電力量の時間的な変化について確認した結果を、第2.2.1.2-7図に示す。

2011年3月に発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を受け、2017年度までは、ゼロで推移している。

2013年7月に施行された「新規制基準」について、その要求に対する発電所の適合性確認審査を受け、すべての要求事項に関する適合性が確認されたとして、2018年7月19日に玄海4号機は通常運転に復帰した。

このため、2018年度以降の設備利用率・発電電力量は福島第一原子力発電所事故以前の水準まで回復した。

なお、2022年度は2022年4月1日から2023年2月28日までの実績であり、2022年4月30日から2022年8月9日に第14回定期事業者検査を実施し、2022年9月12日から第15回定期事業者検査を実施していることから、設備利用率・発電電力量は低くなっている。

b. 事故・故障発生件数

事故・故障発生件数の時間的な変化について確認した結果、今回の調査期間が含まれる2013年度以降、事故・故障は発生していない。

(5) 運転管理に係る有効性評価結果

運転管理に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、運転管理の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

また、運転管理に係る不適合については、「不適合管理基準」に基づき、適切に是正処置が実施されており、再発・類似している事項がないことを確認した。(第2.2.1.2-10表参照)

運転管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定又は良好な状態で維持されていると判断でき、運転管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

なお、改善措置活動(CAP)のプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

これらのことから、運転管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

第2.2.1.2-1表 運転員の役割と知識・技能の程度

構 成 員	役 割		知 識 ・ 技 能 の 程 度
	通 常 時	事 故 ・ 故 障 時	
当 直 課 長	<p>保安管理の立場から、プラント運転状況の把握及び正確な運転を行うよう、運転操作・監視・記録、巡視点検等について当直員の総括的な指揮命令に当たる。</p> <p>また、当直員の研修指導を行う。</p>	<p>事故状況、プラントの状況等を把握し、迅速・適切な処置について指揮命令するとともに関係箇所に状況等を報告、連絡する。</p> <p>3号炉及び4号炉が同時被災した場合には、当直副長と分担し、号炉ごとの運転操作の指揮監督を行う。</p>	<p>非常に広範囲にわたる極めて高度な専門的知識・技能を有し、かつ、原子力発電所運転責任者の資格を有する者。</p>
当 直 副 長	<p>運転操作・適正運転の確認、巡視点検等について当直課長を補佐するとともに、当直員の指揮命令を行う。</p> <p>また、重要な機器については、自ら巡視点検を行うとともに、事故未然防止策の検討、当直員の指揮・研修指導に当たる。</p>	<p>保安管理の立場から臨機の措置等について当直課長を補佐するとともに、事故・故障時には当直課長の指示、事故・故障時の操作についての社内マニュアル等に従い、当直員を指示し迅速・的確な処置を講じる。</p> <p>3号炉及び4号炉が同時被災した場合には、当直課長と分担し、号炉ごとの運転操作の指揮監督を行う。</p>	<p>非常に広範囲にわたる極めて高度な専門的知識・技能を有し、かつ、原子力発電所運転責任者の資格を有し、あるいは所長が運転責任者と同等の能力を有すると認め、保安管理、事故・故障の未然防止の観点から当直員の指導能力を有する者。</p>
当 直 主 任	<p>設備、系統、負荷、機器の運転及び作業状況の把握に努め、当直課長、当直副長の指示に基づき機器の運転監視操作及び巡視点検を行う。</p> <p>また、当直課長、当直副長を補佐するとともに当直員の指揮・指導に当たる。</p>	<p>当直課長、当直副長の指示、事故・故障時の操作についての社内マニュアル等に基づき安全・迅速な処置を行う。</p> <p>3号炉及び4号炉が同時被災した場合には、号炉間の連絡を行う。</p>	<p>広範囲にわたる高度な専門的知識・技能を有する者。</p>
原 子 炉 運 転 員	<p>運転状況を把握・監視するとともに、通常時、事故・故障時における原子炉冷却設備の運転操作を中央制御室で行う。</p>		<p>NTCでの初期訓練コースの訓練修了者で、原子炉に関する運転技能を有する者。</p>
タービン・電気運 転 員	<p>運転状況を把握・監視するとともに、通常時、事故・故障時における2次冷却設備全般の運転操作を現地、中央制御室で行う。</p> <p>また、タービン電気設備等の巡視点検を行う。</p>		<p>2次冷却設備（タービン電気等）運転に関する技能を有する者。</p>
巡 視 員	<p>1、2次系補機設備の運転状況を巡視点検により、把握・監視するとともに、通常時、事故・故障時における補機設備の運転操作を現地で行う。</p>		<p>1、2次系補機運転に関する技能を有する者。</p>
委 託 運 転 員	<p>当直課長の指揮監督下で、委託設備（焼却設備・セメント固化、屋外共通設備、雑固体溶融処理設備・モルタル固化設備）の運転状況を把握し運転を行う。</p>		<p>通常時及び警報発信時において、その状況を的確に判断し、処置対応ができる技術的水準並びに委託設備の教育・訓練を修了した者。</p>

第2.2.1.2-2表 運転員に係る社内マニュアルの種類・使用目的

大別分類	目的別分類 (マニュアル名)	社内マニュアルの種類	使用目的
通常 運転 監視 及び 操作	通常運転操作監視 〔・運転基準 電気編 ・運転基準 タービン編 ・運転基準 原子炉編〕	①通常の運転操作と運転監視についての社内マニュアル	発電設備及び附属設備の起動・停止手順とプラントの起動・停止時の諸操作を業務分担別に手順として定めている。
	機器の機能維持確認 〔・運転基準 総括編 ・運転基準 定期試験編〕	②運転業務の基本的な事項についての社内マニュアル	運転心得、巡視点検を実施するときの方法等、運転に関する業務のうち基本的な事項を定めている。
		③定期試験についての社内マニュアル	原子炉起動・停止時及び運転中に各機器の機能試験を実施し、その健全性を確認するもので、項目とその手順を定めている。
	警報発信時 〔・運転基準 警報処置編〕	④警報発信時の操作についての社内マニュアル	発電設備及び附属設備の警報発信時の操作を定めている。
事故・故障時の対応	事故・故障時 〔・運転基準 緊急処置編 ・運転基準 緊急処置編 第二部 ・運転基準 緊急処置編 第三部 ・運転基準 緊急処置編 個別手順 ・運転基準 緊急処置編 データ集〕	⑤事故・故障時の操作についての社内マニュアル (事象ベース)	安全設計評価において想定されている設計基準事象も含め、機器の単一故障等のあらかじめ想定される事故・故障を対象とする対応操作の手順を定めている。 また、多重故障等の設計基準事象を超える事故・故障の対応も定めている。
		⑥事故・故障時の操作についての社内マニュアル (安全機能ベース)	多重故障等の設計基準事象を超える事故・故障も含め、起因事象やそこに至る事象の経緯は問わず、プラントの安全上重要な機能が脅かされている徴候を認知した場合の対応操作の手順を定めている。
		⑦事故・故障時の操作についての社内マニュアル (シビアアクシデント)	設計基準事象を超える事故・故障において、炉心損傷後に対処する操作の手順を定めている。 また、原子力防災組織が必要に応じ当直へ支援するためのアクシデントマネジメントガイドラインを別途定めている。

第2.2.1.2-3表 主要なパラメータ

主要なパラメータ	監視装置
<p>[1次冷却設備]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉熱出力 ・炉外中性子束 ・1次冷却材低温側温度 ・1次冷却材高温側温度 ・1次冷却材平均温度 ・加圧器圧力 ・加圧器水位 ・1次冷却材ポンプ振動 ・蒸気発生器水位 <p>[化学体積制御設備(ほう酸濃縮機能)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・充てん水流量 ・抽出水流量 ・ほう酸タンク水位 <p>[非常用炉心冷却設備(安全注入設備)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水ピット水位 ・蓄圧タンク水位 ・蓄圧タンク圧力 <p>[放射線監視施設]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水器排気ガスモニタ ・蒸気発生器ブローダウン水モニタ ・高感度型主蒸気管モニタ(N-16モニタ) ・原子炉格納容器じんあいモニタ ・原子炉格納容器ガスモニタ ・排気筒ガスモニタ <p>[原子炉格納施設]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器圧力 ・原子炉格納容器温度 <p>[電気施設]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電機出力 <p>[タービン附属設備]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量 ・主蒸気流量 	<p>計算機出力</p> <p>指示計、記録計、計算機出力</p> <p>指示計、記録計、計算機出力</p> <p>指示計、記録計、計算機出力</p> <p>計算機出力</p> <p>指示計、記録計、計算機出力</p> <p>指示計、記録計、計算機出力</p> <p>記録計、計算機出力</p> <p>指示計、記録計、計算機出力</p> <p>指示計、計算機出力</p> <p>指示計、計算機出力</p> <p>指示計、記録計</p> <p>指示計、記録計</p> <p>指示計</p> <p>指示計</p> <p>記録計、計算機出力</p> <p>記録計、計算機出力</p> <p>記録計、計算機出力</p> <p>記録計、計算機出力</p> <p>記録計、計算機出力</p> <p>記録計、計算機出力</p> <p>指示計、記録計、計算機出力</p> <p>指示計、記録計、計算機出力</p> <p>指示計、記録計、計算機出力</p> <p>記録計、計算機出力</p> <p>記録計、計算機出力</p>

第2.2.1.2-4表 巡視点検を行う主要な施設及び設備

巡視点検系統	巡視点検設備名
原子炉冷却系統施設	<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却設備 ・2次冷却設備 ・非常用炉心冷却設備
制御材駆動設備	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動電源盤 ・M-Gセット ・制御棒駆動キャビネット ・化学体積制御設備
電源、給排水及び排気施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機 ・所内電源設備 <ul style="list-style-type: none"> (計装電源装置) (直流電源装置) (非常用高低圧母線系統) ・液体廃棄物処理設備 ・原子炉格納容器換気設備 ・補助建屋排気設備 ・アニュラス空気浄化設備 ・安全補機室空気浄化設備 ・気体廃棄物処理設備 ・セメント固化装置 ・燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備 ・雑固体溶融処理設備

第2.2.1.2-5表 原子炉格納容器内監視カメラ設置場所

設 置 場 所 (監 視 対 象)
<ul style="list-style-type: none"> ・4A-RCP上部油面計 ・4A-RCP下部油面計 ・4B-RCP上部油面計 ・4B-RCP下部油面計 ・4A-RCP回転軸付近 ・4B-RCP回転軸付近 ・4A-S/Gマンホール(1次側) ・4B-S/Gマンホール(1次側) ・4AループRCS高温／低温側温度計取出点付近 ・4BループRCS高温／低温側温度計取出点付近 ・4Aループ室下部 ・4Bループ室下部 ・4号加圧器室下部 ・4号オペレーティングフロア／原子炉頂部 ・4C-RCP上部油面計 ・4C-RCP下部油面計 ・4D-RCP上部油面計 ・4D-RCP下部油面計 ・4C-RCP回転軸付近 ・4D-RCP回転軸付近 ・4C-S/Gマンホール(1次側) ・4D-S/Gマンホール(1次側) ・4CループRCS高温／低温側温度計取出点付近 ・4DループRCS高温／低温側温度計取出点付近 ・4Cループ室下部 ・4Dループ室下部 ・4号加圧器逃しタンク付近 ・4号RCS／キャビティ水位(燃料取替停止時) ・4号C/Vサンプ室ドレン目皿 ・4号再生熱交換器室

第2.2.1.2-6表 巡視点検を行う系統より切り離されている施設(1/5)

担当課		巡視点検設備名
防災課	代替緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計
	第2保管エリア	<ul style="list-style-type: none"> ・代替緊急時対策所用空気浄化系(ファン及びフィルタユニット) ・代替緊急時対策所加圧設備(空気ポンベ) ・代替緊急時対策所用発電機
	自衛消防建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車 ・可搬消防ポンプ
技術第二課	・可搬型気象観測装置	
	通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> ・統合原子力防災NW設備(テレビ会議システム) ・統合原子力防災NW設備(IP電話) ・統合原子力防災NW設備(衛星通信装置(電話)) ・統合原子力防災NW設備(IP-FAX) ・衛星携帯電話設備(衛星携帯電話(固定型)) ・無線連絡設備(無線通話装置(固定型)) ・緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS) ・SPDSデータ表示装置 ・無線連絡設備(無線通話装置(携帯型)) ・衛星携帯電話設備(衛星携帯電話(携帯型)) ・携帯型通話設備(携帯型有線通話装置) ・統合原子力防災NW設備(ネットワーク機器) ・電力保安通信用電話設備(保安電話) ・電力保安通信用電話設備(衛星電話) ・テレビ会議システム(社内) ・加入電話設備(加入電話) ・特重施設を構成する設備
安全管理第二課	放射線管理係	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型照明(SA) ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型エリアモニタ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・GM汚染サーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ ・電離箱サーベイメータ ・可搬型ダストサンプラ ・代替緊急時対策所エリアモニタ ・衛星携帯電話設備(携帯型) ・モニタリングカー
	化学係	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質吸着剤 ・シルトフェンス ・小型船舶 ・Gey線多重波高分析装置 ・可搬型Gey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 ・ガス分析装置
保修第二課	原子炉係	<ul style="list-style-type: none"> ・No.1～No.6可搬型ディーゼル注入ポンプ ・サクシヨユニット ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用5mホース ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用5mホース出口接続口～No.1,2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入口ライン給水用5mホース出口接続口～No.3,4可搬型ディーゼル注入ポンプ

第2.2.1.2-6表 巡視点検を行う系統より切り離されている施設 (2/5)

担当課	巡視点検設備名
保修第二課 原子炉係	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用5mホース出口接続口～No.5、6可搬型ディーゼル注入ポンプ ・No.5、6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出口ライン送水用4mホース入口接続口 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ出口ライン送水用4mホース ・接続用中継ユニット ・接続用中継ユニット出口ライン炉心注入用10mホース(出入口接続用、中間接続用) ・接続用中継ユニット出口接続口～接続用中継ユニット出口ライン使用済燃料ピットスプレイ用5mホース入口接続口 ・接続用中継ユニット出口ライン使用済燃料ピットスプレイ5mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン集水分岐管送水用10mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン集水分岐管送水用20mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン集水分岐管送水用30mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン集水分岐管送水用40mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン使用済燃料ピットスプレイヘッダ送水用10mホース ・使用済燃料ピットスプレイヘッダ ・可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ ・可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ出入口ライン6mフレキシブルホース ・格納容器雰囲気ガスサンプル冷却水屋外放出ライン排水用3.85mフレキシブルホース ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置接続用13、14mフレキシブルホース ・可搬型格納容器水素濃度計測装置接続用5.5mフレキシブルホース ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置出入口ドレンライン15mフレキシブルホース ・系統パージ用窒素ボンベ ・系統パージ用ホース ・屋外排出ライン切替用短管 ・窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用) ・窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)～原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン窒素供給用3.8mフレキシブルホース入口接続口 ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン窒素供給用3.8mフレキシブルホース ・原子炉補機海水冷却ライン排水用4m、5mフレキシブルホース(オス型継手、メス型継手) ・原子炉補機海水冷却ライン排水用6mフレキシブルホース(オス型継手、メス型継手) ・原子炉補機海水冷却ライン排水用3m、4mフレキシブルホース(オス型継手:3m、メス型継手:4m) ・窒素ボンベ(主蒸気逃がし弁用) ・主蒸気逃がし弁制御用空気ライン窒素供給用2.5mフレキシブルホース ・主蒸気逃がし弁制御用空気ライン窒素供給用6mフレキシブルホース ・窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用) ・窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)～加圧器逃がし弁制御用空気ライン窒素供給用4mフレキシブルホース入口接続口 ・窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)～加圧器逃がし弁制御用空気ライン窒素供給用3.5mフレキシブルホース入口接続口 ・窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)～加圧器逃がし弁制御用空気ライン窒素供給用2.5mフレキシブルホース入口接続口 ・加圧器逃がし弁制御用空気ライン窒素供給用4mフレキシブルホース ・加圧器逃がし弁制御用空気ライン窒素供給用3.5mフレキシブルホース ・加圧器逃がし弁制御用空気ライン窒素供給用2.5mフレキシブルホース ・窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用) ・アニュラス空気浄化ファン弁制御用空気ライン窒素供給用5mフレキシブルホース ・アニュラス空気浄化ファン弁制御用空気ライン窒素供給用6mフレキシブルホース ・窒素ボンベ(事故時試料採取設備弁用) ・事故時試料採取設備弁制御用空気ライン窒素供給用1mフレキシブルホース ・事故時試料採取設備弁制御用空気ライン窒素供給用3mフレキシブルホース ・復水タンク燃料取替用水タンクタイラインディスタンスピース通水用(燃料取替用水タンク側) ・復水ピット燃料取替用水ピットタイラインディスタンスピース通水用(燃料取替用水ピット側) ・B充てんポンプ自己冷却ライン入口側ディスタンスピース通水用 ・B充てんポンプ自己冷却ライン出口側ディスタンスピース通水用 ・B格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン入口側ディスタンスピース通水用

第2.2.1.2-6表 巡視点検を行う系統より切り離されている施設 (3/5)

担当課	巡視点検設備名
原子炉係 保 修 第 二 課	<ul style="list-style-type: none"> ・B格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン出口側ディスタンスピース通水用 ・移動式大容量ポンプ車による海水直接注入ラインディスタンスピース通水用 ・静的触媒式水素再結合装置 ・燃料油貯蔵タンク ・タンクローリ ・タンクローリ給油ライン接続用19.5mホース ・タンクローリ給油ライン接続用4mホース ・燃料補給用手動ポンプ(ホース付) ・火山灰混入防止用給油口カバー ・排煙設備(中央制御室) ・可搬式の排風機 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ出口ラインS/G注入用10mホース(出入口接続用、中間接続用) ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用10mホース(復水タンク(ピット)接続用) ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用7mホース(復水タンク(ピット)接続用) ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用5mホース(復水タンク(ピット)接続用) ・エキスパンションジョイント(恒設配管接続用) ・小型放水砲 ・エンジンポンプ ・吸水用ホース(φ75mm×10mm) ・送水用ホース(φ65mm×20mm) ・吸水用ホース固縛用ロープ(15m) ・送水用ホース固縛用ロープ(2m) ・可搬型ディーゼル注入ポンプ用火山灰フィルタコンテナ ・火山灰フィルタコンテナ接続用アタッチメント ・火山灰フィルタコンテナ接続用アタッチメント(予備) ・火山灰フィルタコンテナ閉止用アタッチメント ・火山灰フィルタコンテナ閉止用アタッチメント(予備) ・火山灰フィルタ接続ダクト ・火山灰フィルタ接続ダクト(予備) ・火山灰フィルタ(取替用予備) ・閉止板 ・ディーゼル発電機用火山灰フィルタコンテナ ・恒設接続管 ・恒設接続管(予備) ・火山灰フィルタ仮設接続ダクト ・火山灰フィルタ仮設接続ダクト(予備) ・D/G吸気消音器閉止板 ・特重施設を構成する設備
汽機係	<ul style="list-style-type: none"> ・ホイールローダ ・取水用水中ポンプ ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ ・復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ ・中間受槽 ・移動式大容量ポンプ車 ・放水砲 ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用50mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用20mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用10mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用5mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用3mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用2mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用1mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用0.5mホース ・移動式大容量ポンプ車入口ライン送水用20mホース ・移動式大容量ポンプ車入口ライン送水用10mホース ・移動式大容量ポンプ車入口ライン送水用5mホース ・給水ライン送水用40mホース ・水中ポンプ用発電機

第2.2.1.2-6表 巡視点検を行う系統より切り離されている施設 (4/5)

担当課	巡視点検設備名	
電気係 保修第二課	電気係	<ul style="list-style-type: none"> ・電気式水素燃焼装置 ・中容量発電機車 ・高圧発電機車 ・号炉間電力融通電路 ・予備ケーブル(号炉間電力融通用) ・直流電源用発電機 ・可搬型直流変換器 ・変圧器車 ・可搬型分電盤 ・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)
	制御係	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位(広域) ・使用済燃料ピット水位(広域)フレキシブルホース15m ・使用済燃料ピット水位(広域)フレキシブルホース8m ・使用済燃料ピット水位(広域)フレキシブルホース6m ・使用済燃料ピット水位(広域)フレキシブルホース3m ・使用済燃料ピット水位(広域)エアパーシット(フレキシブルホース含む。) ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム ・モニタリングステーション(PS-1) ・モニタリングポスト(PC-1)(PC-2) ・原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA) ・可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)データロガー ・可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)データコレクタ ・可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用) ・使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)(中間レンジ)(高レンジ) ・使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)用変換器 ・使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)(高レンジ)用可搬型RMS計測装置 ・使用済燃料ピット周辺線量率可搬型記録計 ・格納容器水素濃度 ・可搬型計測器 ・携帯型有線通話装置 ・可搬型バッテリー(NIS・RMS用) ・電磁弁分電盤 ・ロープ式水位計 ・可搬型バッテリー(可搬型RMS計測装置用)
土木建築課 土木係	非常用取水設備	<ul style="list-style-type: none"> ・取水口 ・取水管路 ・取水ピット
	海水管ダクト	<ul style="list-style-type: none"> ・海水管ダクト ・取水ピット搬入口蓋 ・海水管ダクト堅坑部蓋
	燃料油貯油そう	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料油貯油そう基礎
	燃料油貯蔵タンク	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料油貯蔵タンク基礎
	海水ポンプエリア (浸水防護施設)	<ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプエリア防護壁 ・3S、4S海水ポンプエリア水密扉 ・3AB、3CD海水ポンプエリア水密扉 ・4AB、4CD海水ポンプエリア水密扉
	原子炉周辺建屋コンクリート版	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉周辺建屋コンクリート版
	特重施設を構成する構築物	

第2.2.1.2-6表 巡視点検を行う系統より切り離されている施設 (5/5)

担当課		巡視点検設備名	
土木建築課	建築係	原子炉格納容器	・3、4号機 原子炉格納容器本体
		原子炉補助建屋	・3、4号機 原子炉補助建屋本体 ・水密扉 3A～3L ・堰 3A～3M ・管理区域外伝ば防止堰 3A～3L ・防火扉* ・中央制御室排気塔入口扉 ・蓄電池室(安全系)排気塔入口扉 ・堰 4A-1、4A-2
		原子炉周辺建屋	・3、4号機 原子炉建屋本体 ・水密扉 3A～3H、4A～4M ・堰 3A～3D、3E-1～3E-4、4A～4O ・管理区域外伝ば防止堰 3A～3E、4A～4I ・防火扉* ・ディーゼル発電機室水密扉 ・ディーゼル発電機室給気塔入口扉
		燃料取替用水タンク建屋	・燃料取替用水タンク建屋本体
		タービン建屋	・タービン建屋本体
		廃棄物処理建屋	・廃棄物処理建屋本体
		タンクローリ車庫	・タンクローリ車庫本体(入口扉含む。) ・タンクローリ車庫防護鋼板
		第1重大事故等対処設備保管庫	・第1重大事故等対処設備保管庫本体(入口扉含む。)
		第2重大事故等対処設備保管庫	・第2重大事故等対処設備保管庫本体(入口扉含む。)
		第3重大事故等対処設備保管庫	・第3重大事故等対処設備保管庫本体(入口扉含む。)
		モニタリングポスト	・モニタリングポスト局舎本体(PC-1、PC-2)
		モニタリングステーション	・モニタリングステーション局舎本体(PS-1)
		1-固体廃棄物貯蔵庫	・1-固体廃棄物貯蔵庫本体
		2-固体廃棄物貯蔵庫	・2-固体廃棄物貯蔵庫本体
		3-固体廃棄物貯蔵庫	・3-固体廃棄物貯蔵庫本体
		4-固体廃棄物貯蔵庫	・4-固体廃棄物貯蔵庫本体
		雑固体溶融処理建屋	・雑固体溶融処理建屋本体
		雑固体焼却炉建屋	・雑固体焼却炉建屋本体
		代替緊急時対策所	・代替緊急時対策所本体
		待機所	・待機所本体
特重施設を構成する建物	・特重施設を構成する建物本体 ・特重施設を構成する構築物		
発電第二課		<ul style="list-style-type: none"> ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・可搬型照明(SA) ・携帯型通話装置(携帯型有線通話装置) 	

※:防火扉については、3時間以上の耐火能力が必要な耐火壁に設置しているものに限る。

第2.2.1.2-7表 主要な定期試験

定期試験	実施頻度	関連する保安規定条文
・制御棒動作試験	1回/3か月	第22条
・高圧注入ポンプ起動試験	1回/月	第51、83条
・余熱除去ポンプ起動試験	1回/月	第51、83条
・格納容器スプレイポンプ起動試験	1回/月	第57、83条
・アニュラス空気浄化ファン起動試験	1回/月	第58、83条
・ほう酸ポンプ起動試験	1回/月	第27条
・電動補助給水ポンプ起動試験	1回/月	第64、83条
・タービン動補助給水ポンプ起動試験	1回/月	第64、83条
・安全補機室空気浄化ファン起動試験	1回/月	第70条
・中央制御室非常用循環ファン起動試験	1回/月	第69、83条
・充てんポンプ起動試験	1回/月	第27、83条
・常設電動注入ポンプ起動試験	1回/月	第83条
・ディーゼル発電機負荷試験	1回/月	第72条
・ディーゼル発電機起動試験	1回/月	第73条
・安全注入系統及び格納容器スプレイ系統 弁開閉試験	1回/月	第51、52、57条
・特重施設に係る定期試験	定期的に	第83条の2

第2.2.1.2-8表 運転操作に関する主要な制限等

運 転 上 制 限 の ある パ ラ メ ー タ
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉熱出力 ・限界熱流束比(以下「DNB比」という。) ・熱流束熱水路係数 ・核的エンタルピ上昇熱水路係数 ・1/4炉心出力偏差 ・1次冷却材中のよう素131濃度 ・1次冷却材温度変化率(加熱・冷却時) ・1次冷却材漏えい率 ・加圧器水位 ・原子炉格納容器圧力 ・燃料取替用水ピットほう酸水量、ほう素濃度 ・蓄圧タンクほう酸水量、ほう素濃度、圧力 ・化学体積制御系(ほう酸濃縮機能) <ul style="list-style-type: none"> ほう酸タンクほう酸水量、ほう素濃度、ほう酸水温度 ・原子炉格納容器スプレイ設備 <ul style="list-style-type: none"> よう素除去薬品タンク苛性ソーダ溶液量、苛性ソーダ濃度 ・復水ピット水量

機能の維持に関して運転上制限のある主要な機器・設備
<ul style="list-style-type: none"> ・化学体積制御設備(ほう酸濃縮機能) ・非常用炉心冷却設備(高压注入系) <ul style="list-style-type: none"> (低压注入系) ・原子炉格納容器スプレイ設備 ・アニュラス空気浄化設備 ・中央制御室非常用循環設備 ・補助給水設備(電動補助給水ポンプ) <ul style="list-style-type: none"> (タービン動補助給水ポンプ) ・原子炉補機冷却水設備 ・原子炉補機冷却海水設備 ・ディーゼル発電機 ・非常用直流電源 ・外部電源 ・所内非常用母線(非常用高压母線) <ul style="list-style-type: none"> (非常用低压母線) (非常用直流母線) (非常用計装用母線)

第2.2.1.2-9表 発電第二課員の主な教育・訓練内容(1/4)

研修区分	教育・訓練名	対象者	教育・訓練内容
N T C	初期訓練コース	タービン・電気運転員 1次系巡視員 2次系巡視員	原子炉運転員養成を目的とする。 ・原子炉基礎理論 ・設備概要 ・シミュレータ訓練
	再訓練一般コース	原子炉運転員 タービン・電気運転員(初期訓練修了者)	原子炉運転員の経験が比較的浅い者に対して運転技術の向上を図ることを目的にしたもので、プラント起動停止と異常時及び非常時における運転操作の習得を図る。 ・プラント起動・停止操作 ・事故・故障対応 ・原子炉の運転・事故措置、関連法令、発電用原子炉施設の構造及び性能についての講義
	再訓練上級コース	当直課長 当直副長 当直主任 原子炉運転員 タービン・電気運転員(初期訓練修了者)	高度な運転技術を習得するとともに、監督者又はリーダーとして判断及び指揮命令能力の向上を図る。 ・事故・故障対応 ・原子炉の運転・事故措置、関連法令、発電用原子炉施設の構造及び性能についての講義
	再訓練監督者コース	当直課長 当直副長 当直主任	運転の監督者的立場にある者に対して、異常の早期発見、判断、指揮命令能力の向上のため、起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令の訓練を行う。 ・事故・故障対応 ・原子炉の運転・事故措置、関連法令、発電用原子炉施設の構造及び性能についての講義
	再訓練実技試験コース	運転責任者実技試験受験者 実技試験同行者	原子力発電所運転責任者認定のための運転実技試験を受験する。受験に当たり、事故時における状況判断及び事故に際して採るべき措置の習得を図る。
	SA再訓練実技試験コース	運転責任者実技試験受験者	原子力発電所運転責任者認定又は更新のための運転実技試験を受験する。受験に当たり重大事故等時における状況判断及び採るべき措置の習得を図る。
	SA訓練強化コース	当直課長 当直副長	重大事故等時のプラント挙動や各事象の対応操作を学習し、重大事故関連の知識を強化した上で、シミュレータ訓練を行い、技術の習得を図る。

第2.2.1.2-9表 発電第二課員の主な教育・訓練内容(2/4)

研修区分	教育・訓練名	対象者	教育・訓練内容
原子力訓練センター	運転訓練導入コース	新入社員 技術系社員	プラントの安全性及び運転員、技術系社員として必要なプラント全般の基礎知識を習得する。 <ul style="list-style-type: none"> ・運転操作の基礎知識 ・プラント設備及び系統構成 ・起動・停止の基本操作 ・プラント特性学習 ・プラントトリップ体感
	運転訓練スタンダードコース	原子炉運転員 タービン・電気運転員 原子炉運転員教育訓練員 タービン・電気運転員教育訓練員	原子炉運転員、タービン・電気運転員については、プラントの起動停止、異常時の運転技術・技能の維持向上を図る。 原子炉運転員教育訓練員、タービン・電気運転員教育訓練員については、正直員になるために必要な知識及び運転技術・技能について基礎から応用に至るまでを体系的に習得する。 <ul style="list-style-type: none"> ・起動・停止操作訓練 ・異常時措置訓練 ・警報発生時対応訓練
	運転訓練テクニカルコース	当直課長 当直副長 当直主任 原子炉運転員 タービン・電気運転員	当直課長、当直副長、当直主任については、監督者としての役割、判断能力、指揮命令能力の一層の向上を図る。 原子炉運転員、タービン・電気運転員については、現在身に付けている運転技術・技能の再確認と維持向上を図る。 <ul style="list-style-type: none"> ・起動・停止操作訓練 ・異常時措置訓練 ・警報発生時の対応・判断 ・指揮命令訓練
	運転訓練ファミリーコース	運転員 特重施設要員	チームとしての運転技術・技能の維持向上とチームワークの強化を図る。 <ul style="list-style-type: none"> ・運転操作の際の連携訓練 ・異常時措置訓練・指揮 ・指揮命令訓練

第2.2.1.2-9表 発電第二課員の主な教育・訓練内容(3/4)

研修区分	教育・訓練名	対象者	教育・訓練内容	
技術研修	緊急処置訓練	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・各種事故、故障、異常時処置検討 ・各種緊急時における処置訓練(模擬操作訓練、シミュレータ訓練) ・模擬操作訓練結果の反省と今後の検討 (蒸気発生器細管漏洩、1次冷却材喪失、外部電源喪失等) 	
	保安規定研修	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉施設の運転に関するもののうち、原子炉物理・臨界管理、運転管理、巡視点検・定期試験及び施設管理並びに核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関するもののうち、放射性廃棄物管理及び燃料管理に関する事項 	
		運転員以外	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉施設の運転に関するもののうち、運転管理及び施設管理並びに核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関するもののうち、放射性廃棄物管理及び燃料管理に関する事項 	
		特重施設要員	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉施設の運転に関するもののうち、原子炉物理・臨界管理、運転管理、巡視点検・定期試験及び施設管理に関する事項 	
	運転員教育	原子炉運転員教育	原子炉運転員教育訓練員	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉設備の構造、特性及びその取扱要領 ・原子炉物理の基礎及び原子炉運転諸計算 ・起動・停止時、通常時及び緊急時操作要領 ・原子炉運用管理上の諸制限事項等
		タービン電気運転員教育	タービン・電気運転員教育訓練員	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン・発電機設備の構造、特性及びその取扱要領 ・起動・停止時、通常時及び緊急時操作要領 ・アクセス設備の系統連携に伴う給電運用申合せ書等、系統運用上の諸要領等
		1次系巡視員教育	1次系巡視員教育訓練員	<ul style="list-style-type: none"> ・1次系各種ポンプ、熱交換器、放射性廃棄物処理装置等の構造、特性及びその取扱要領 ・起動・停止時、通常時及び緊急時操作要領
2次系巡視員教育		2次系巡視員教育訓練員	<ul style="list-style-type: none"> ・2次系各種ポンプ、熱交換器、開閉所設備等の構造、特性及びその取扱要領 ・起動・停止時、通常時及び緊急時操作要領 	

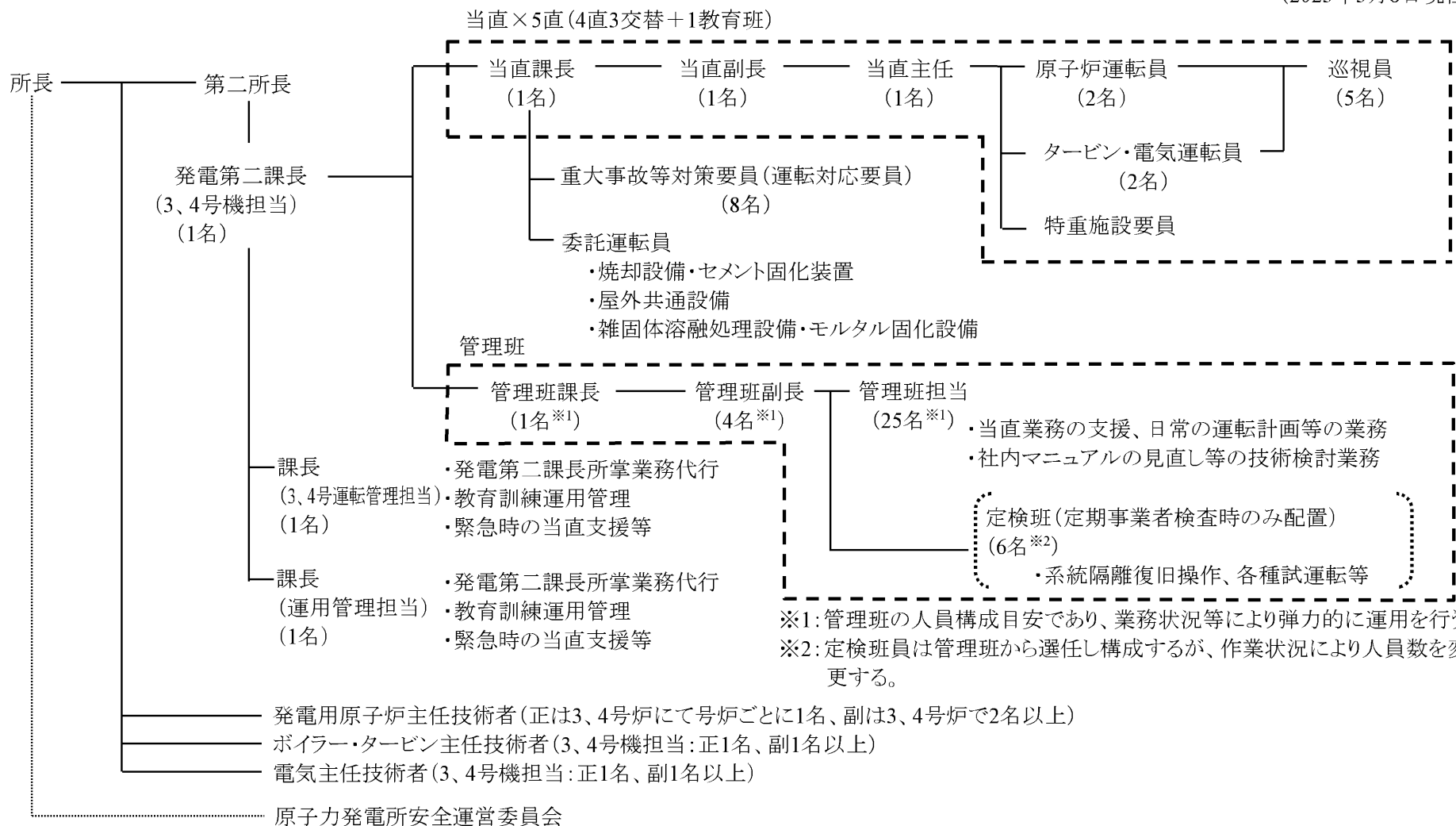
第2.2.1.2-9表 発電第二課員の主な教育・訓練内容(4/4)

研修区分	教育・訓練名	対象者	教育・訓練内容
技術研修	重大事故等対策要員(運転対応要員)に係る教育	重大事故等対策要員(運転対応要員)教育訓練員	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対策要員(運転対応要員)が対応する対応手段を確実に実施できるための手順書の理解及び現場把握に関すること。
	特重施設要員に係る教育	特重施設要員教育訓練員	<ul style="list-style-type: none"> 特重施設要員が対応する対応手段を確実に実施できるための手順書の理解及び現場把握を行う。 特重施設の各種ポンプ、設備の取扱要領
	事故防止管理教育	運転員	<ul style="list-style-type: none"> 国内外プラントトラブル処理の検討 防災体制、防災管理のあり方
	作業時操作訓練	運転員のうち当直、教育班、管理班	<ul style="list-style-type: none"> 機器保守作業時の隔離復旧操作要領 操作伝票の作成及び使用要領 諸連絡、指示及び操作の現場模擬訓練
	直(班)内教育	発電第二課員	<ul style="list-style-type: none"> 品証活動、規定基準類の制定改廃等業務の遂行に必要な教育 予算、調達、委託管理等業務の遂行に必要な教育 定期事業者検査に伴う業務の遂行に必要な教育 ヒューマンファクターに関連するヒヤリハット事例を周知 その他発電第二課長が必要と認めた事項の周知又は教育
	管理監督者教育	当直課長 当直副長 当直主任	<ul style="list-style-type: none"> 保安規定、法規、指針 監督者の役割 指揮監督能力の向上 業務運営管理のあり方
	定期事業者検査に係る教育	検査要領書に定めた体制表に該当する各担当者及び各助勢者	<ul style="list-style-type: none"> 定期事業者検査の検査目的、検査対象範囲、判定基準、検査体制、検査手順、不適合管理等

第 2.2.1.2-10 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（運転管理に係るもの）

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	<p>個別業務の管理</p> <p>(2021年度 玄海原子力発電所 不適合管理) 「原子炉補助盤安全系補機中央操作不能」警報発信 (概要) パトロール中に巡視員が教育者(新入社員)に対して、中央制御室外原子炉停止盤制御器の教育をしながらD主蒸気逃がし弁制御器を指差ししたところ、誤って「L(ローカル)」ボタンに手が触れ、「L(ローカル)」に切り替わった。その後、直ちに「R(リモート)」ボタンを押し、元の状態に復帰させた。その際、中央制御室原子炉補助盤に「原子炉補助盤安全系補機中央操作不能」の警報が発信(1秒間)した。警報復帰後、当直主任によって中央制御室外原子炉停止盤の状況が通常状態であることを確認した。なお、D主蒸気逃がし弁操作位置切替スイッチは「中央」位置であり、本事象によるD主蒸気逃がし弁の弁状態に変化はなく、プラントへの影響はなかった。 (原因) 習慣的に対象物を触って指差呼称していた。 (是正状況) ・玄海3、4号機の中央制御室外原子炉停止盤内のすべてのリモート/ローカル切替スイッチ付手動操作器に接触防止用カバーを取り付けた。 ・運転員に対し、指差呼称時は対象物に接触しない距離をとるなどの基本事項の周知を行った。</p>	<p>「個別業務の管理」に係る不適合は、本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	<p>無</p>

(2023年3月8日現在)



※1:管理班の人員構成目安であり、業務状況等により弾力的に運用を行う。
 ※2:定検班員は管理班から選任し構成するが、作業状況により人員数を変更する。

注:()内は、3、4号機における人数を示す。

第2.2.1.2-1図 運転管理に係る組織・体制

○勤務体制(70日サイクル:当直7サイクル+教育班14日)

当直 (8日サイクル×7回)	教育班 (14日)	当直 (8日サイクル×7回)	教育班 (14日)	当直 (8日サイクル×7回)	教育班 (14日)
-------------------	--------------	-------------------	--------------	-------------------	--------------

○当直勤務体制

日 直	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	
A	1	1/2	2	3	3	明	休	休	K	K	K	K	K	K	K	K	K	K	K	K	K	K	K	1
B	2	3	3	明	休	休	1	1/2	2	3	3	明	休	休	1	1/2	2	3	3	明	休	休	K	
C	3	明	休	休	1	1/2	2	3	3	明	休	休	1	1/2	2	3	3	明	休	休	1	1/2	2	
D	休	休	1	1/2	2	3	3	明	休	休	1	1/2	2	3	3	明	休	休	1	1/2	2	3	3	
E	K	K	K	K	K	K	K	K	1	1/2	2	3	3	明	休	休	1	1/2	2	3	3	明	休	

1直: 8:00~16:20

2直: 16:00~22:20

3直: 22:00~ 8:20

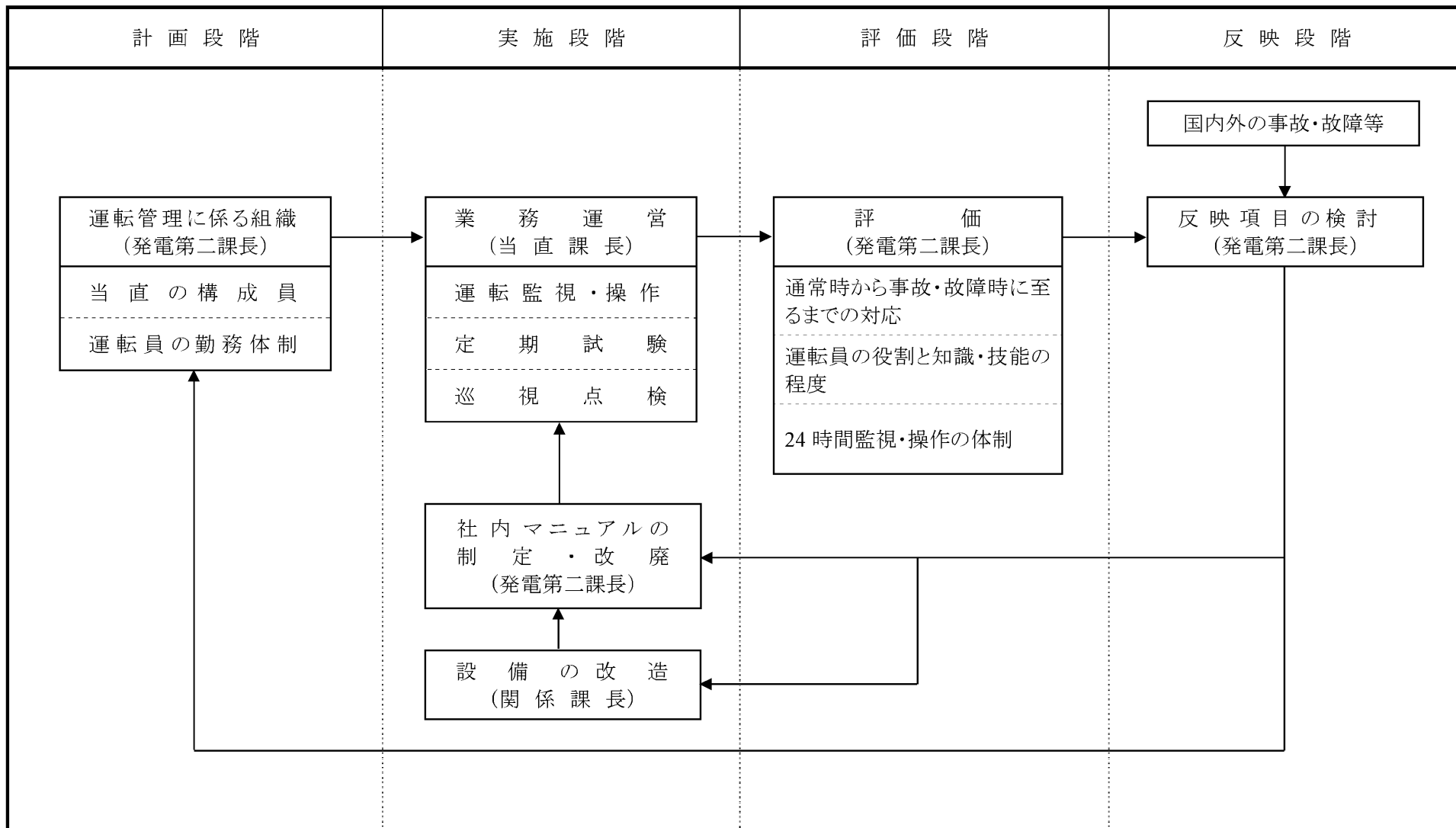
1/2直: 8:00~22:20

明:夜勤明け

休:休み

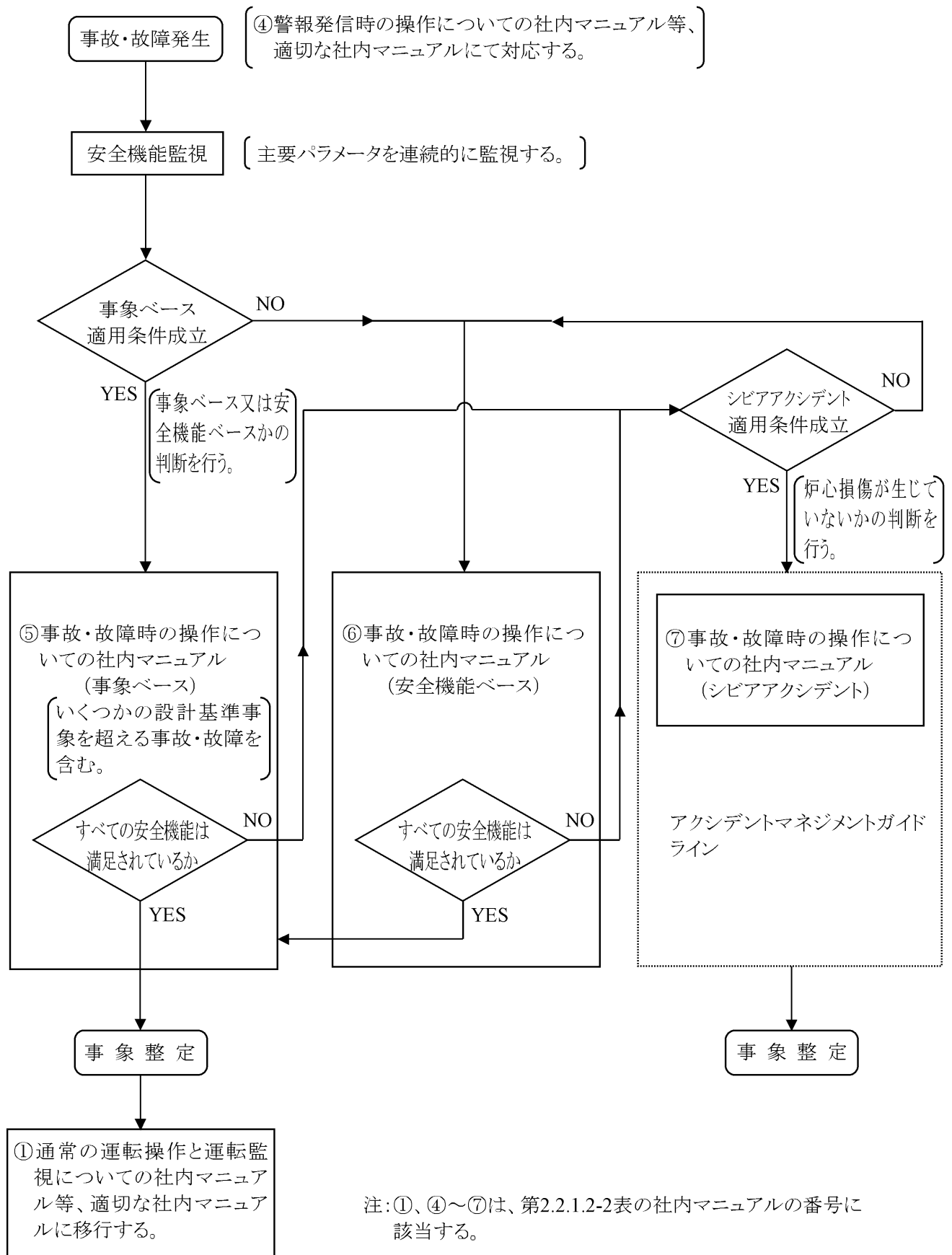
K:教育班

第2.2.1.2-2図 運転員の勤務体制



注:()内は、主管を示す。

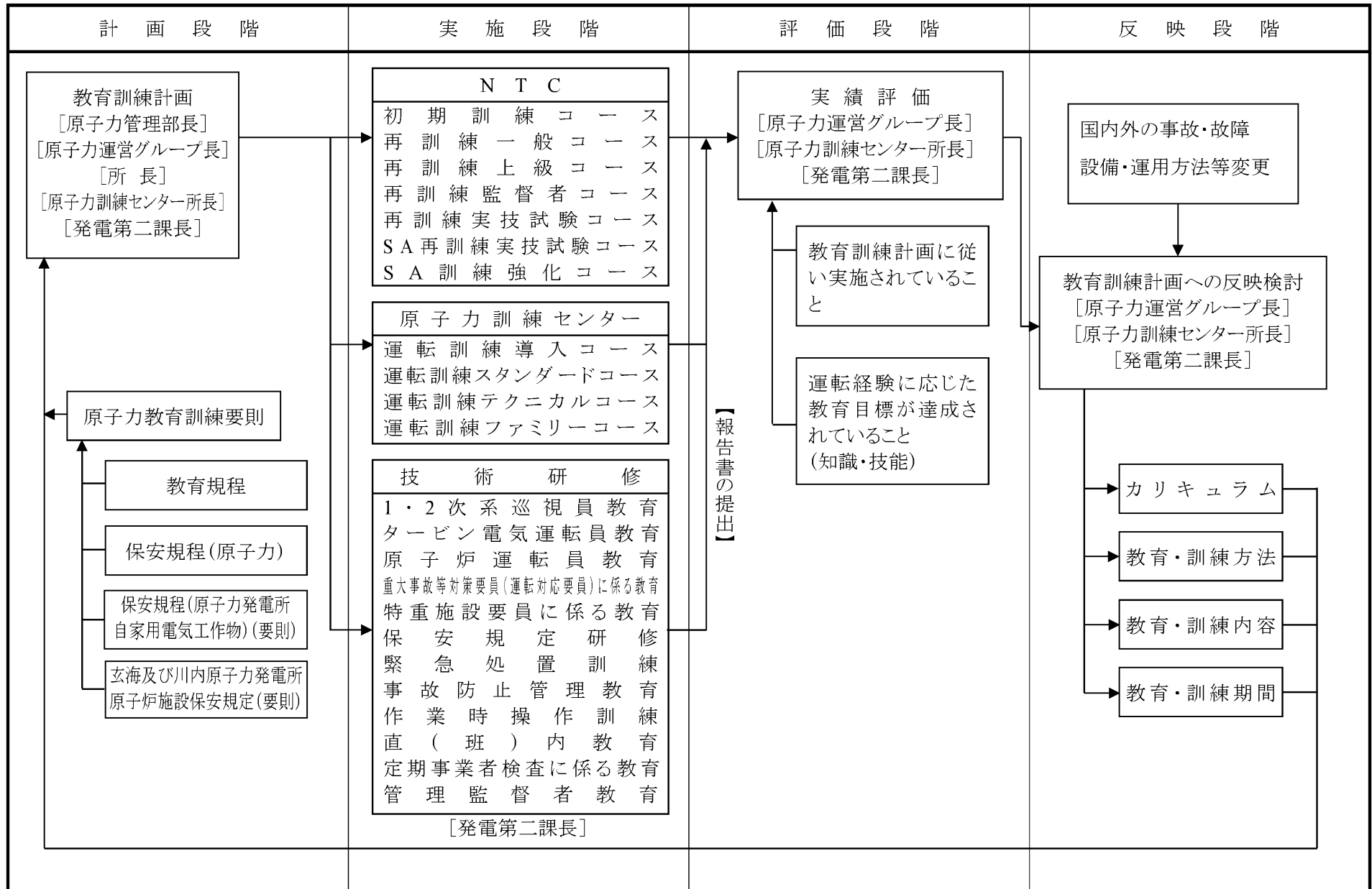
第2.2.1.2-3図 運転体制の改善に係る運用管理フロー



第2.2.1.2-4図 事故・故障時の対応についての社内マニュアルの体系

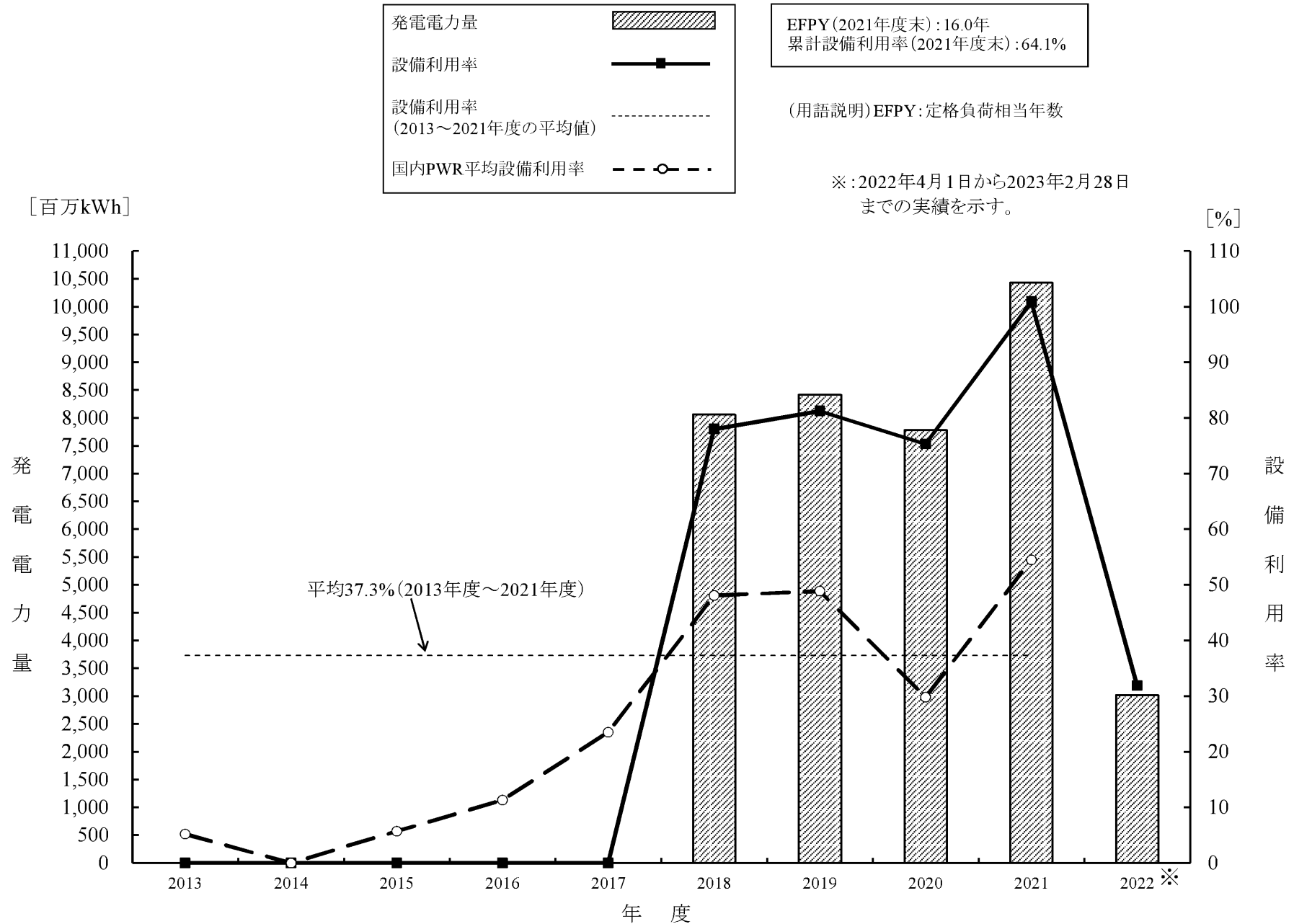
区分	導入教育	1・2次系巡視員教育	タービン電気運転員教育 (原子炉運転員教育)	原子炉運転員教育 (タービン電気運転員教育)	管理監督者教育	
養成パターン	入社					
	社員研修所	現場教育	1・2次系巡視員	タービン・電気運転員 (原子炉運転員)	原子炉運転員 (タービン・電気運転員)	当直主任
	1か月	11か月	3~4年	2年	2年	
					〔運転員の経験、能力等の資質により変動〕 があり年数表示は困難。	
研修区分	新入社員研修	運転員研修			当直主任研修	管理職研修
教育系	NTC	初期訓練コース			再訓練監督者コース	
		再訓練一般コース			再訓練SA訓練強化コース、運責SAコース	
		再訓練上級コース				
		再訓練実技試験コース				
	原子力訓練センター	運転訓練導入コース	運転訓練スタンダードコース			運転訓練テクニカルコース
		運転訓練ファミリーコース				
技術研修	入所時教育、放射線業務従事者指定時等の放射線管理教育、保安規定教育、保安規程教育、保安規定研修 アクシデントマネジメント教育、放射線防護教育、防災教育、緊急処置訓練、原子力防災訓練、事故防止管理教育、作業時操作訓練等					
	新入社員教育	転入社員教育	電力系統運用技術研修		管理監督者教育	
一般研修	新入社員教育					新任管理職研修
その他研修	資格取得研修					

第2.2.1.2-5図 運転員の養成計画及び体系



注:[]内は、主管を示す。

第2.2.1.2-6図 運転員の教育・訓練に係る運用管理フロー



第2.2.1.2-7図 設備利用率・発電電力量

2.2.1.3 施設管理

(1) 目的

原子力発電所の施設管理においては、発電所を構成する設備の点検・補修・改良、予防保全、経年劣化の監視、運転中の水質管理等を適切に行い、その機能の健全性の確認と信頼性の維持向上を図ることを目的としている。

(2) 施設管理に係る仕組み及び改善状況

a. 施設管理に係る組織・体制

(a) 施設管理に係る組織・体制の概要

施設管理の組織・体制については、第2.2.1.1-1図及び第2.2.1.1-2図に含まれており、設備の改良、保守に関する事項等を実施している。

また、施設管理に係る業務は、第2.2.1.3-1図に示すとおり、確実に保安活動を実施できるように、分掌事項を明確にしている。

設備の点検や工事の実施箇所である保守第二課及び土木建築課は、安全確保、品質確保、工事工程遵守及び放射線防護を考慮した上で工事計画を策定し、安全管理、品質管理、工程管理及び放射線管理を行いながら、工事を実施する。

工事実施後においては、工事計画との比較、効果の確認等により実績の評価・検討を行い、これを基に、点検工程の見直し等、反映項目を検討することとしている。

このように、確実に保安活動を実施できるように、施設管理に係る組織及び分掌事項を明確にしている。

(b) 施設管理に係る組織・体制の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組織・体制に係る主な改善活動はなかった。

b. 施設管理に係る社内マニュアル

(a) 施設管理に係る社内マニュアルの概要

施設管理については、設備の健全性を確保し、信頼性を維持向上させ

るため、施設管理に係る要求事項や業務手順等について社内マニュアルに定め、以下に示す活動を実施している。

なお、社内マニュアルは、国内外原子力発電所の事故・故障等の反映、保安規定等の変更を適宜反映することにより継続的な改善を行っている。

イ 施設管理に関する要求事項

施設管理の実施に当たっては、関係法令、発電用原子炉設置変更許可、保安規定、設計及び工事計画認可、設計及び工事計画届出、規制当局により発出された指示、民間規格等を要求事項とし、業務プロセスや手順等を社内マニュアルに定め、それに基づき施設管理を実施している。

施設管理の基本となる民間規格として、「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209-2007)を参考に、その要求事項のうち必要なものを社内マニュアルに反映し、明確にしている。

要求事項の追加や変更があった場合には、それを適切に社内マニュアルに反映することとしている。

ロ 施設管理の実施方針・目標

施設管理活動の実施に当たっては、社長が定める第2.2.1.3-2図に示す施設管理の実施方針を受けて、所長が施設管理目標を定め、その達成状況について、施設管理の有効性評価により確認・評価し、必要に応じ改善を行っている。

ハ 保全プログラムの策定

所長又は各課長は、施設管理目標を達成するための具体的な保全プ

プログラムを策定する。また、施設管理の有効性評価の結果及び特別な保全計画の策定が必要となった状態を踏まえて必要に応じ見直しを行う。

(イ) 保全の対象範囲の策定

原子力施設の中から、保全の対象範囲を策定する。

(ロ) 施設管理の重要度の設定

保全の効果的な遂行のために、原子力施設の適切な単位ごとに施設管理の重要度として点検に用いる重要度（保全重要度）と設計及び工事に用いる重要度を設定する。

(ハ) 保全活動管理指標の設定及び監視

I 保全活動管理指標の設定

プラント又は系統機能単位ごとに、施設管理の重要度に応じた管理指標を設定する。

II 保全活動管理指標の監視

設定した管理指標の監視計画に従い、プラント又は系統機能単位の保全活動管理指標について監視を行い、監視結果の集計を行い記録する。

(ニ) 保全計画の策定

保全の対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。

- ・ 点検計画
- ・ 設計及び工事の計画

- ・ 特別な保全計画

保全計画の策定に当たっては施設管理の重要度を勘案し、必要に応じて、以下の事項を考慮する。

- ・ 運転実績、事故及び故障事例等の運転経験
- ・ 使用環境及び設置環境
- ・ 劣化、故障モード
- ・ 機器の構造等の設計的知見
- ・ 科学的知見

I 点検計画の策定

原子力施設に対する構築物、系統及び機器の適切な単位ごとに保全に係る計画を策定する。

なお、点検計画の策定に当たっては、時間基準保全、状態基準保全及び事後保全の方式のうち、適切な方式を選定する。

II 設計及び工事の計画の策定

設計及び工事を実施する場合、あらかじめその方法及び実施時期を定めた設計及び工事の計画を策定する。

III 特別な保全計画の策定

地震、事故等により、長期停止を伴った保全を実施する場合等は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。

(ホ) 保全の実施

保全を実施するに当たっては、あらかじめ定めた保全計画に従い、保

全を実施する。主な内容を以下に示す。

- ・ 予算措置
- ・ 工程及び仕様等の策定
- ・ 許認可等の官庁申請・届出手続き
- ・ 作業管理
- ・ 保全の結果の記録

(へ) 保全の結果の確認・評価

I 保全の結果の確認・評価

仕様書にて受注者に要求した保全について、受注者の提出する工事記録等にて要求事項が満足していることを確認し、評価を行う。

II 点検手入れ前状態データを採取する機器の取扱い

点検手入れ前状態データを採取する機器について、点検手入れ前状態データを採取するとともに、評価を行う。

III 検査の実施

当社が受検あるいは実施する検査

- ・ 定期事業者検査
- ・ 使用前事業者検査
- ・ その他の官庁検査
- ・ 社内検査

IV 設計管理に基づく妥当性の確認

設計管理事項の妥当性確認等を行う。

(ト) 不適合管理

不適合が確認された場合には、社内マニュアルに従い管理する。

(チ) 保全の有効性評価

保全活動から得られた情報から、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

なお、保全の有効性評価は以下の情報を適切に組み合わせて行う。

- ・ 保全活動管理指標の監視結果
- ・ 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績
- ・ トラブル等運転経験
- ・ 高経年化技術評価及び安全性向上評価の結果
- ・ 他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ
- ・ リスク情報、科学的知見

(リ) 施設管理の有効性評価

保全の有効性評価の結果及び施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(ヌ) 構成管理

施設管理を通じ以下の要素間の均衡(整合)を維持する。

- ・ 設計要件
- ・ 施設構成情報
- ・ 物理的構成

ニ プラント運転中における施設管理

プラント運転中における施設管理の一環として、定期試験を実施するほか、運転員による巡視点検や保修員等による日常点検を実施している。

ホ 定期事業者検査中における施設管理

原子炉等規制法に基づく定期事業者検査は、前回の検査が終了した日以降、13か月を超えない時期にプラントを停止して行っている。(第2.2.1.3-1表参照)

この定期事業者検査の期間中(発電機解列から総合負荷性能検査終了まで)に、自主保安の一環として、発電用原子炉及びその附属施設等に関する計画的な定期点検(点検・手入れ等)を実施することで、設備の健全性を確保するとともに信頼性の維持向上を図っている。(第2.2.1.3-2表及び第2.2.1.3-3図参照)

主要機器の定期点検は、社内マニュアルに定めている手順に従い、以下に示す内容の点検・手入れ等を計画的に行っている。

(イ) 分解・開放点検

機器・設備を分解あるいは開放し、清掃・手入れ、消耗品・部品類の取替えを行い、状態監視に必要な寸法確認等を行う。

(ロ) 非破壊試験

超音波探傷試験、渦流探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等により、機器を構成する金属材料の外表面、内部、内表面の欠陥の有無及び溶接部の欠陥の有無を確認する。

(ハ) 漏えい試験

機器・設備の組立復旧後、内部に圧力を加え、漏えいの有無を確認する。

(ニ) 外観点検

機器・設備の外観を目視点検し、異常の有無を確認する。

(ホ) 機能・性能試験

機器・設備の点検完了後、機器・設備の作動試験、試運転、インターロック試験等を行い、機器・設備の単体又は系統の機能・性能を確認する。

(ヘ) 特性試験

電気設備及び計測制御設備について絶縁抵抗測定、校正、設定値確認検査等を行い、機器等の特性を確認する。

(ト) 総合性能試験

各設備の点検完了後に、定格熱出力近傍で発電用原子炉施設の運転を行い、各発電用原子炉施設の運転状態が正常であること及び各種パラメータが妥当な値であることを確認する。

これらの定期点検記録は、社内マニュアルに定めている期間保管しており、過去の点検記録と比較することにより、経年変化傾向を把握し、点検計画の見直しを行っている。

特に、設備や機器の長期的な使用によって発生する経年劣化に対し

では、定期事業者検査及び定期点検時にその徴候を把握及び評価を行うことにより、要求される機能・性能が基準値を外れる前に予防保全として、計画的な保全を実施している。

へ 国内外の運転経験等の反映

国内外原子力発電所の運転経験から得られた教訓、他業種を含むその他トラブル情報、技術開発の成果等に基づき、定期事業者検査及び定期点検時に必要な改善を実施して社内マニュアルに反映し、設備の信頼性維持向上に努めている。

(b) 施設管理に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

イ 消防用設備の取替、改造等に関する社内マニュアルの改正

消防用設備の取替、改造等を実施する場合には、防災課長が各課長からの依頼に基づき、事前に行政手続きの必要の有無を消防機関へ確認することを2022年8月に社内マニュアルへ追記した。

この結果、消防用設備の取替、改造等に関する行政手続きを漏れなく確実に実施することが可能となった。

ロ 前処理タンク循環ポンプケーシング損傷に伴う社内マニュアルの改正

前処理タンク循環ポンプ分解点検において、ポンプケーシングの内ツバ部に損傷が確認された。

オイルシールを取り外すためにハンマーで叩き出した際に、ポンプケー

シングの内ツバ部に接触・損傷させた可能性がある。また、建設以降の点検におけるオイルシール取外し・取付作業により内ツバ部に微細な傷が多数発生し、今回の点検において、その傷が拡大したことで損傷に至ったものと想定している。そのため、同型ポンプにおいて、オイルシールの取外し時にポンプケーシングに偏った力が掛からないようオイルシールプーラーを使用するとともに、今回のケースのように取外しが困難な場合を考慮し専用治具を製作し、その治具を使用し取外す旨を作業要領書に明記した。

この結果、更なる作業管理の向上が図られた。

c. 施設管理に係る教育・訓練

(a) 施設管理に係る教育・訓練の概要

施設管理の教育・訓練に係る活動については、施設管理業務は幅広い知識・技能を要求されるため、知識・技能の維持向上を目的として教育訓練計画に基づき、社内外の技術研修等により計画的に実施している。

各教育・訓練の内容を以下に示す。

イ 原子力訓練センターにおける教育・訓練

(イ) 保修訓練基礎コース

保修員として必要な設備に関する基礎的な知識・技能の習得を図ることを目的とし、保修第二課員を対象として実施している。

(ロ) 保修訓練保全コース

各種訓練設備を利用した分解・組立、点検調整等の実習を通して、基礎的な保全技術の習得を図ることを目的とし、保修第二課員を対象として実施している。

(ハ) 保修訓練専門コース

各種訓練設備を利用した分解・組立、点検調整等の実習を通して、より実践的な保全技術の習得を図ることを目的とし、保修第二課員を対象として実施している。

ロ 職場内教育

(イ) 課内における教育

保修第二課員、土木建築課員、技術第二課員、安全管理第二課員、防災課員、防護管理課員及び原子力訓練センター員については、業務遂行に必要な実務習得を図るため、日常保守、保修工事、定期点検・試験等に関する教育を適宜実施している。

(ロ) 定期事業者検査に係る教育

定期事業者検査の体制表に記載された検査担当者等を対象として、確実な検査の実施を図るため、検査の遂行に必要な個別教育を実施している。

(ハ) 使用前事業者検査に係る教育

使用前事業者検査の体制表に記載された検査担当者等を対象として、確実な検査の実施を図るため、検査の遂行に必要な個別教育を実施している。

ハ 職場外教育

(イ) 保修技能研修

保修第二課員を対象に、職場内教育の補完として、1次系主要機

器、2次系主要機器、ポンプ、計測制御設備及び電気設備に関して、専門的な知識及び保全技術の習得を図る教育を実施している。

(ロ) 品質管理研修

 保修第二課員を対象に、職場内教育の補完として、非破壊検査に関する専門的な知識及び検査技術の習得を図る教育を実施している。

(ハ) 定期事業者検査に係る教育

 定期事業者検査の実施に関わる技術系各課員を対象として、定期事業者検査の意義、検査項目、運用要領、品質保証活動等の検査全般に係る全体教育を実施している。

(ニ) 使用前事業者検査に係る教育

 使用前事業者検査の実施に関わる者を対象として、使用前事業者検査の意義、検査項目、運用要領、品質保証活動等の検査全般に係る全体教育を実施している。

(b) 施設管理に係る教育・訓練の改善状況

 調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教育・訓練に係る主な改善活動はなかった。

(3) 施設管理に係る設備改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された設備の改善状況を以下に示す。

a. 原子炉安全保護計装盤等更新工事

第15回定期事業者検査時に、原子炉安全保護計装盤及び原子炉安全保護ロジック盤をアナログ設備から長期保守安定性に優れたデジタル設備へ更新した。

この結果、当該盤における保守性が向上した。

b. 高pH運転の導入

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高pH運転に際し、必要な設備を設置し、2023年3月に高pH運転を導入する。

この結果、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向上が図られる。

c. 主タービン制御盤更新

第15回定期事業者検査時に、最新のデジタル設備へ更新した。

この結果、システム構成が簡素化されたことによる保守性の向上及び自己診断機能が充実されたことによる設備の信頼性の向上が図られた。

d. 発電機変圧器保護盤更新工事

第15回定期事業者検査時に、発電機変圧器保護盤をアナログ式保護リレーから運用・保守性に優れたデジタル式保護リレーへ更新した。

この結果、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及び機能を2重化することによるシステムの信頼性向上が図られた。

(4) 施設管理に係る実績指標

a. 重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化の傾向

重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「重要度分類指針」という。）の異常発生防止系（PS-1、2）及び異常影響緩和系（MS-1、2）の系統及び機器の中から、定期事業者検査時における機能検査の結果を踏まえ、設備・機器の圧力、流量、動作時間等、性能を判断するパラメータの推移について確認した結果を、第2.2.1.3-4図に示す。

確認対象の検査概要及び確認結果は以下のとおりである。

(a) 非常用炉心冷却系機能検査

高圧及び低圧注入系について、モード切替弁が手動により正常に作動することを確認している。また、運転性能を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(b) 補助給水系機能検査

電動補助給水系及びタービン動補助給水系について、電動補助給水ポンプの遮断器及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁が模擬信号により正常に作動することを確認している。また、運転性能を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(c) 主蒸気隔離弁機能検査

模擬信号により弁を作動させ、信号発信から全閉までの時間を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(d) 制御棒駆動系機能検査

制御棒クラスタを全引抜き位置から落下させ、全挿入した時間を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(e) アニュラス循環排気系機能検査

アニュラス空気浄化ファンを運転し、各弁及びダンパの作動並びにアニュラス空気浄化ファンの運転状態に異常のないことを確認している。また、アニュラス内の圧力を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(f) 原子炉格納容器全体漏えい率検査

原子炉格納容器全体を検査圧力まで加圧したのち、漏えい率を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

なお、第14回定期事業者検査から、「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2017)の適用により、漏えい率測定後に原子炉格納容器バウンダリに属するフランジ締結部を開放した場合は、閉鎖後に当該開放箇所の局部漏えい率を測定し、その測定結果を加味したデータ(総合漏えい率)が判定基準内であることを確認している。

(g) 原子炉格納容器局部漏えい率検査

原子炉格納容器の貫通部について個々又はグループごとに検査圧力まで加圧したのち、漏えい率を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

なお、今回の調査期間において当該検査は実施していない。

(h) 原子炉格納容器安全系機能検査

原子炉格納容器スプレイ系について、モード切替弁が模擬信号により正常に作動することを確認している。また、運転性能の測定を行い、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(i) 非常用予備発電装置機能検査

所内母線低電圧信号、安全注入信号及び格納容器スプレイ信号を模擬的に発信させ、ディーゼル発電機が自動起動し、ディーゼル発電機に電源を求める機器が順次負荷されることの確認並びにディーゼル発電機が起

動し、所定の時間内に電圧が確立することの確認及び母線電圧確立から各機器の遮断器が投入されるまでの時間を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(j) 総合負荷性能検査

原子炉熱出力が制限値を超えない範囲で、かつ一定で運転している状態で各種パラメータを測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(k) 充てんポンプ冷却材補給系機能検査

充てんポンプについて、運転性能を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(l) 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化系機能検査

使用済燃料ピット冷却系について、運転性能を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(m) インバータ機能検査

原子力発電所の保安を確保するために、特に重要な無停電電源装置について、入力電源喪失時の機能・性能を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

b. 設備の不適合発生件数

設備の不適合発生件数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.3-5図に示す。

2013年度以降の設備の不適合発生件数は、年度ごとに0～5件であった。今回の調査期間が含まれる2022年度以降に発生しているものについて、いずれも適切な是正が行われており、再発・類似している事項はないことを確認した。

c. 1次冷却材及び蒸気発生器器内水の水質

1次冷却材及び蒸気発生器器内水の電気伝導率、pH等の時間的変化について確認した結果を、第2.2.1.3-6図及び第2.2.1.3-7図に示す。

今回の調査期間における1次冷却材の電気伝導率、pH、塩素イオン、溶存酸素及び溶存水素並びに蒸気発生器器内水のカチオン電気伝導率及びpHは、いずれも保安規定の基準値の範囲内であることを確認している。また、水質データは安定して推移していることを確認した。

d. 保全活動管理指標の監視結果

施設管理においては、保全の有効性を監視、評価するために施設管理の

重要度を踏まえ、施設管理目標の中でプラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定し、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施している。

プラントレベルの保全活動管理指標は、プラント全体の保全の有効性が確保されていることを監視し評価する観点から、7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動トリップ回数、7,000臨界時間当たりの計画外出力変動回数及び工学的安全施設の計画外作動回数とし、目標値は運転実績を踏まえて設定している。

系統レベルの保全活動管理指標は、より直接的に発電用原子炉施設の安全性と保全活動とを関連付けて監視する観点から、施設管理の重要度の高い系統のうち重要度分類指針クラス1、2及びリスク重要度の高い系統機能並びに重大事故等対処設備及び特重施設に対して予防可能故障(MPFF)回数及び非待機(UA)時間を設定している。

なお、MPFF回数の目標値は、対象系統の運転実績、重要度分類指針の重要度及びリスク重要度を考慮して設定し、UA時間の目標値は、点検実績及び保安規定の運転上の制限で定める要求される措置の完了時間を参照して設定している。

保全活動管理指標の監視に当たっては、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定しており、その監視計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。

プラントレベル及び系統レベルの各指標の監視結果については以下のとおり。

なお、以下の監視結果の評価対象期間としては、第14保全サイクルの保全の有効性評価対象期間(前回の保全の有効性評価対象期間後から第15回定期事業者検査開始約4か月前)となっている。

(a) プラントレベルの保全活動管理指標

イ 7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動トリップ回数

指標	評価期間	目標値	実績
7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動トリップ回数	第14保全サイクル	1回未満/7,000臨界時間	0回

ロ 7,000臨界時間当たりの計画外出力変動回数

指標	評価期間	目標値	実績
7,000臨界時間当たりの計画外出力変動回数	第14保全サイクル	2回未満/7,000臨界時間	0回

ハ 工学的安全施設の計画外作動回数

指標	評価期間	目標値	実績
工学的安全施設の計画外作動回数	第14保全サイクル	1回未満	0回

(b) システムレベルの保全活動管理指標

イ 予防可能故障(MPFF)回数

MPFF回数の目標値については、以下の表のとおり重要度分類指針の重要度及びリスク重要度を考慮して設定される。

なお、今回の評価期間において目標値を超過したシステム・機器はなかった。

		リスク重要度	
		高	低
重要度分類指針	クラス1	<1回	<1回
	クラス2	<1回	<2回
	クラス3	<2回	—

指標	評価期間	目標値	実績
MPFF回数	第14保全サイクル	1回又は2回未満	0回

ロ 非待機(UA)時間

UA時間の目標値については、保安規定の運転上の制限で定める要求される措置の完了時間を参照して設定し、保安規定の要求を受けない機器の場合は、機器の重要度及び類似する機器の完了時間を参考として設定している。

また、UA時間は、2サイクル分の累積時間を保全の有効性評価に用いている。

なお、今回の評価期間において目標値を超過した系統・機器はなかった。

上記のとおり、プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標は目標値を満足しており、保全活動が適切に実施されていることを確認した。

(5) 施設管理に係る有効性評価結果

施設管理に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、施設管理の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

また、施設管理に係る不適合については、「不適合管理基準」に基づき、適切に是正処置が実施されており、再発・類似している事項がないことを確認した。(第2.2.1.3-3表参照)

施設管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定又は良好な状態で維持されていると判断でき、施設管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

なお、改善措置活動(CAP)のプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

これらのことから、施設管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

第2.2.1.3-1表 定期事業者検査の実施結果の概要

1 定期事業者検査回数		第14回	第15回
2 定期事業者検査期間	発電機解列	2022年 4月30日	2022年 9月12日
	発電機並列	2022年 7月13日	2023年 2月 9日
	定格熱出力到達	2022年 7月17日	2023年 2月13日
	総合負荷性能検査	2022年 8月 9日	2023年 3月 8日
	定期事業者検査日数	102日	178日
3 定期事業者検査の実施状況	2022年4月30日(解列)から2022年8月9日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで102日間)で実施した。	2022年9月12日(解列)から2023年3月8日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで178日間)で実施した。	
4 定期事業者検査期間中の主要工事	(1) 特定重大事故等対処施設設置工事 (2) 常設直流電源設備(3系統目)の設置工事 (3) 非常用DG高エネルギーアーク損傷対策工事	(1) 特定重大事故等対処施設設置工事 (2) 常設直流電源設備(3系統目)の設置工事 (3) 海水ポンプ取替工事 (4) 原子炉安全保護計装盤等更新工事	
5 定期事業者検査中に発見された異常の概要	本定期事業者検査期間中においては、特に異常は認められなかった。	本定期事業者検査期間中においては、特に異常は認められなかった。	
6 線量管理の状況	本定期事業者検査に係る作業は、いずれも法令に基づく線量限度の範囲内で実施された。	本定期事業者検査に係る作業は、いずれも法令に基づく線量限度の範囲内で実施された。	

第2.2.1.3-2表 定期点検の主な内容

施設名	定期点検内容
原子炉本体	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器開放点検 ・ 燃料集合体の点検 ・ 原子炉内挿入物の点検 ・ 燃料交換
原子炉冷却系統施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器、加圧器等の点検 ・ ポンプ、電動機等の点検
計測制御系統施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒駆動装置等の点検 ・ ポンプ、電動機等の点検
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取扱設備の点検 ・ 燃料貯蔵設備の点検 ・ 使用済燃料ピット浄化冷却設備の点検
放射線管理施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線モニタの点検 ・ ファン、電動機等の点検
放射性廃棄物の廃棄施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ、電動機等の点検
原子炉格納施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の点検 ・ 原子炉格納容器隔離弁の点検 ・ ポンプ、電動機等の点検
蒸気タービン	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気タービン開放点検 ・ ポンプ、電動機等の点検
その他発電用原子炉の附属施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機等の点検 ・ 蓄電池の点検 ・ ポンプ、電動機等の点検 ・ 発電機等の点検 ・ 変圧器等の点検

第2.2.1.3-3表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(施設管理に係るもの)(1/7)

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
4.2.3	<p>文書の管理</p> <p>(2022年度 玄海原子力発電所 不適合管理) 常設直流電源設備(3系統目)設置工事のうち計装電源盤警報出力回路の接点動作方向不整合(概要) 玄海3号機常設直流電源設備(3系統目)設置工事において、3号計装電源盤(3系統目蓄電池用)の警報回路(3号計装電源盤(3系統目蓄電池用)からSA盤への代表警報)の対向試験をメーカーにて実施したところ、警報発信側の計装電源盤(3系統目蓄電池用)と警報受信側のSA盤の警報回路の接点動作方向に不整合があることを確認した。その結果、3号計装電源盤(3系統目蓄電池用)試験・調整作業要領書における警報回路動作試験が実施できず、試験の判定基準である「各操作で表示灯の点灯、消灯が異常なく行われること。また、外部端子で接点動作が異常なく行われること。」を満足できなかった。 (原因) ・当該メーカーにおける接続箇所のインターフェイス確認において使用しているチェックシートが、接点動作方向の整合確認が抜けやすいフォームとなっていた。 ・異なる受注者間で接点取り合いのある工事であったため、当社に提出される納入図書に接続箇所のインターフェイスを一連で確認できるようなものがなく、接点動作方向の不整合に気付けなかった。 (是正状況) (1)異なる受注者間で接点取り合いを行う場合、双方の接点動作方向の整合性が確認できる図面を提出するよう「調達管理要領(3,4号)」及び「設計管理要領(3,4号)」に追記し改正した。また、納入図書チェックシート(設計管理要領)に接点取り合いがある場合の動作方向を確認するチェック項目を追記した。 (2)メーカーにおいて、以下の再発防止策を実施することを確認した。 ・ロジック図(納入図)に接続先の接点動作方向を記載し、一連で動作方向が確認できるようにする。 ・ロジック図(納入図)を確認するチェックシートに接続先の接点動作方向を記載しているか確認項目を追加し、接点動作方向の記載抜けがないようにする。 ・信号を発信する設備の図面の接点動作方向を分かりやすい記載とする。</p>	<p>「文書の管理」に係る不適合は、本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	<p>無</p>

第2.2.1.3-3表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(施設管理に係るもの)(2/7)

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.2.1 個別業務等 要求事項と して明確に すべき事項	<p>(2022年度 玄海原子力発電所 不適合管理)</p> <p>使用前事業者検査(施設)「QGN3-2(3)-0816機能・性能検査(系統運転検査)」の中止 (概要)</p> <p>使用前事業者検査(施設)「QGN3-2(3)-0816」蓄電池(3系統目)機能・性能検査(系統運転検査)において、蓄電池の電圧測定を実施した。その際、蓄電池62セル中2セルの単電池13番セルと15番セルの電圧で判定基準を満足しないことが確認されたため、検査を中止した。</p> <p>(原因)</p> <p>設備主管課及び検査主管課関係者は、検査実施のため浮動充電を再開した際に、据付け直後の蓄電池の特性を十分に理解しない状態で検査実施可能と判断し、検査を実施したことが原因である。これは、「原子力発電所用据置鉛蓄電池の試験方法」(JEM1431)の試験方法に「満充電状態の組電池を浮動充電状態にし、基準値内であることを確認する」との記載を受け、満充電状態であれば電圧のばらつきが安定し検査可能と考えていたことによるものであり、実際には満充電状態においても、JEM1431に基づく安定後の目標値を満足しない電圧のばらつきが発生する可能性があるという据付け直後の蓄電池特有の特性を十分に理解していなかったからである。</p> <p>なお、蓄電池の取扱説明書(納入図)には、「据付け直後の蓄電池のセル電圧には個々にばらつきがあり、浮動充電状態でセル電圧が許容を外れることがあるが、性能上問題はなく、浮動充電開始後、1か月程度で納まる」と記載があることを確認していたが、調達上の蓄電池据付け後の電圧測定において、JEM1431に基づく安定後の目標値に納まっていたことから、浮動充電を再開する際に、取扱説明書に記載の「セル電圧の個々のばらつき」に意識が向かなかった。</p> <p>(是正状況)</p> <p>納入する設備が、その状態によって使用前事業者検査の実施時期、判定基準等に影響を与えるような特性を有する場合は、供給者から当社へ検査に際し考慮すべき事項を報告するプロセスを「調達管理要領(3,4号)」及び「設計管理要領(3,4号)」に追記し改正した。</p>	<p>「個別業務等要求事項として明確にすべき事項」に係る不適合は、本件のみであり、適切には是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	<p>無</p>

第2.2.1.3-3表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(施設管理に係るもの)(3/7)

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	<p>個別業務の管理</p> <p>(2021年度 玄海原子力発電所 不適合管理) 前処理タンク循環ポンプケーシングの損傷 (概要) 2021年度補機計画整備工事のうち前処理タンク循環ポンプ分解点検において、ポンプケーシングの内側からオイルシールを取り外したところ、ポンプケーシングの内ツバ部に損傷が確認された。 (原因) 点検時にオイルシールを取り外すためにハンマーで叩き出した際に、ポンプケーシングの内ツバ部に接触・損傷させた可能性がある。 また、建設以降の点検におけるオイルシール取外し・取付作業により微細な傷が多数発生し、今回の点検作業において、その傷が拡大したことで損傷に至った可能性がある。 (是正状況) ・ 保修第二課(原子炉係)が管理する同型ポンプにおいて、オイルシールの取外し時にポンプケーシングに偏った力が掛からないようオイルシールプーラーを使用するとともに、今回のケースのように取外しが困難な場合を考慮し専用治具を製作し、その治具を使用し取外す旨を作業要領書に明記した。 ・ 保修第二課(汽機係)が管理する同型ポンプにおいては、ポンプメンテナンスメーカーに対して原子炉係が是正を行った作業要領書の情報を伝達し、次回点検時に確実に反映するように依頼を行った。</p>	<p>「個別業務の管理」に係る5件の不適合は、互いに類似性はなく、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	<p>無</p>

第2.2.1.3-3表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(施設管理に係るもの)(4/7)

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	<p>個別業務の管理</p> <p>(2021年度 玄海原子力発電所 不適合管理) 3B-MSH第一段加熱蒸気元弁後ドレン元弁(3V-RS-177B)上流側ドレンラインリーク (概要) 3B湿分分離加熱器第一段加熱蒸気元弁後ドレン元弁(3V-RS-177B)上流側のドレンライン保温材よりリーク(1滴/秒)しているのを発見した。 当該系統を隔離し、保温材を外したところ、湿分分離加熱器第一段加熱蒸気管の母管とドレンラインとの分岐部管台の母管側溶接線の端から漏えいを確認した。 (原因) 玄海3号機第16回定期修繕工事にて当該配管の取替えを行い、漏えいした配管の工場調査を行った結果、配管内面管台部が減肉しており、減肉部の表層には流れ加速型腐食(FAC)の特徴であるりん片状模様やマグネタイト(Fe₃O₄)の生成が認められ、エロージョンの特徴である減肉部の塑性変形や硬化は認められないことから、FACにより減肉し漏えいに至ったものと推察された。 (是正状況) 漏えいした3B湿分分離加熱器第一段加熱蒸気管について、材質をFACに耐性があるステンレス鋼を適用し、配管取替えを実施した。 また、当該系統と同じ構造、材質であり、FACの可能性のある箇所について、FACに耐性があるステンレス鋼へ配管取替えを実施した。</p>	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(施設管理に係るもの)(5/7)

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	<p>個別業務の管理</p> <p>(2021年度 玄海原子力発電所 不適合管理) 安全弁内部の洗浄不足に伴う適合性確認検査の再検査 (概要) 適合性確認検査の安全弁外観検査後に、弁内部の弁座のねじ部に浸透探傷試験(PT)で使用した現像剤の洗浄不足が確認された。外観検査の判定基準は「機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと」であり、確認された現像剤は機能・性能に影響を及ぼす欠陥ではないが、微少な現像剤が残存していたため、当該弁を分解し、弁座のねじ部及び各 부품の洗浄を行った後、外観検査の再検査を実施した。 (原因) PTの現像剤の残存が、工場の照明では見えない程度の微少なものだったため、PT実施後に洗浄を行った際に製作メーカー担当者が気付かなかった。また、適合性確認検査のうち外観検査において、検査担当者は機能・性能に影響がある傷等がないかといった視点で確認を実施していたが、当該弁の機能・性能に影響はない微少なものだったため、現像剤の残存に気付かなかった。 (是正状況) 今回の不適合事例について、所内各課及び関係協力会社に対し、周知・注意喚起を行った。</p>	前のページと同じ	無

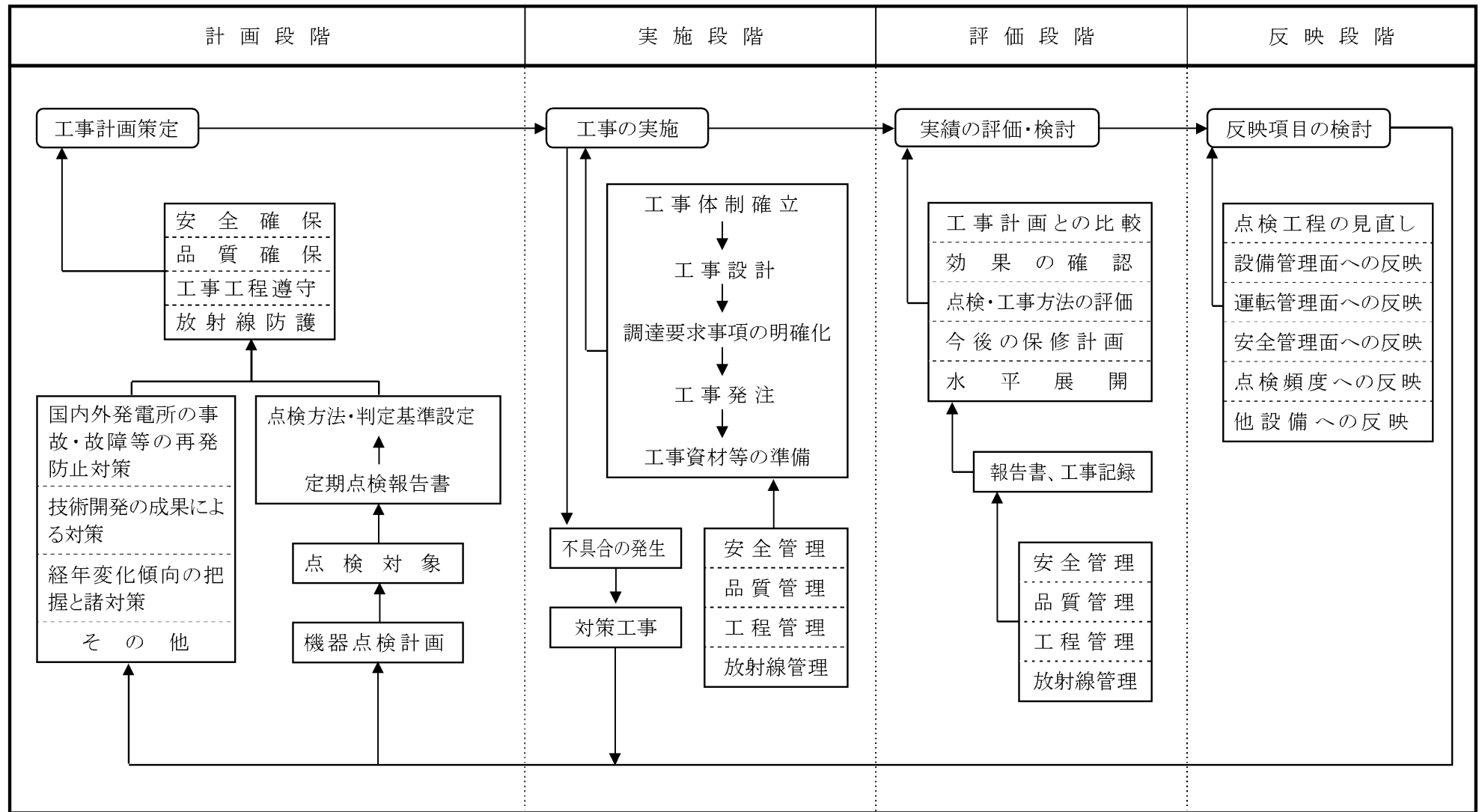
第2.2.1.3-3表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(施設管理に係るもの)(6/7)

2.2.1-134

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無	
7.5.1	個別業務の管理	<p>(2021年度 玄海原子力発電所 不適合管理)</p> <p>玄海4号機使用前事業者検査(施設)「4号機Bディーゼル発電機機能・性能(運転性能検査)」における判定値の算出不備</p> <p>(概要)</p> <p>2022年5月26日に実施した標記検査において、誤った方法で丸めた数値を用いて算出した値で検査判定を行っていたことが判明した。</p> <p>具体的には、標記検査の成績書に添付している「アークエネルギー算出」のうち短絡事故発生から短絡電流が1%以下になるまでの時間算出において、遮断時間(保護リレー動作から消磁コンタクトが投入されるまでの時間)の小数第4位を切捨てた値を使用することとしていたが、誤って切上げた値を使用して短絡電流を算出して、その誤った値を用いたまま、その後アークエネルギーを算出し検査判定を行っていた。</p> <p>(原因)</p> <p>検査成績書を取りまとめた検査担当者は、遮断器のアークエネルギーの算出時に、先に実施した類似の計算方法に引きずられ小数第4位を切捨てるべきところを切上げてしまった。</p> <p>(是正状況)</p> <p>複雑な手計算を経て検査判定値を算出する検査時のダブルチェックに関する運用を「使用前事業者検査(施設)実施要領の作成の手引き」に追加した。</p>	前のページと同じ	無
		<p>(2022年度 玄海原子力発電所 不適合管理)</p> <p>3B低圧給水加熱器ドレンポンプ中間・吐出しボウルの減肉</p> <p>(概要)</p> <p>玄海3号機第16回定期修繕工事のうち3B低圧給水加熱器ドレンポンプ分解点検において、ポンプ中間・吐出しボウル内面の減肉が確認された。</p> <p>計画肉厚(12mm)から減肉深さを減じて推定残存肉厚を算出した結果、中間ボウル(4及び5段)、吐出しボウル(6段)の減肉部において、必要肉厚を下回っていることが確認された。</p> <p>(原因)</p> <p>低圧給水加熱器ドレンポンプ中間・吐出しボウル内の減肉は、スケールを含んだ流体が高速流で流れること、また、僅かな流れの乱れが部分的に生じることでエロージョンが発生し、経年的な供用により進展したものと推定される。</p> <p>(是正状況)</p> <p>玄海3、4号機低圧給水加熱器ドレンポンプ(4台)の中間・吐出しボウルをマルテンサイト系ステンレス鋼 鋳鋼(SCS6)に取り替えた。</p>		

第2.2.1.3-3表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(施設管理に係るもの)(7/7)

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
<p>7.6 監視測定のための設備の管理</p>	<p>(2021年度 玄海原子力発電所 不適合管理) 緊急時対策支援システム(ERSS)伝送データ(220kV予備電源線電圧)の不信頼 (概要) 2021年度補機計画整備工事のうち、220kV送電系シーケンス盤の点検に伴い同盤の隔離を実施した。隔離完了後、技術第二課よりERSS伝送項目のうち「220kV予備電源線電圧」について伝送不信頼になっている旨の連絡を受けた。当該盤の隔離時間と不信頼発生時間が一致することから、本点検による隔離により不信頼となったことを確認した。 今回の作業は、玄海1、2号機側設置設備の点検であり、監視不能となる予備電源線電圧は玄海1、2号機側の220kV予備電源線電圧(点番号:Y4051E)で、ERSS伝送しているのは玄海3、4号機側(受電側)の220kV予備電源線電圧(点番号:E4005)と認識していたため、ERSS伝送の停止連絡は不要としていた。しかし、ERSS伝送に使用していたのは玄海1、2号機側の220kV予備電源線電圧(点番号:Y4051E)であったため、点検により当該パラメータの盤電源を「切」としたことでERSS伝送データが不信頼となった。 (原因) 保守第二課(制御係)関係者は、2020年11月に追加されたERSS伝送項目の「220kV予備電源線電圧」のパラメータについて、追加時にパラメータの諸元の確認を行っていなかったことから伝送元の情報を把握できなかった。 (是正状況) 重要なパラメータ以外のパラメータに係るERSS常時伝送パラメータについて、管理対象号機以外に設置された設備から伝送している項目を確認した結果、「220kV予備電源線電圧」のみであり、同点検予定表に以下の事項を追記した。 ・管理対象号機以外から伝送情報を採取しているパラメータについて、伝送元に関する情報を備考欄へ追記した。 ・「伝送項目を新規に追加する場合は、伝送パラメータの諸元を確認すること。また、管理対象号機以外に設置されている設備から伝送情報を採取する場合は、伝送元を明確にすること。」の注記を追記した。</p>	<p>「監視測定のための設備の管理」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	<p>無</p>



注:業務の主管は、保修第二課長及び土木建築課長

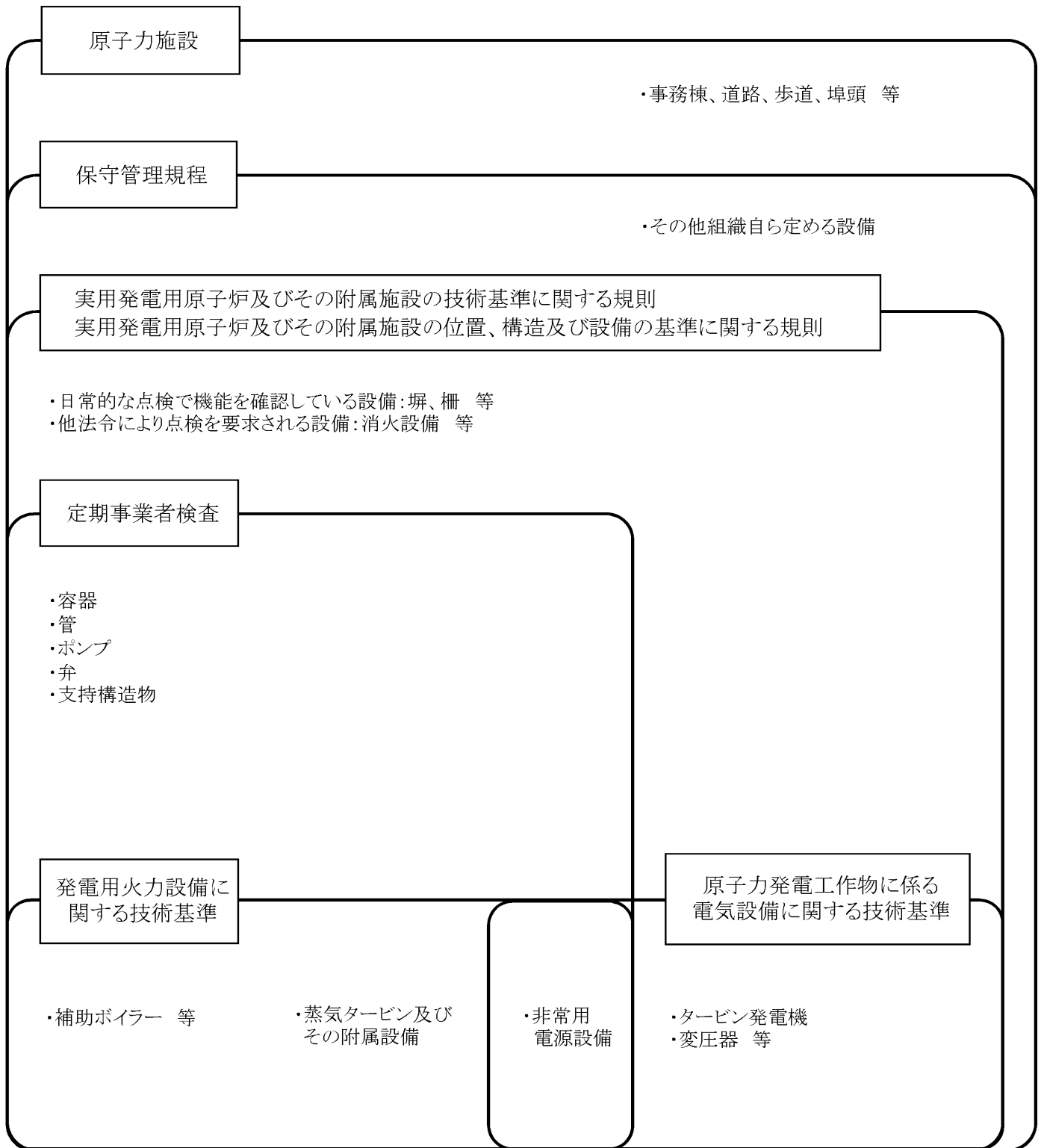
第2.2.1.3-1図 施設管理の運用管理フロー

施設管理の実施方針

施設管理活動の実施に当たっては、現場を見て考え、さらに地域・社会のみなさまの視点に立って、原子力安全を最優先とした活動に取り組む。

- 1 施設管理の業務を計画し、実施し、評価し、継続的に改善するとともに、積極的な予防保全活動を行う。
- 2 安全対策の強化について、設備の設置、点検及び検査等を行う際には、他の設備への影響を考慮し、確実に実施する。更に、国内外の良好事例などの知見を活用し、自らが安全確保のために必要な措置を見出し、社内外の第三者の視点も取り入れながら、これを不断に実施していく。
- 3 発電所の安全・安定運転に万全を期すため、使用前事業者検査、定期事業者検査の対応及び更なる安全性・信頼性向上に関する工事を確実に実施する。
- 4 現状の活動に満足せず、最新知見を取り入れ、安全上重要な設備のみならず、異常により発電停止に至る可能性がある設備を含めて、発電所全体の保全レベルの向上を図る。
- 5 協力会社を始め業務に携わる人々と、立場を越えて何でも言い合えるようにコミュニケーションを円滑に行い、安全意識の浸透やマイプラント意識を高める。
- 6 保全の実施にあたり、基本動作を徹底し、安全意識を持って行動する。また、点検・巡視に当たっては、僅かな変化を気付き事項として認識する意識を持って行動する。
- 7 高経年化技術評価を実施したプラントについては、長期施設管理方針を保全計画に適切に反映し、保全活動を確実に実施する。
- 8 運転を終了したプラントにおいて、機能維持が必要な設備の施設管理を確実に実施する。
- 9 施設管理活動の更なる業務効率化等の実現のため、施設管理業務へのDXの導入を確実に実施する。

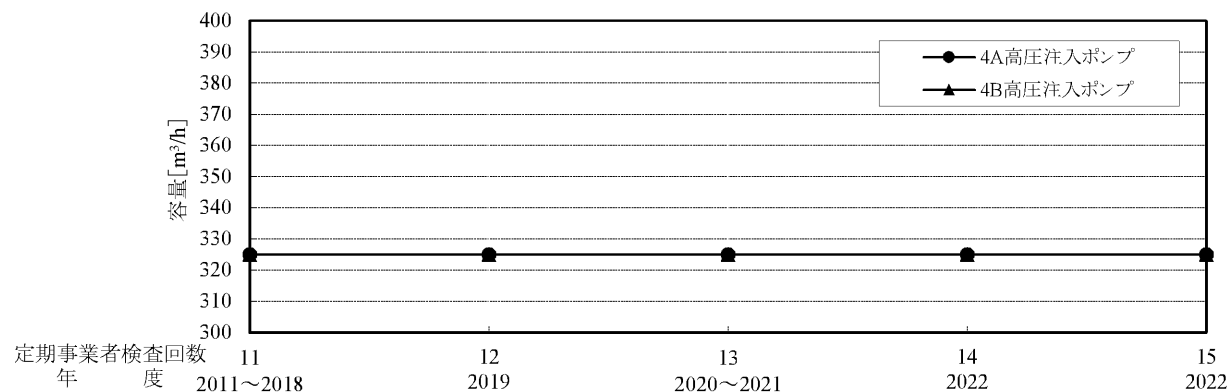
2022年6月3日
九州電力株式会社
代表取締役社長執行役員
池辺 和弘



第2.2.1.3-3図 保全の対象範囲

検査名:非常用炉心冷却系機能検査(1/2)

【 高圧注入ポンプ 容量 】



判定基準

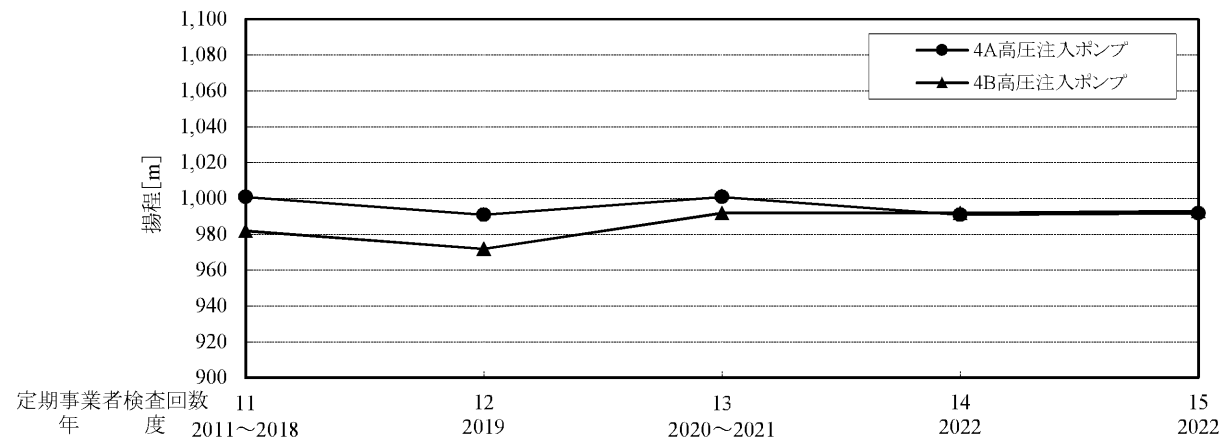
容量 $\geq 320\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 960\text{m}$

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

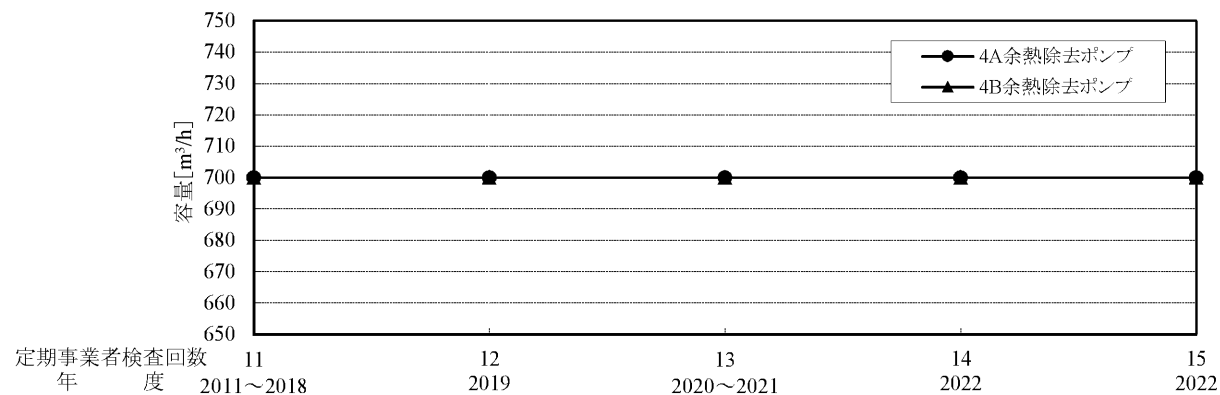
【 高圧注入ポンプ 揚程 】



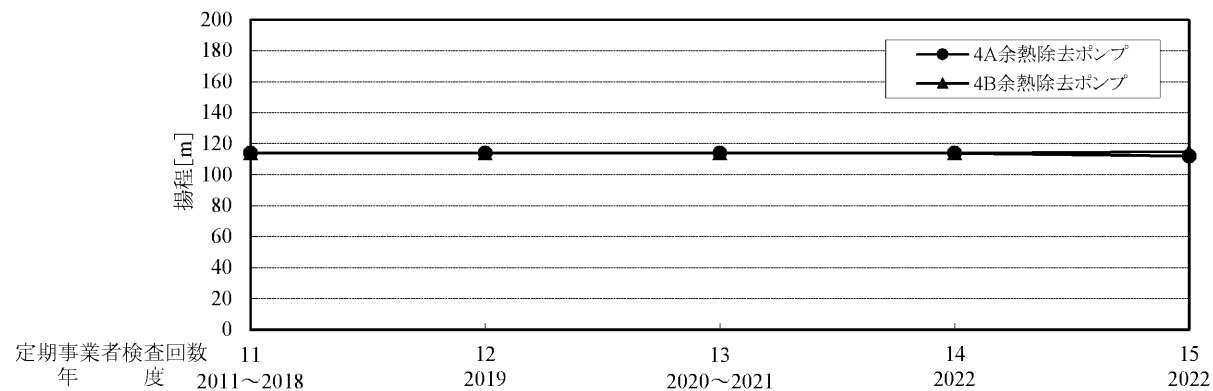
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(1/23)

検査名:非常用炉心冷却系機能検査(2/2)

【 余熱除去ポンプ 容量 】



【 余熱除去ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 $\geq 681\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 107\text{m}$

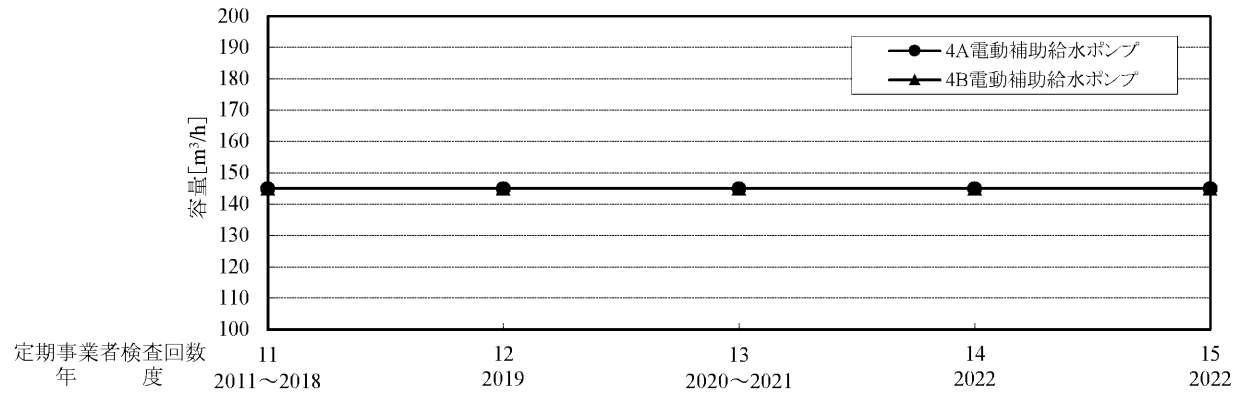
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(2/23)

検査名:補助給水系機能検査(1/2)

【 電動補助給水ポンプ 容量 】



判定基準

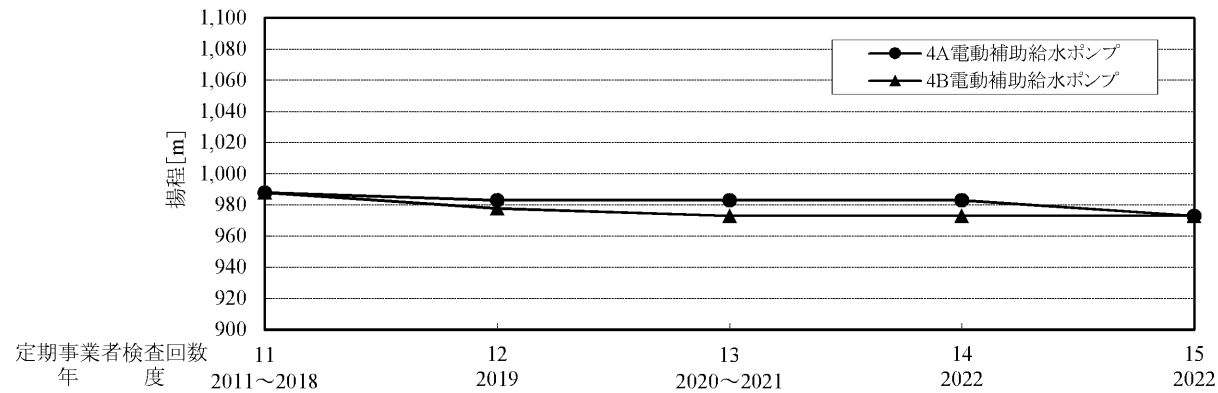
容量 $\geq 140\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 950\text{m}$

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

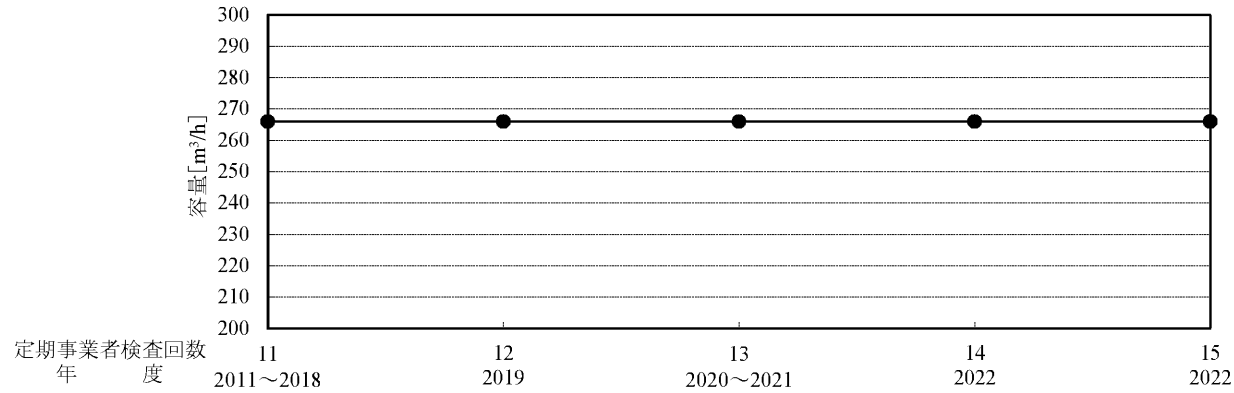
【 電動補助給水ポンプ 揚程 】



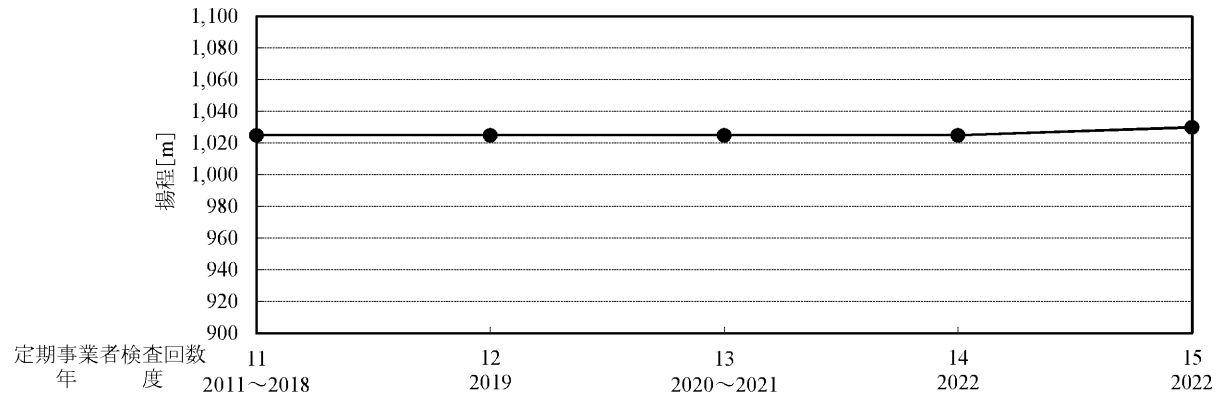
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(3/23)

検査名:補助給水系機能検査(2/2)

【 タービン動補助給水ポンプ 容量 】



【 タービン動補助給水ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 $\geq 250\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 950\text{m}$

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(4/23)

検査名:主蒸気隔離弁機能検査(1/1)

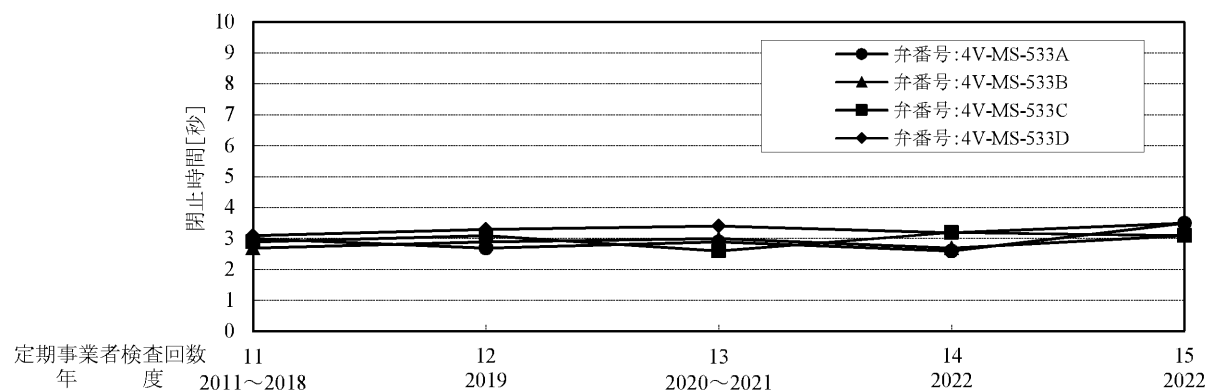
判定基準

閉止時間 ≤5秒

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

【 主蒸気隔離弁 閉止時間 】



第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(5/23)

検査名:制御棒駆動系機能検査(1/1)

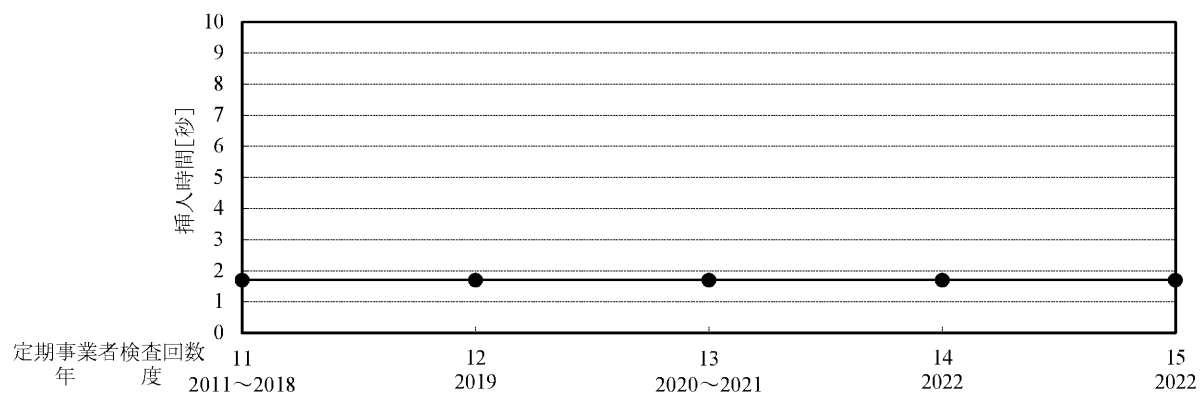
判定基準

挿入時間 ≤ 2.5 秒

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

【 制御棒クラスタ 挿入時間 】



2.2.1-144

第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(6/23)

検査名:アニュラス循環排気系機能検査(1/1)

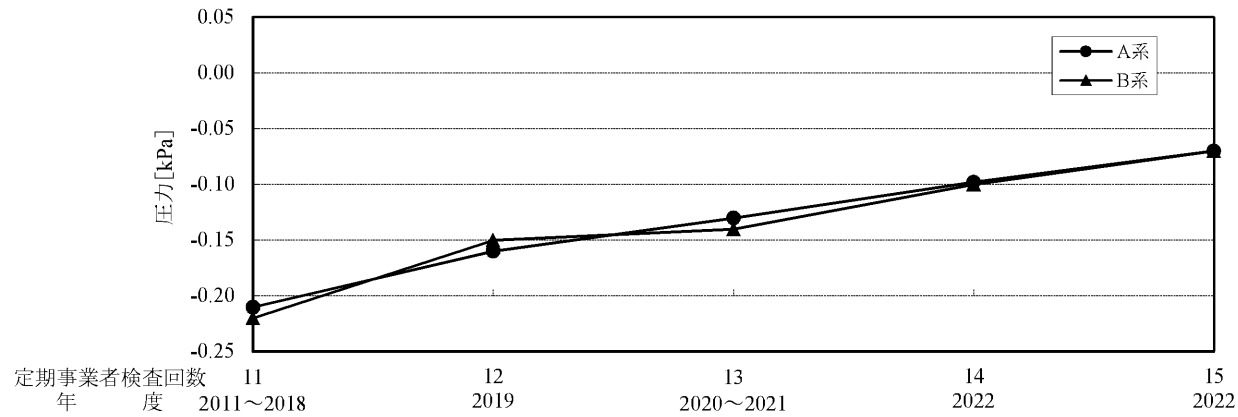
判定基準

アニュラス内圧力
< 0kPa

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

【 アニュラス内圧力 】



第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(7/23)

検査名:原子炉格納容器全体及び局部漏えい率検査(1/1)

判定基準

漏えい率(全体)
 $\leq 0.08\%/day$ (第11回、第15回)
 $\leq 0.04\%/day$ (第14回)

漏えい率(局部)
 $\leq 0.04\%/day$

<評価>

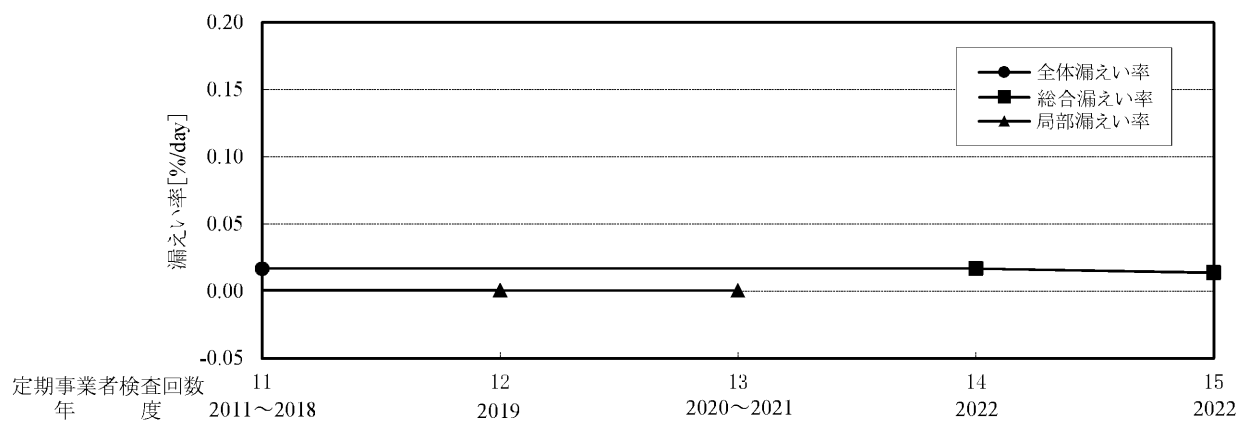
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注1:全体漏えい率検査は、3定期事業者検査ごとに実施している。

注2:左図において、第12回以前の局部漏えい率のグラフは第10回の検査結果の値を考慮して作図している。

注3:第14回定期事業者検査から、「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC 4203-2017)適用により、漏えい率測定後に原子炉格納容器バウンダリに属するフランジ締結部を開放した場合は、閉鎖後、当該箇所を局部漏えい率を測定し、その測定結果を全体漏えい率検査結果に加味した「総合漏えい率」が判定基準内であることを確認している。

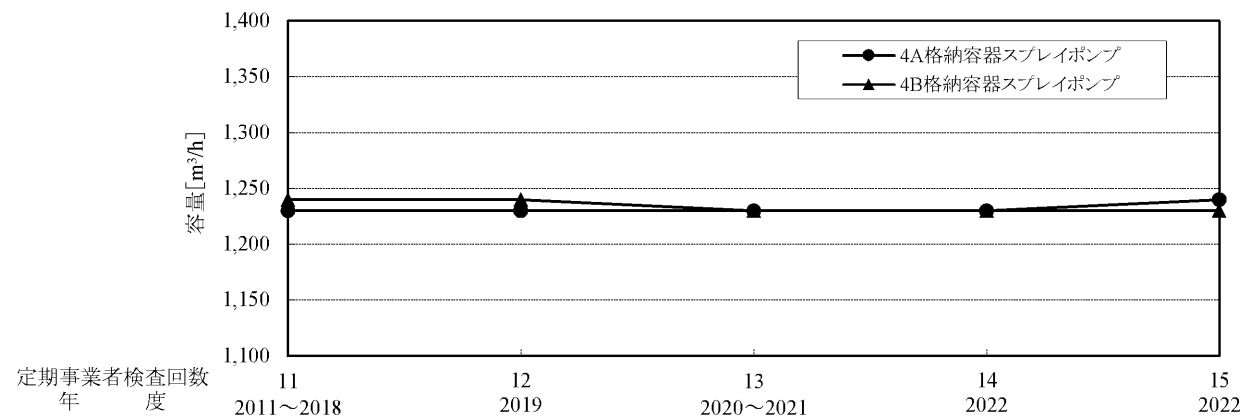
【 原子炉格納容器 漏えい率 】



第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(8/23)

検査名:原子炉格納容器安全系機能検査(1/1)

【 格納容器スプレイポンプ 容量 】



判定基準

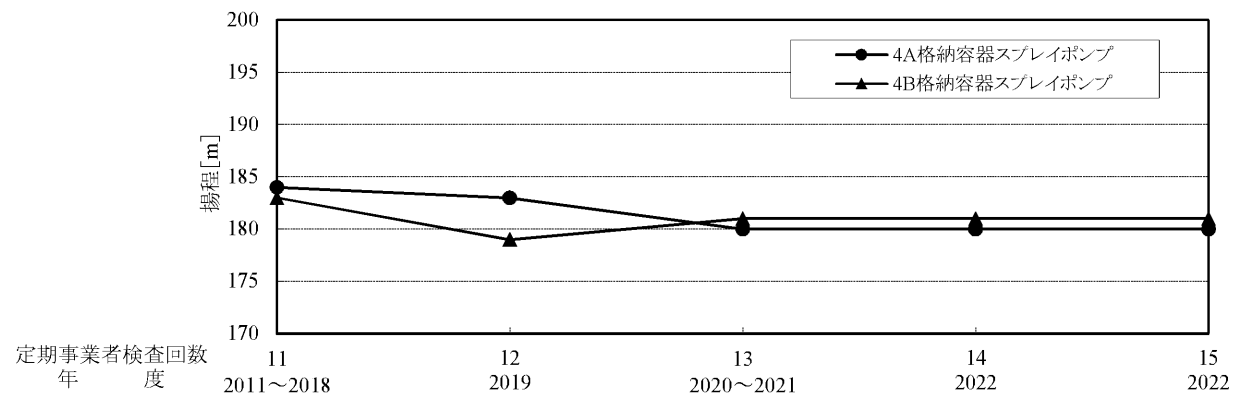
容量 $\geq 1,200\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 175\text{m}$

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

【 格納容器スプレイポンプ 揚程 】



第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(9/23)

検査名:非常用予備発電装置機能検査(1/6)

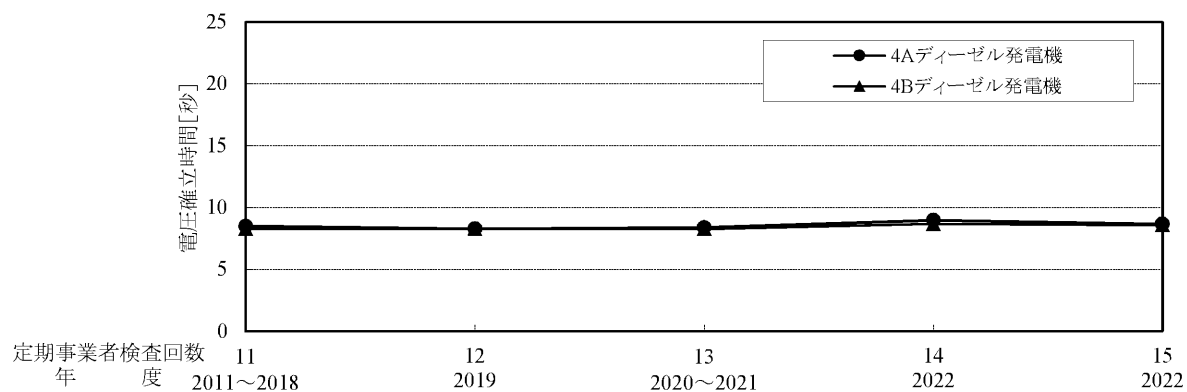
判定基準

電圧確立時間
≦12.0秒

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

【 ディーゼル発電機 電圧確立時間 】

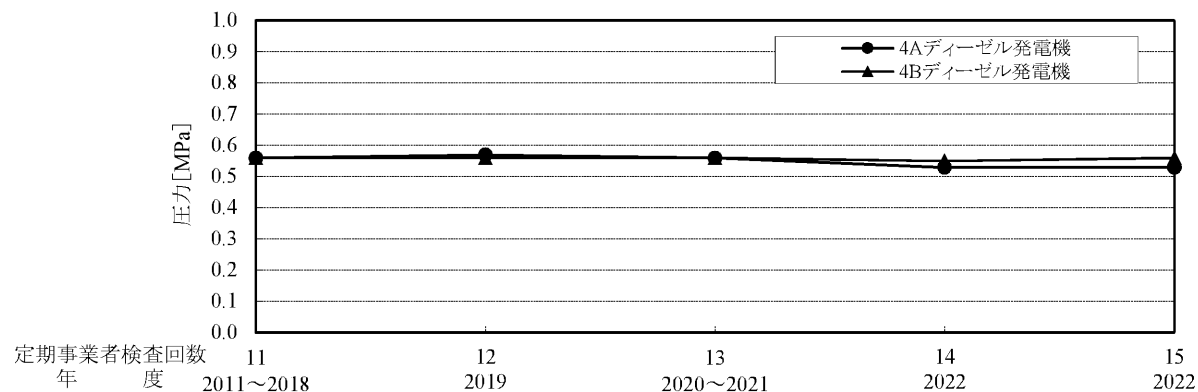


2.2.1-148

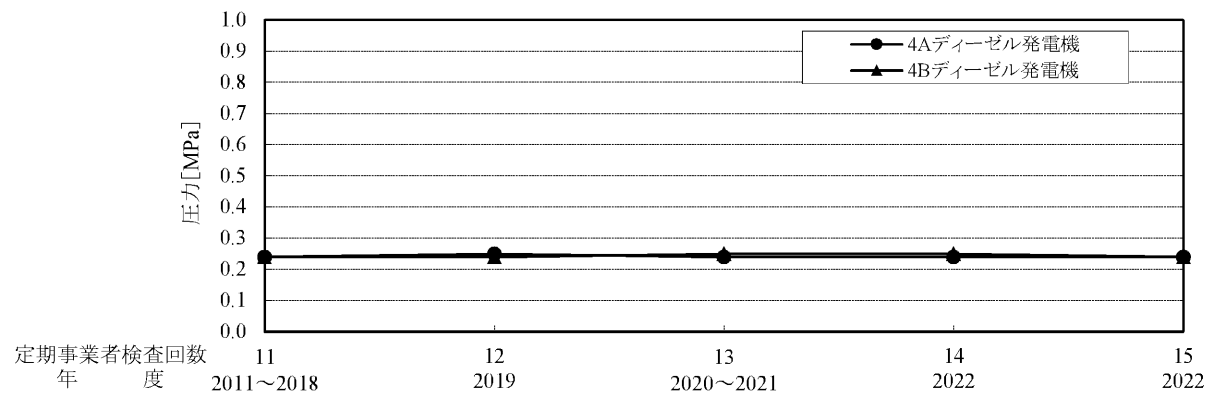
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(10/23)

検査名:非常用予備発電装置機能検査(2/6)

【 機関入口潤滑油圧力 】



【 機関入口燃料油圧力 】



判定基準

機関入口潤滑油圧力
0.49~0.59MPa

機関入口燃料油圧力
0.15~0.29MPa

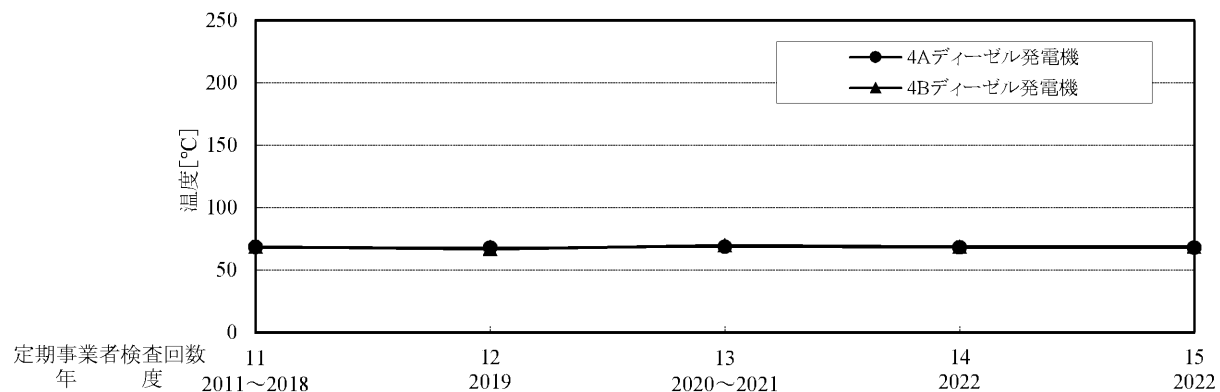
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

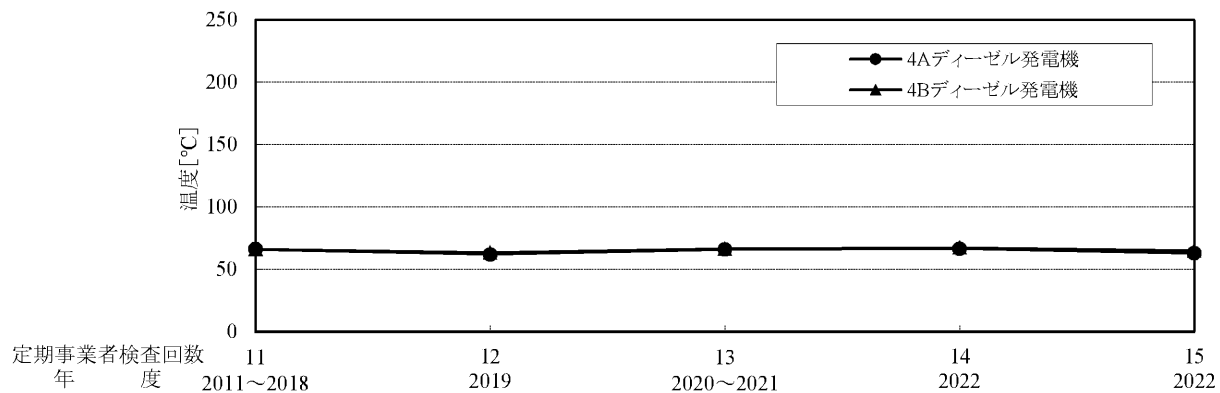
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(11/23)

検査名:非常用予備発電装置機能検査(3/6)

【 シリンダ冷却水温度・高(機関出口) 】



【 潤滑油温度・高(機関出口) 】



判定基準

シリンダ冷却水温度・高(機関出口)
65.0~85.0℃

潤滑油温度・高(機関出口)
50.0~75.0℃

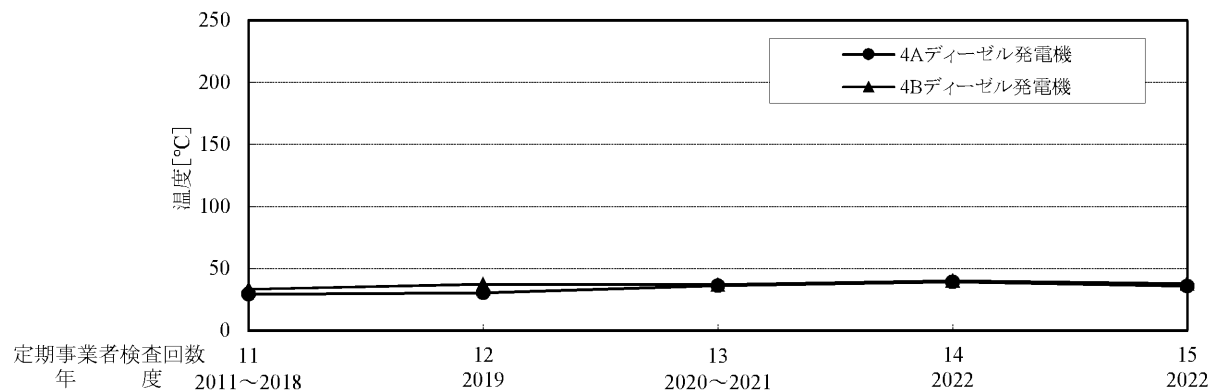
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(12/23)

検査名:非常用予備発電装置機能検査(4/6)

【 燃料弁冷却水冷却器入口冷却水温度 】



判定基準

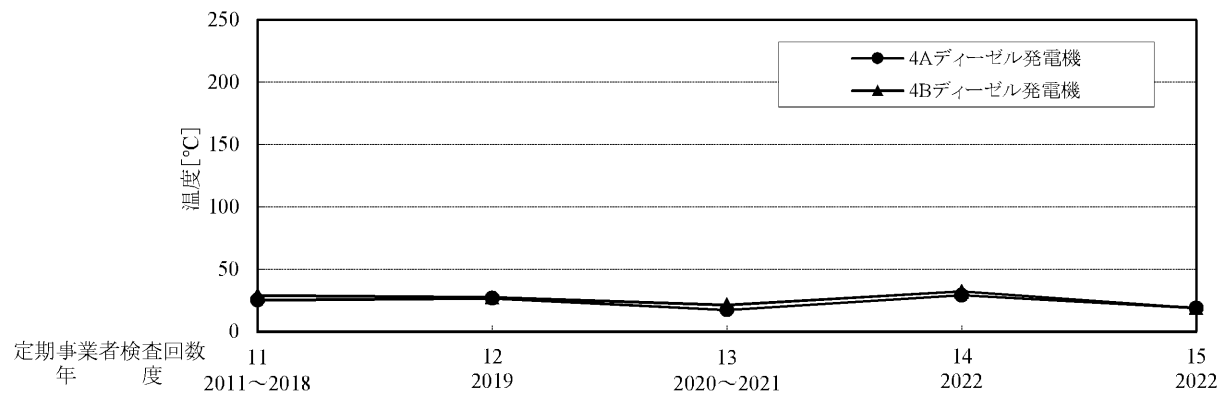
燃料弁冷却水冷却器入口冷却水温度
 $\leq 50.0^{\circ}\text{C}$

燃料弁冷却水冷却器出口冷却水温度
 $\leq 45.0^{\circ}\text{C}$

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

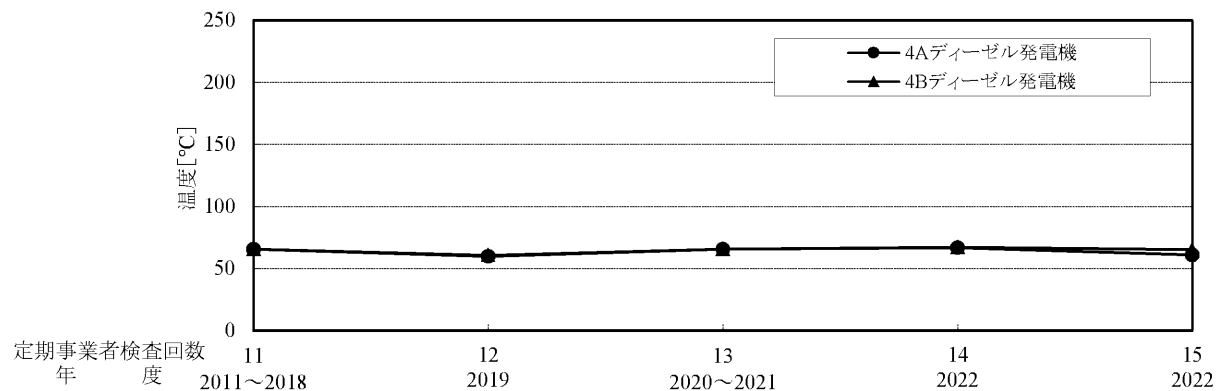
【 燃料弁冷却水冷却器出口冷却水温度 】



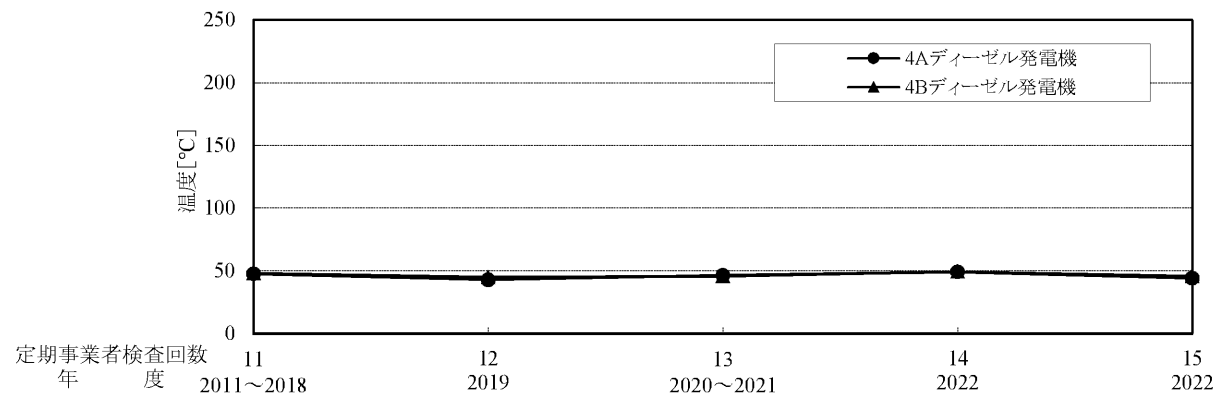
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(13/23)

検査名:非常用予備発電装置機能検査(5/6)

【 潤滑油冷却器入口潤滑油温度 】



【 潤滑油冷却器出口潤滑油温度 】



判定基準

潤滑油冷却器入口潤滑油温度
50.0~75.0°C

潤滑油冷却器出口潤滑油温度
40.0~60.0°C

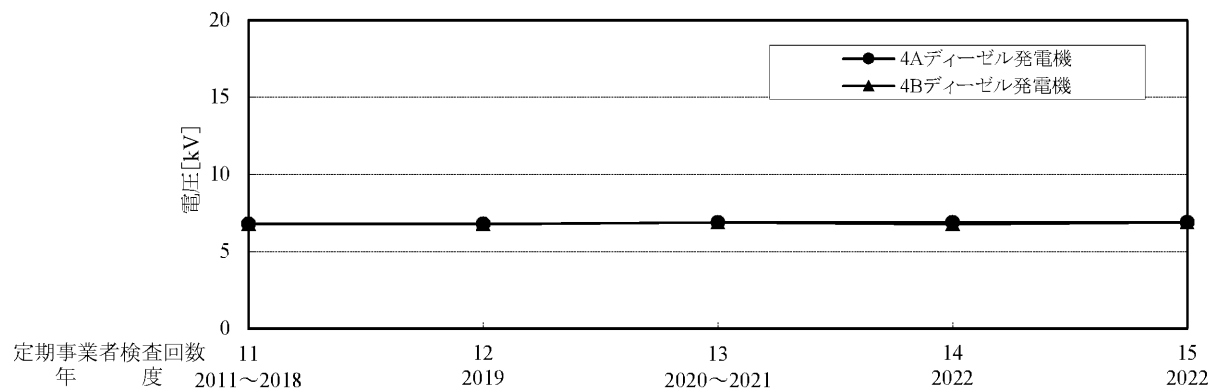
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(14/23)

検査名:非常用予備発電装置機能検査(6/6)

【 発電機 電圧 】



判定基準

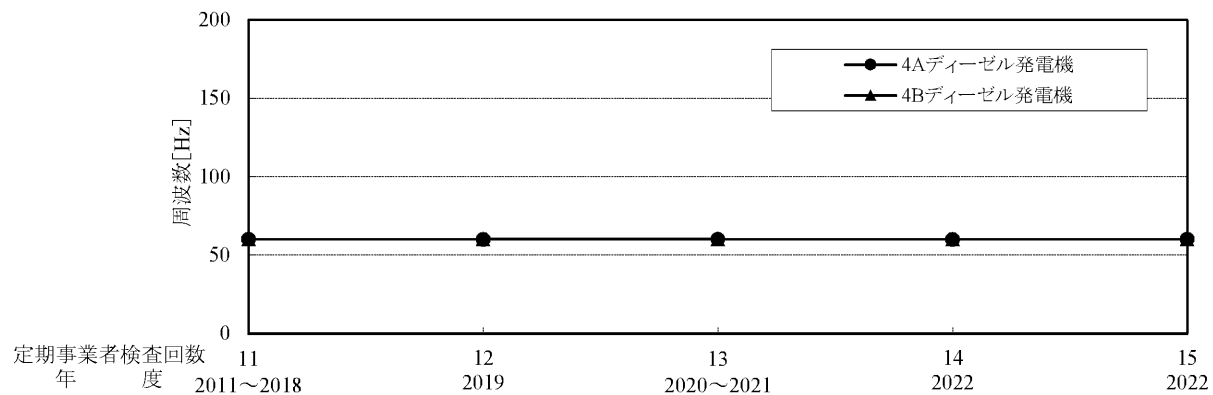
電圧 6.9±0.3kV

周波数 60.0±3.0Hz

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

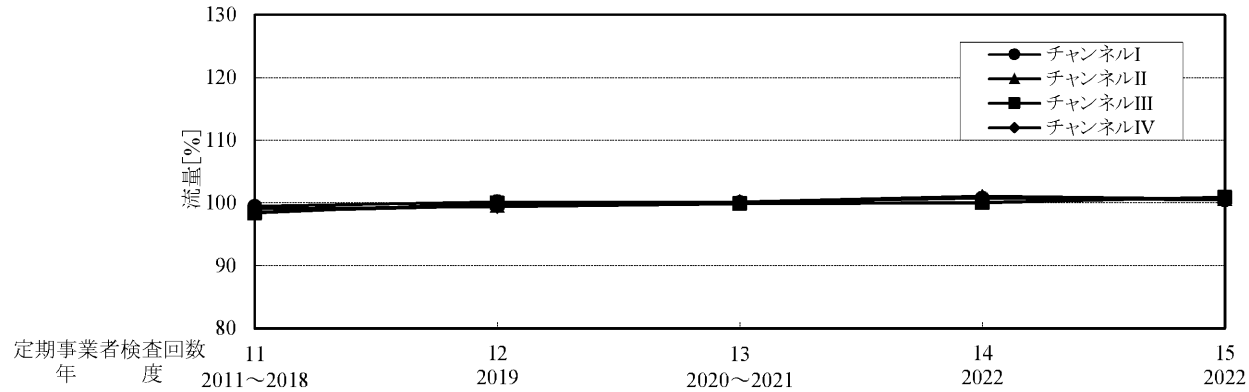
【 発電機 周波数 】



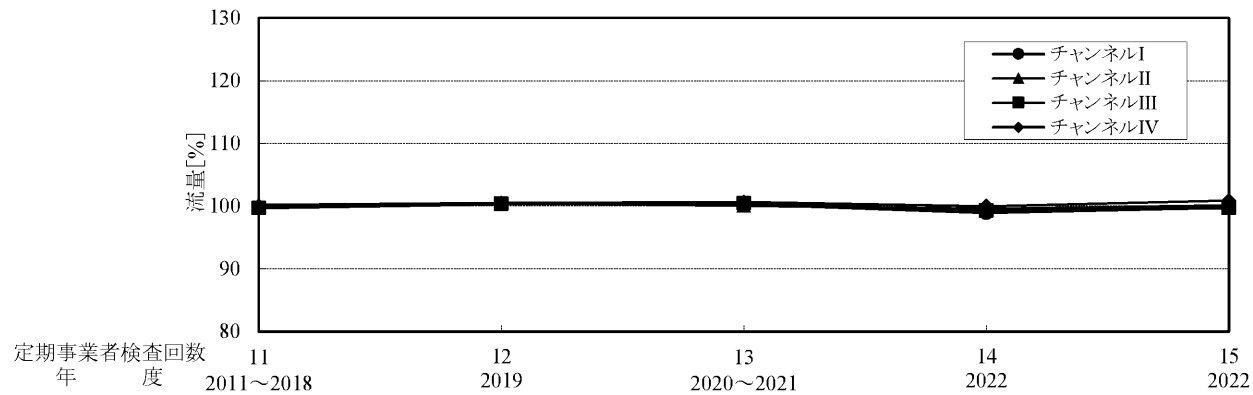
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(15/23)

検査名:総合負荷性能検査(1/5)

【 冷却材流量(Aループ) 】



【 冷却材流量 (Bループ) 】



判定基準

冷却材流量 >90%

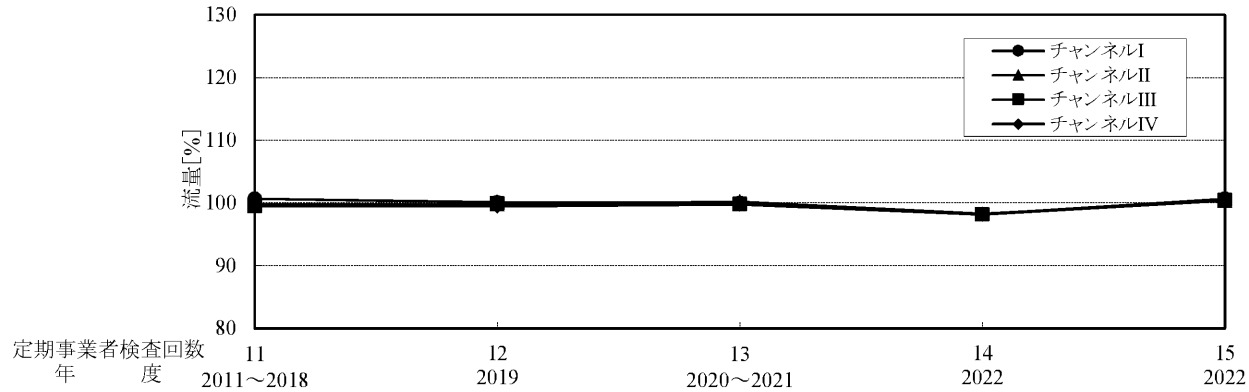
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

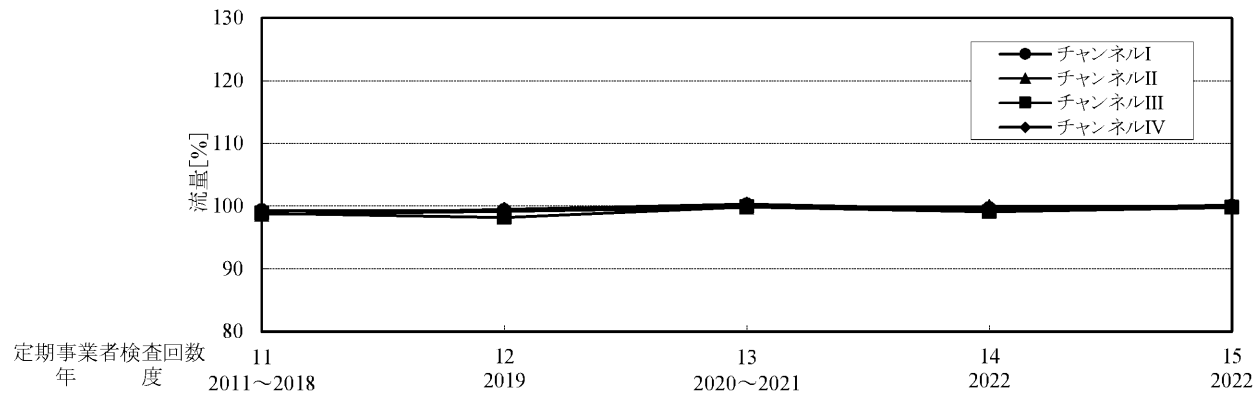
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(16/23)

検査名:総合負荷性能検査(2/5)

【 冷却材流量(Cループ) 】



【 冷却材流量(Dループ) 】



判定基準

冷却材流量 >90%

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(17/23)

検査名:総合負荷性能検査(3/5)

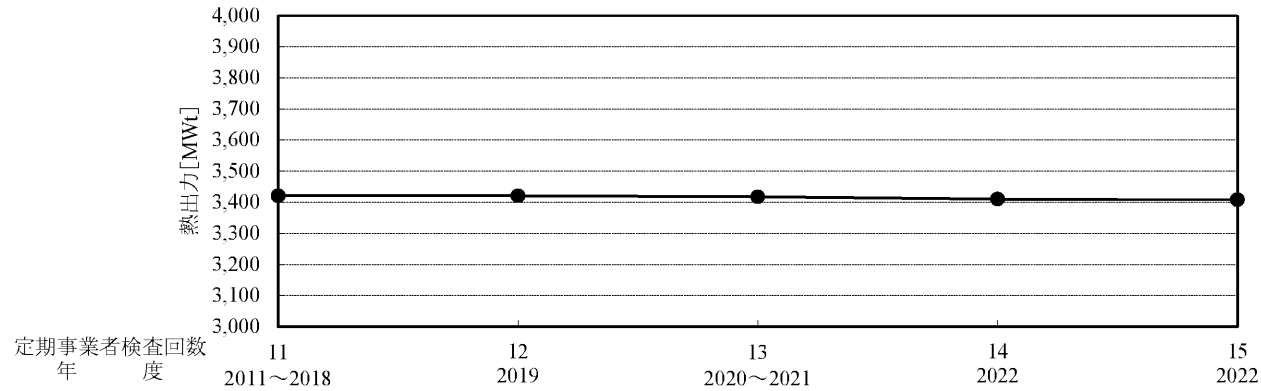
判定基準

蒸気発生器熱出力
 $\leq 3,423\text{MWt}$

<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

【 蒸気発生器熱出力 】

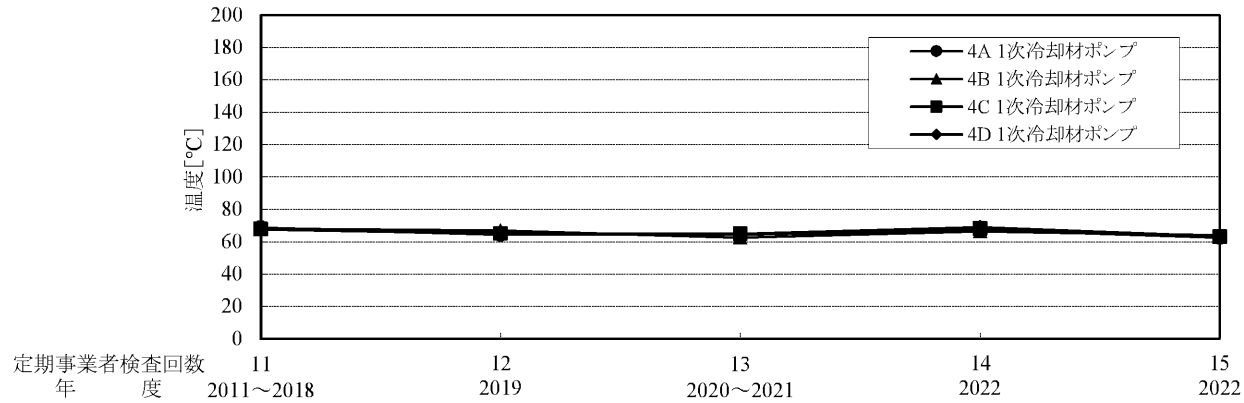


2.2.1-156

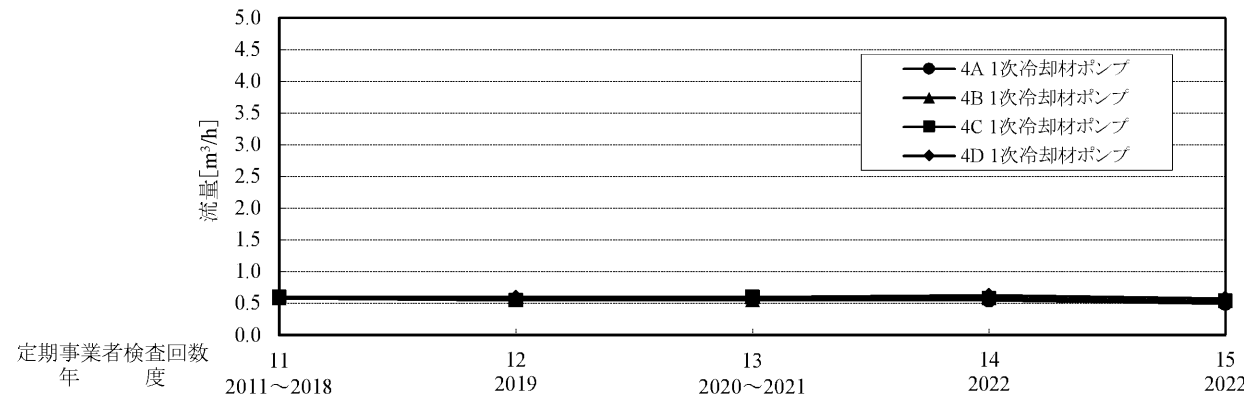
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(18/23)

検査名:総合負荷性能検査(4/5)

【 1次冷却材ポンプ封水出口温度 】



【 1次冷却材ポンプ封水戻り流量 】



判定基準

1次冷却材ポンプ封水出口温度
< 88°C

1次冷却材ポンプ封水戻り流量
< 1.4m³/h 、 > 0.23m³/h

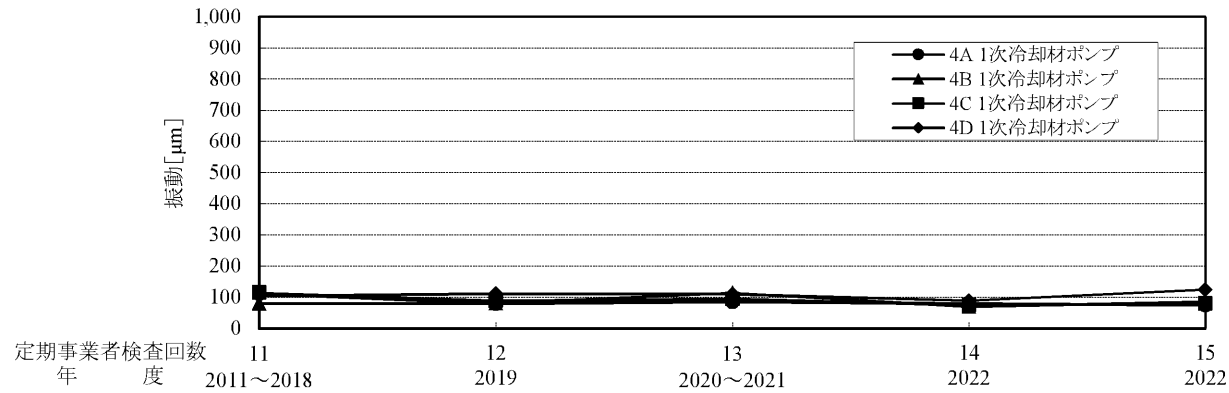
< 評価 >

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

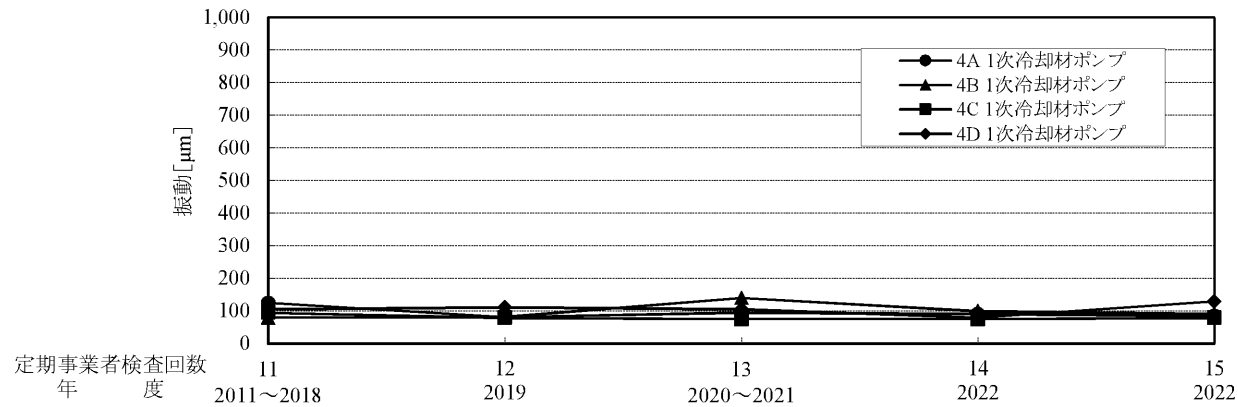
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(19/23)

検査名:総合負荷性能検査(5/5)

【 1次冷却材ポンプ軸振動(X方向) 】



【 1次冷却材ポンプ軸振動(Y方向) 】



判定基準

1次冷却材ポンプ軸振動
< 381μm

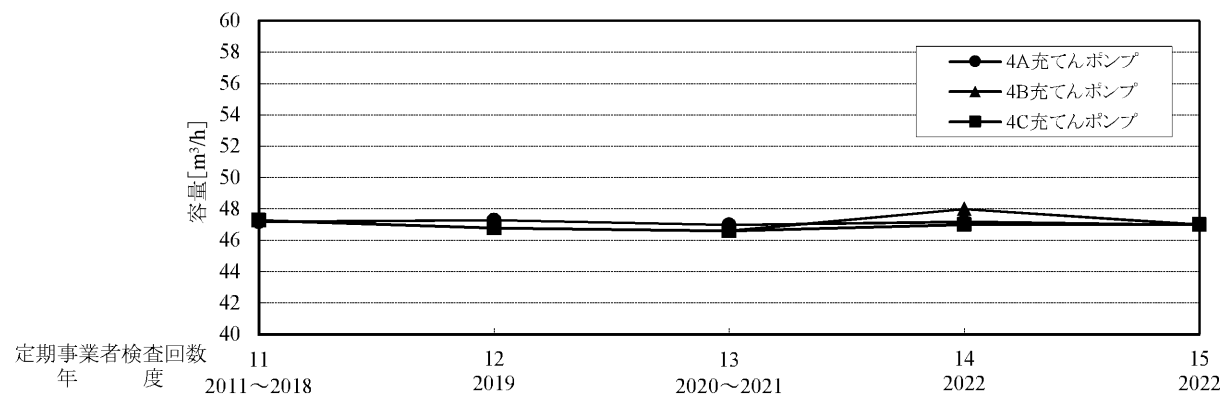
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

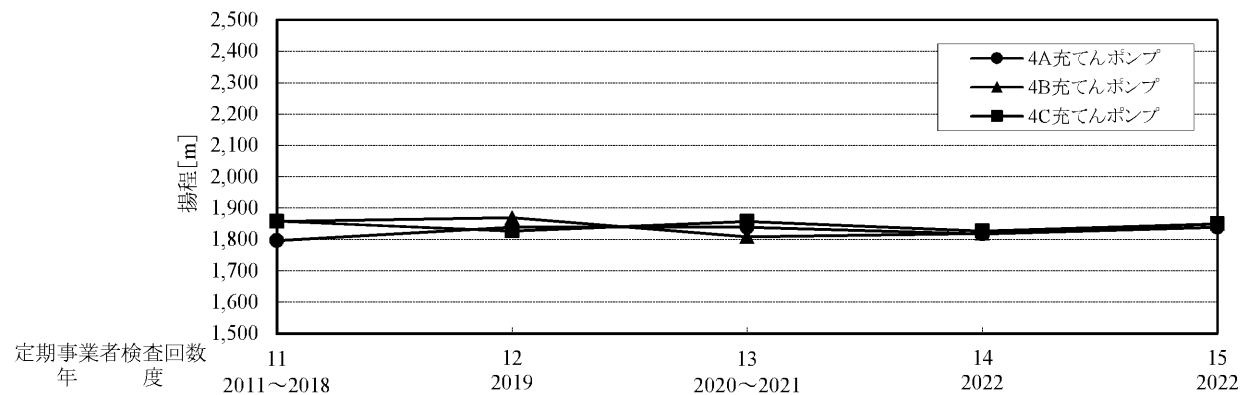
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(20/23)

検査名: 充てんポンプ冷却材補給系機能検査 (1/1)

【 充てんポンプ 容量 】



【 充てんポンプ 揚程 】



判定基準

容量 $\geq 45.4\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 1,770\text{m}$

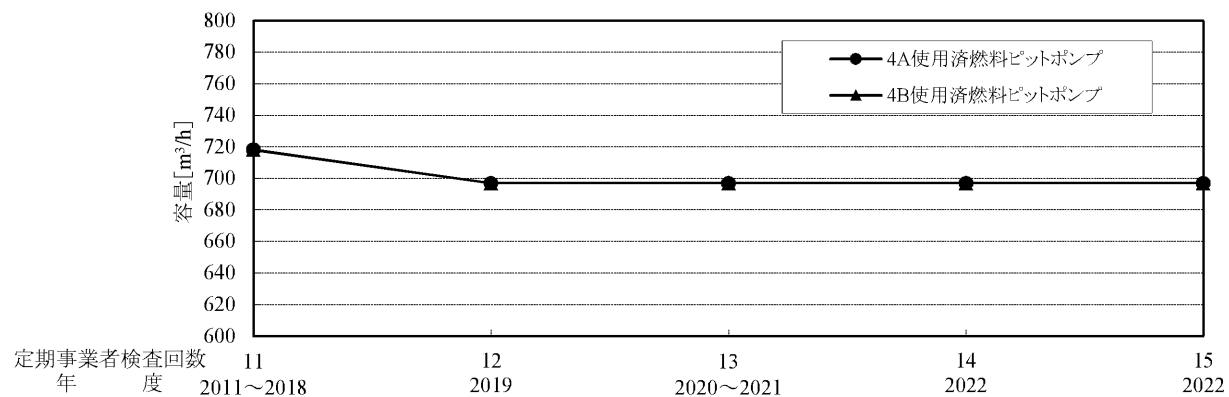
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

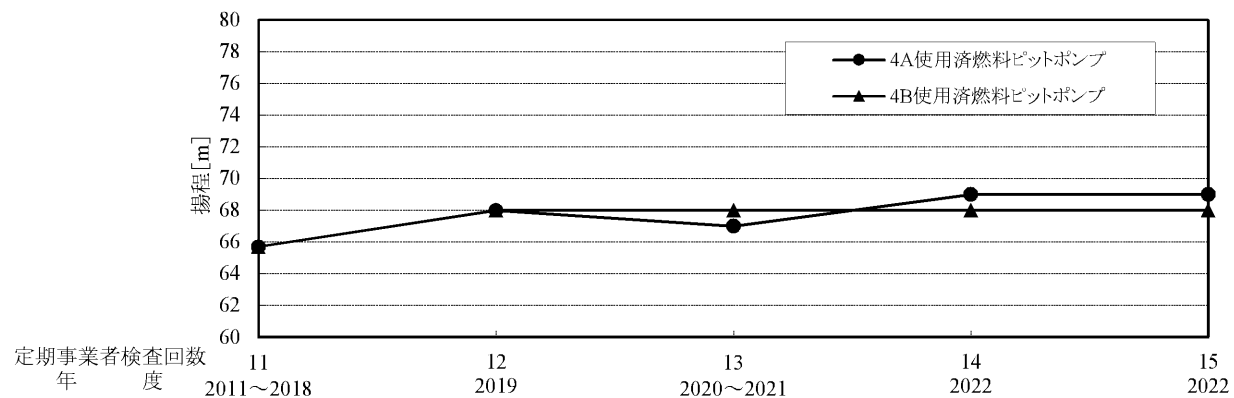
第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(21/23)

検査名:使用済燃料貯蔵槽冷却浄化系機能検査(1/1)

【 使用済燃料ピットポンプ 容量 】



【 使用済燃料ピットポンプ 揚程 】



判定基準

容量 $\geq 686\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 65\text{m}$

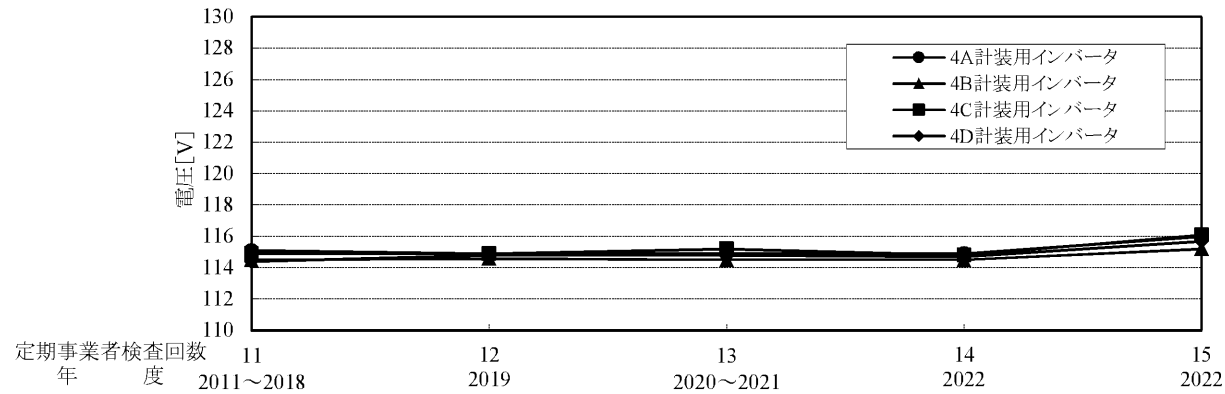
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(22/23)

検査名:インバータ機能検査(1/1)

【 計装用インバータ 出力電圧 】



判定基準

出力電圧

115.0±2.3V

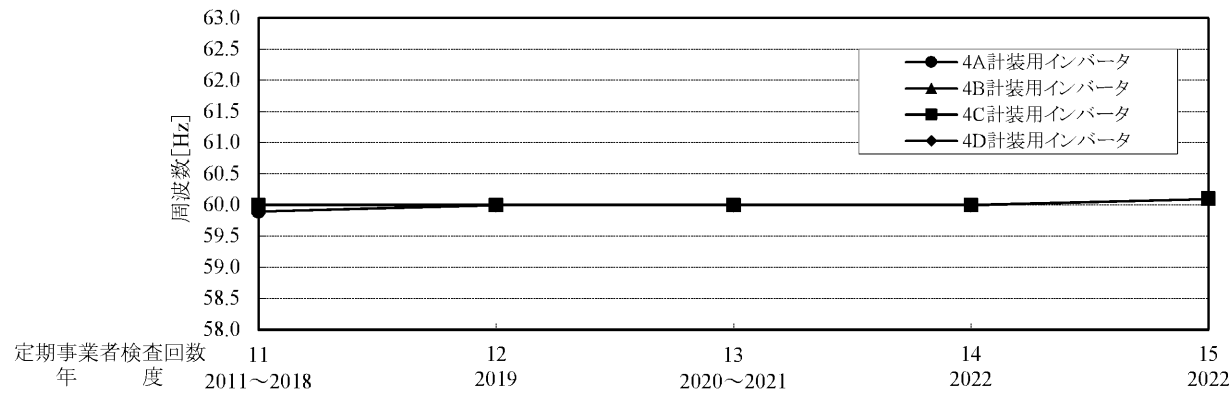
出力周波数

60.0±0.3Hz

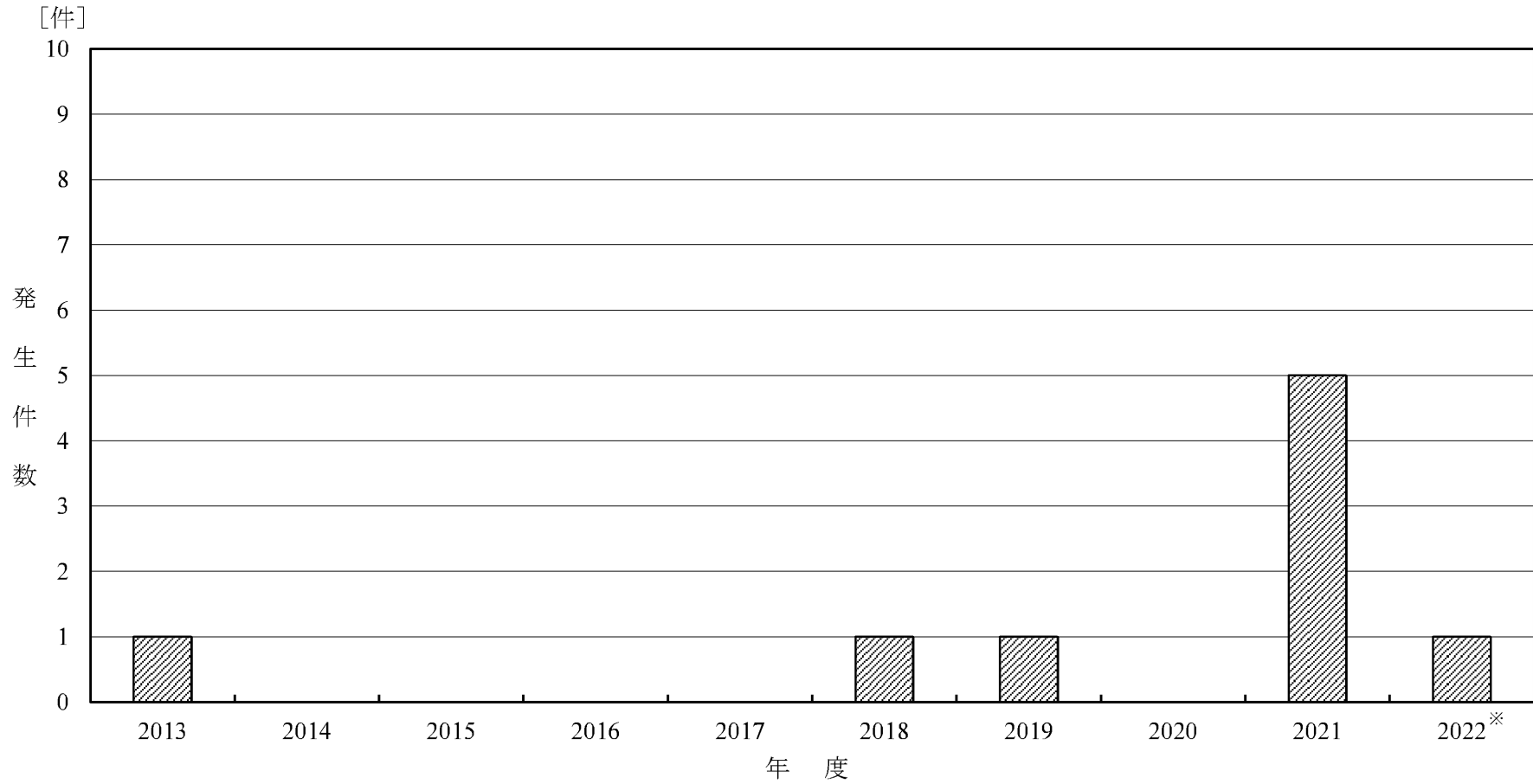
<評価>

データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

【 計装用インバータ 出力周波数 】

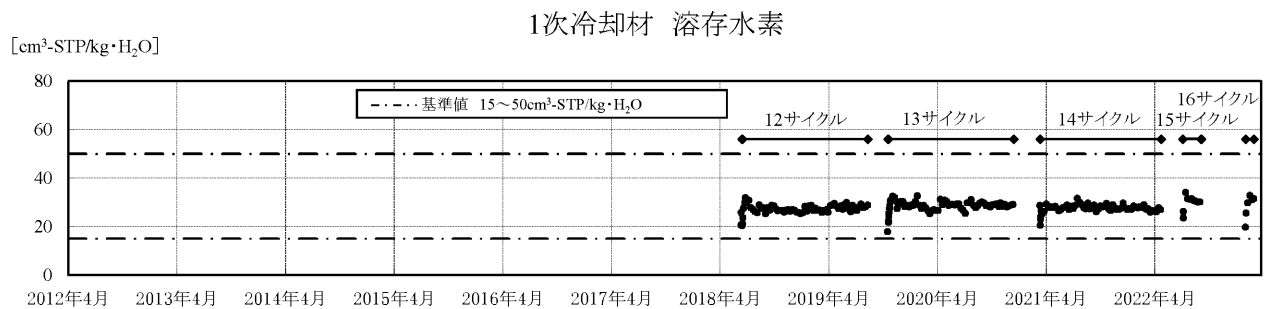
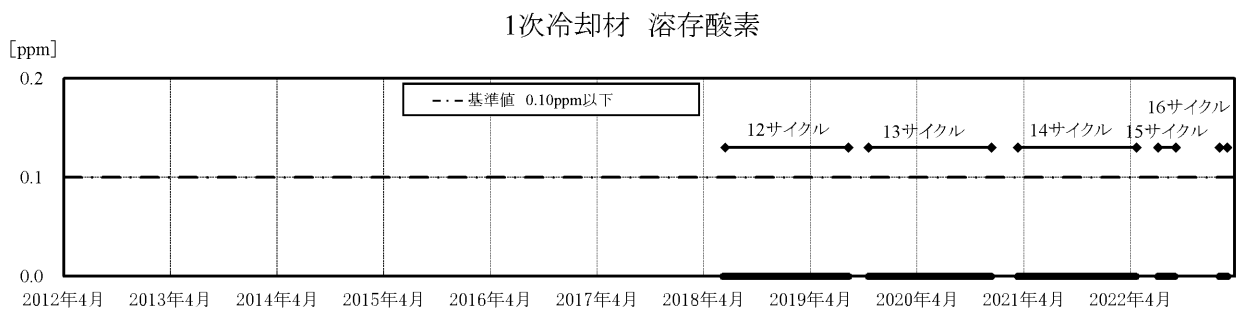
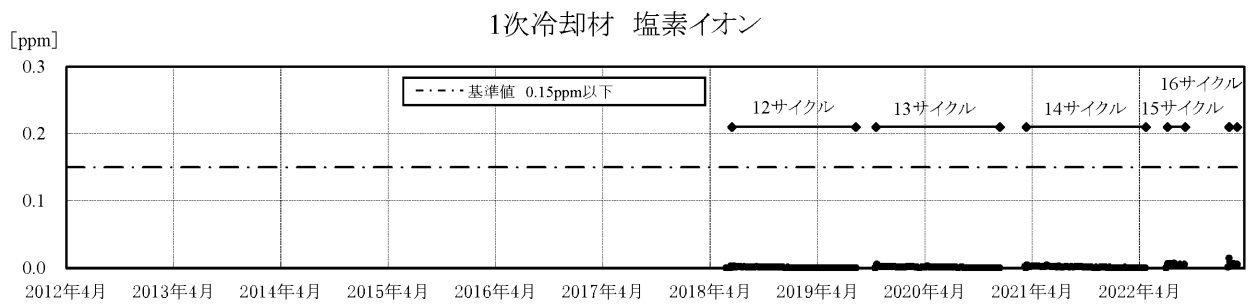
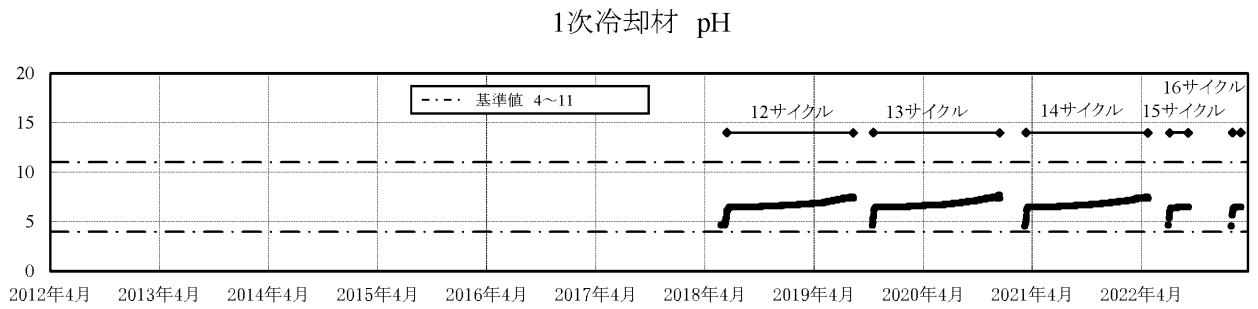
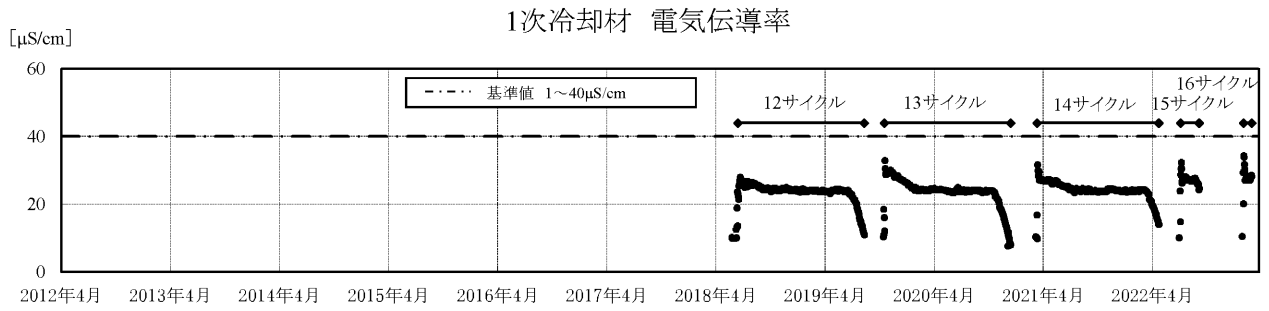


第2.2.1.3-4図 定期事業者検査測定データの確認結果(23/23)

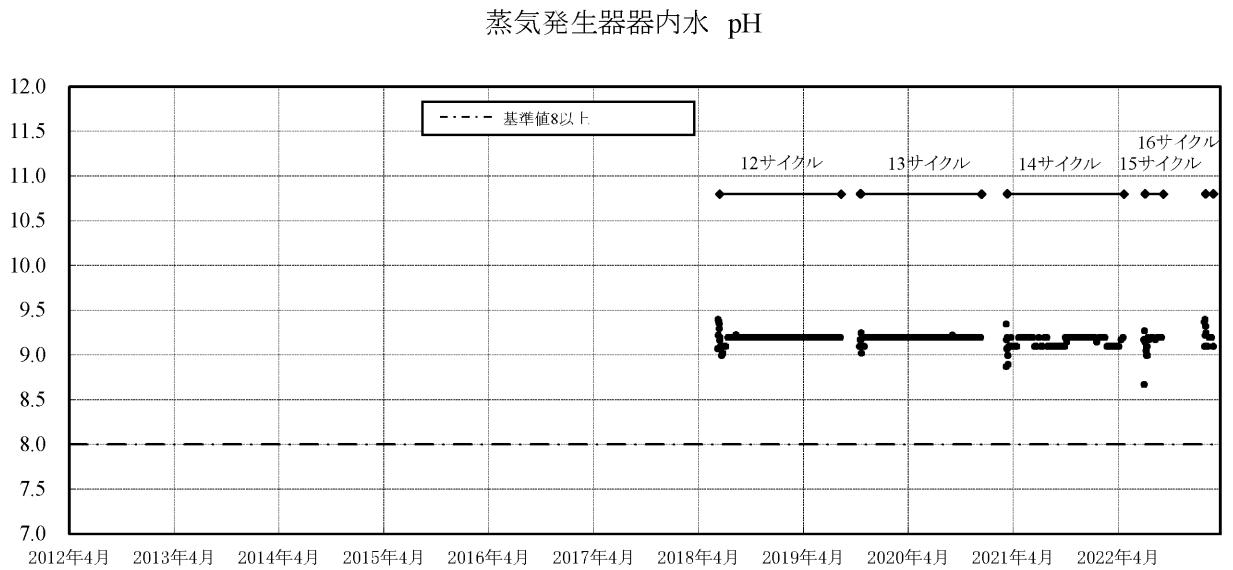
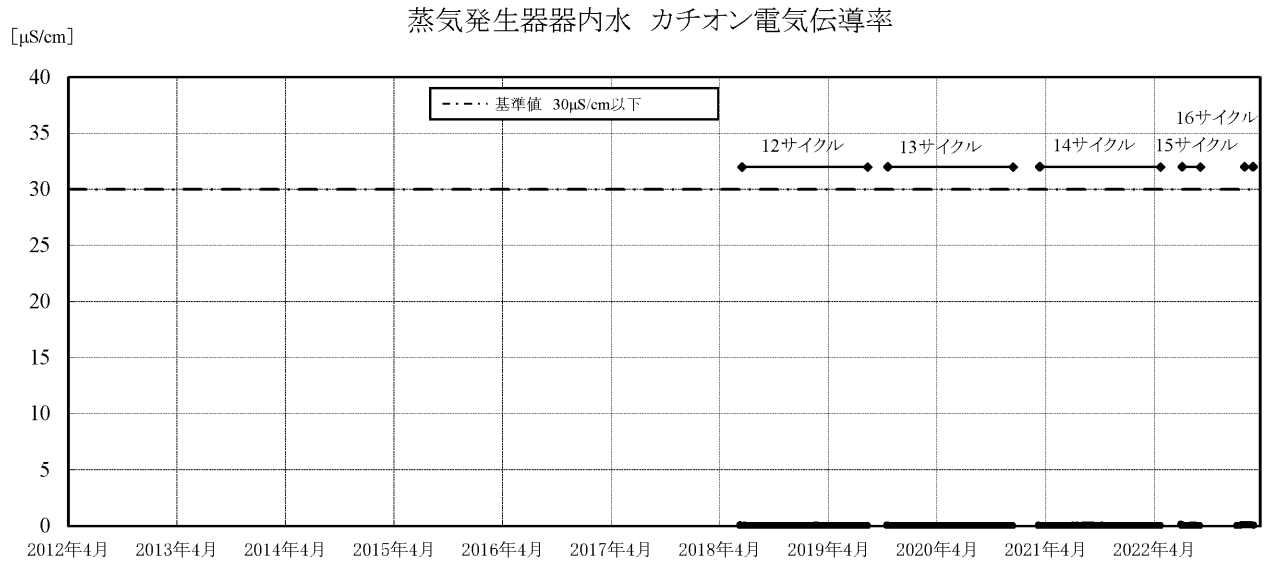


※:2022年4月1日から2023年3月8日までの実績を示す。

第2.2.1.3-5図 設備の不適合発生件数



第2.2.1.3-6図 1次冷却材の水質



第2.2.1.3-7図 蒸気発生器器内水の水質

2.2.1.4 燃料管理

(1) 目的

原子力発電所の燃料管理においては、新燃料の受入れ・貯蔵、燃料の検査・装荷・取出し、使用済燃料の貯蔵・搬出、炉心管理、水質管理、予期せぬ臨界の防止、崩壊熱除去等を適切に行い、燃料の健全性を確保することを目的としている。

(2) 燃料管理に係る仕組み及び改善状況

a. 燃料管理に係る組織・体制

(a) 燃料管理に係る組織・体制の概要

燃料管理の組織・体制については、第2.2.1.1-1図に示すとおり、技術第二課において燃料管理及び炉心管理に関する事項、安全管理第二課において水質管理に関する事項、保修第二課において燃料取替に関する事項を実施している。

また、燃料管理に係る業務は、第2.2.1.4-1図に示すとおり、確実に保安活動を実施できるように、組織及び分掌事項を明確にしている。

燃料取替に当たって、原子燃料技術グループ長は運転計画に応じた装荷パターンを決定し、取替炉心の安全性評価を行い、燃料取替計画を策定する。技術第二課長は燃料取替計画等に基づき燃料取替実施計画を立案し、保修第二課長はこれに基づき燃料取替を実施している。

新燃料及び新内挿物のメーカーにおける立会検査は、原子燃料技術グループ長が新燃料の検査を、技術第二課長が新内挿物の検査を実施している。

また、発電所に受け入れた新燃料及び新内挿物は、技術第二課長が検査を実施している。

使用済燃料の輸送については、原子燃料サイクルグループ長が策定した使用済燃料輸送計画を基に技術第二課長が使用済燃料輸送実施計画を立案し、これに基づき保修第二課長が発電所敷地内での構内輸送を実施している。

発電所で貯蔵する使用済燃料は、未臨界性を確保できるように設計された使用済燃料ピットの所定の位置に貯蔵され、技術第二課長が管理を行っている。

国内外の運転経験の反映等については、実績評価・検討を関係箇所で行うこととしており、検討結果は装荷パターンの決定、使用済燃料輸送計画及び燃料、内挿物の新設計の導入等に反映することとしている。

このように、確実に保安活動を実施できるように、燃料管理に係る組織及び分掌事項を明確にしている。

(b) 燃料管理に係る組織・体制の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組織・体制に係る主な改善活動はなかった。

b. 燃料管理に係る社内マニュアル

(a) 燃料管理に係る社内マニュアルの概要

燃料管理については、燃料集合体の健全性を確保するため、燃料管理に係る要求事項や手順等について社内マニュアルに定め、以下に示す活動を実施している。(第2.2.1.4-1図参照)

イ 新燃料の受入れ及び貯蔵

発電所で使用する新燃料は、当社の要求どおり燃料が製造されているかを確認するために、メーカーにおいて加工工程ごとに当社社員による立会検査を行っている。

新燃料の構内輸送に当たっては、保安、特定核燃料物質の防護及び災害防止のため、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」(以下「事業所外運搬規則」という。)に定められた技術上の基準に適合した新燃料輸送容器に収納し、法令等に基づき適切な輸

送管理を行っている。

新燃料は、未臨界性を確保できるように設計された新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットの所定の位置に貯蔵している。

貯蔵に当たっては、定期的に巡視点検を行い、燃料が所定のラックに貯蔵されていることなど、目視により燃料の貯蔵状態に異常がないことを確認している。

新燃料の受入れ及び貯蔵に係る取扱いにおいては、燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、新燃料取扱工具及び使用済燃料取扱工具のうち、必要な燃料取扱設備及び取扱工具を使用して燃料を損傷させないように適切に行っている。

ロ 燃料の検査及び装荷

燃料を原子炉へ装荷するに当たって、新燃料については目視又は水中テレビカメラ装置により、原子炉に再装荷する燃料(照射燃料)については水中テレビカメラ装置により、外観検査を行い、異常のないことを確認している。

また、原子炉から取り出したすべての燃料についても外観検査を行っている。

原子炉への燃料装荷に際しては、事前に使用済燃料ピット内で内挿物の入替えを行い、燃料と内挿物の組合せが正しいことを水中テレビカメラ装置により確認している。また、あらかじめ定めた燃料装荷手順に従って、燃料1体を装荷するごとに炉心の中性子束の測定を行い、未臨界性が確保されていることを確認しながら装荷している。

全燃料装荷終了後には所定の燃料配置に装荷されていることを水中テレビカメラ装置により確認している。

燃料の検査及び装荷は、燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置、燃料取替クレーン、新燃料取扱工具及び使用済燃料取扱工具のうち、必要な燃料取扱設備及び取扱工具を使用して燃料を損傷させないように適切に行っている。

また、燃料の取扱い中は燃料損傷の要因となる異物混入の防止措置として、作業管理区域の設定、物品持込み制限を行っている。

なお、燃料取替計画の策定に当たっては、妥当性を確認した計算コードを用いた取替炉心の安全性評価を行うとともに、使用済燃料発生量を低減するため、燃料取替体数が少なくなるような配置の検討を行っている。

ハ 炉心管理

炉心管理においては熱的制限値及び核的制限値を定め、以下のとおり管理を行っている。

(イ) 最小限界熱流束比(最小DNB比)

燃料棒の健全性を維持するための熱的制限条件の1つは、核沸騰状態から膜沸騰状態への遷移(以下「DNB」という。)に対する制限である。

限界熱流束(以下「DNB熱流束」という。)は、沸騰熱伝達の過程において、DNBにより、燃料被覆管から1次冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆管温度が急上昇し始める熱流束によって定義される。

実際の熱流束がこのDNB熱流束より高くなると、沸騰は膜沸騰状態となり、燃料被覆管の焼損を起こす場合があるため、熱水力設計では熱流束をDNB熱流束以下に抑えることを設計基準としている。

DNB熱流束は、試験結果から経験的に求められたDNB相関式を用いて予測している。

DNB比は、DNB熱流束と実際の熱流束との比(DNB熱流束/実際の熱流束)で定義される。

最小DNB比は、炉心内で最も熱的に厳しい燃料棒において、95%の信頼度でかつ95%の確率でDNBを起こさないことを設計基準とし、運転上の制限は1.17以上(炉心圧力が9.81MPa[abs]未満に低下する運転時の異常な過渡変件事象の場合は1.30以上)と設定している。

運転開始後においては、毎日運転パラメータを監視するとともに、1か月に1回、炉内出力分布測定を行い、最小DNB比及びDNB比評価に使用されている核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ が運転上の制限を満足していることを確認している。

(ロ) 最大線出力密度及び熱流束熱水路係数

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心温度をペレットの熔融点未満に抑え、ペレットの体積増加による被覆管への過大応力を防止することを設計基準としている。

また、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の判断基準のひとつである燃料被覆管最高温度を満足させるため、炉心高さに対する温度を考慮した設計を行っている。

このため、燃料棒の単位長さ当たりの発生出力(線出力密度[kW/m])の炉内最大値である最大線出力密度及び熱流束熱水路係数($F_Q(Z)$: Zは炉心の高さを示す。)により制限を設けている。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料の健全性を確保するため、定格出力運転中の最大線出力密度の制限値は

43.1kW/m以下とし、 $F_Q(Z)$ の制限は $2.32/P \times K(Z)$ 以下（Pは原子炉熱出力の定格に対する割合、K(Z)は炉心の高さZに依存する F_Q 制限係数を示す。）としている。

このように定めている制限に対して、運転中においては、1か月に1回、炉内出力分布測定を行い、最大線出力密度及び熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$ が制限を超えていないことを確認しており、また、出力運転中を通じて炉内軸方向出力分布の偏りを一定範囲内に制御する運転方法であるアキシヤルオフセット一定制御（CAOC）運転を実施することによっても遵守している。

さらに、水平方向出力分布についても偏りが一定範囲内であることを1/4炉心出力偏差の監視及び炉内出力分布測定により確認している。

（ハ）原子炉停止余裕

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、炉心を十分な未臨界状態に保つために、炉心の停止能力について十分な余裕を確保することで、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜き位置のまま挿入されない状態であっても、炉心を高温停止状態で臨界未満にできること（停止余裕を $1.6\% \Delta k/k$ 以上）としている。

なお、設計計算では、余裕を見込んで、全制御棒クラスタの反応度値を10%差し引いた値を使用している。

各運転サイクル（あらかじめ計画された原子炉の起動から停止までの期間）の炉心設計においては、燃料装荷パターンの検討を行い、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜き位置のまま挿入されないときの高温状態での停止余裕が、サイクルを通じて $1.6\% \Delta k/k$ 以上であることを解析により確認している。

また、サイクル初期に実施する定期事業者検査において、最大反応度価値を有する制御棒クラス1本が全引抜き位置のまま挿入されない状態でも高温状態での停止余裕が $1.6\% \Delta k/k$ 以上であることを確認している。

通常運転中には、制御棒挿入限界の遵守によって、原子炉停止余裕を確保している。

(二) 減速材温度係数

原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため、炉心は固有の出力抑制特性を有することとしている。これに対し、各運転サイクルの炉心設計において、高温出力運転状態で減速材温度係数が負であることを解析により確認している。

また、サイクル初期に実施する定期事業者検査において、減速材温度係数が負であることを確認している。

(ホ) 臨界ボロン濃度

炉心設計の妥当性を確認するため、サイクル初期に実施する定期事業者検査で臨界ボロン濃度の測定値と予測値との差を確認している。

通常運転中においては1か月に1回、臨界ボロン濃度の測定値が運転上の制限値内であることを確認している。

(ヘ) 燃料集合体最高燃焼度

炉心設計時には、サイクル末期における燃料集合体最高燃焼度が燃料設計最高燃焼度(48,000MWd/t)を超えないこととしている。

運転開始後においては1か月に1回、炉内出力分布測定を基に行う

燃焼度追跡により、燃料設計最高燃焼度を超えていないことを確認している。

ニ 燃料の取出し

燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、原子炉より取り出し、使用済燃料ピットへ移送している。また、燃料の取扱い中は燃料損傷の要因となる異物混入の防止措置として、作業管理区域の設定、物品持込みの制限を行っている。

ホ 使用済燃料の貯蔵及び輸送

使用済燃料(一時保管燃料を含む。)は、原子炉から取り出した後、使用済燃料ピットクレーン等を使用し、未臨界性を確保できるように設計された使用済燃料ピットの所定の位置に貯蔵している。

貯蔵に当たっては、定期的に巡視点検を行い、燃料が所定の使用済燃料ラックに貯蔵されていることなど、目視により燃料の貯蔵状態に異常がないことを確認している。

使用済燃料の構外輸送に当たっては、保安、特定核燃料物質の防護及び災害防止のため、「事業所外運搬規則」に定められた技術上の基準に適合した使用済燃料輸送容器に収納し、「危険物船舶運送及び貯蔵規則」等に基づき適切な輸送管理を行っている。

ヘ 1次冷却材の水質管理

燃料の健全性確保のため、1次冷却材の電気伝導率、pH、塩素イオン濃度等の水質を基準値内に維持する。燃料被覆管の健全性を確認するため、1次冷却材中のよう素131濃度等を監視している。

(b) 燃料管理に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

イ 軸方向中性子束出力偏差測定頻度の運用の明確化

軸方向中性子束出力偏差(ΔI)の測定頻度については、社内マニュアルにより出力分布測定時に併せて実施することとしていたが、必要な際に柔軟に測定を行い、適切に炉心管理することを目的として、その他技術第二課長が必要と判断した際にも行うことを明確化した社内マニュアルの改正を実施した。

この結果、更なる記載の充実が図られた。

c. 燃料管理に係る教育・訓練

(a) 燃料管理に係る教育・訓練の概要

燃料管理の教育・訓練に係る活動については、燃料の取替業務に係る要員、運転員及び技術系所員を対象として、燃料の臨界管理、検査、取替、運搬及び貯蔵に関することについて教育を実施している。

燃料取替に関する業務の補助を行う請負会社従業員に対しても、燃料管理、法令等の遵守、放射線管理、非常時の措置等に関する教育を実施している。

また、技術第二課燃料係員に対しては、燃料、内挿物、炉心管理等の定常業務に関する実務習得のため、職場内教育を適宜実施している。

(b) 燃料管理に係る教育・訓練の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教

育・訓練に係る主な改善活動はなかった。

(3) 燃料管理に係る設備改善状況

a. 燃料体の概要

使用している燃料は、17行17列型(17×17タイプ)であり、A型燃料(三菱原子燃料(株)製)(第2.2.1.4-2図参照)及びB型燃料(原子燃料工業(株)製)(第2.2.1.4-3図参照)の2種類である。

b. 燃料体の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果から抽出された設備改善のうち、燃料体に係るものはなかった。

c. 燃料の取扱い及び貯蔵に関する設備の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果から抽出された設備改善のうち、燃料の取扱い及び貯蔵に関する設備に係るものはなかった。

(4) 燃料管理に係る実績指標

a. 1次冷却材中のよう素131濃度

1次冷却材中のよう素の発生源は、被覆管やグリッド等の炉心内構造物中に含まれる不純物ウランの核分裂によるものと、燃料被覆管に何らかの要因で貫通孔が生じた場合に燃料棒内から漏えいしてくるものがある。燃料被覆管に貫通孔が生じた場合には、よう素濃度が増加するため、燃料の被覆管の健全性を示す指標となる。

1次冷却材中のよう素131濃度のサイクルごとの時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.4-4図に示す。

今回の調査期間におけるよう素131濃度は、保安規定に定めている運転上の制限である $6.3 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ に対して十分低い値で推移している。

なお、以下に定める事項のいずれかに該当する場合は、燃料集合体 SHIPPING 調査(燃料集合体からの放射性物質の漏えいの有無を確認し、燃料集合体の健全性を確認する。)を行っている。

- (a) 通常運転中における1次冷却材中のよう素131濃度、よう素比 ($^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$ 線源強度比) 及びキセノン133濃度のいずれかに有意な変化がある場合
- (b) 通常運転中における1次冷却材中のよう素131濃度が管理値を超えている場合
- (c) 原子炉低温停止時における1次冷却材中のよう素131増加量が管理値を超えている場合
- (d) 負荷降下開始1時間前から1次冷却材系統大気開放に至るまでの間における1次冷却材中のよう素131濃度及びキセノン133濃度に有意な変化がある場合

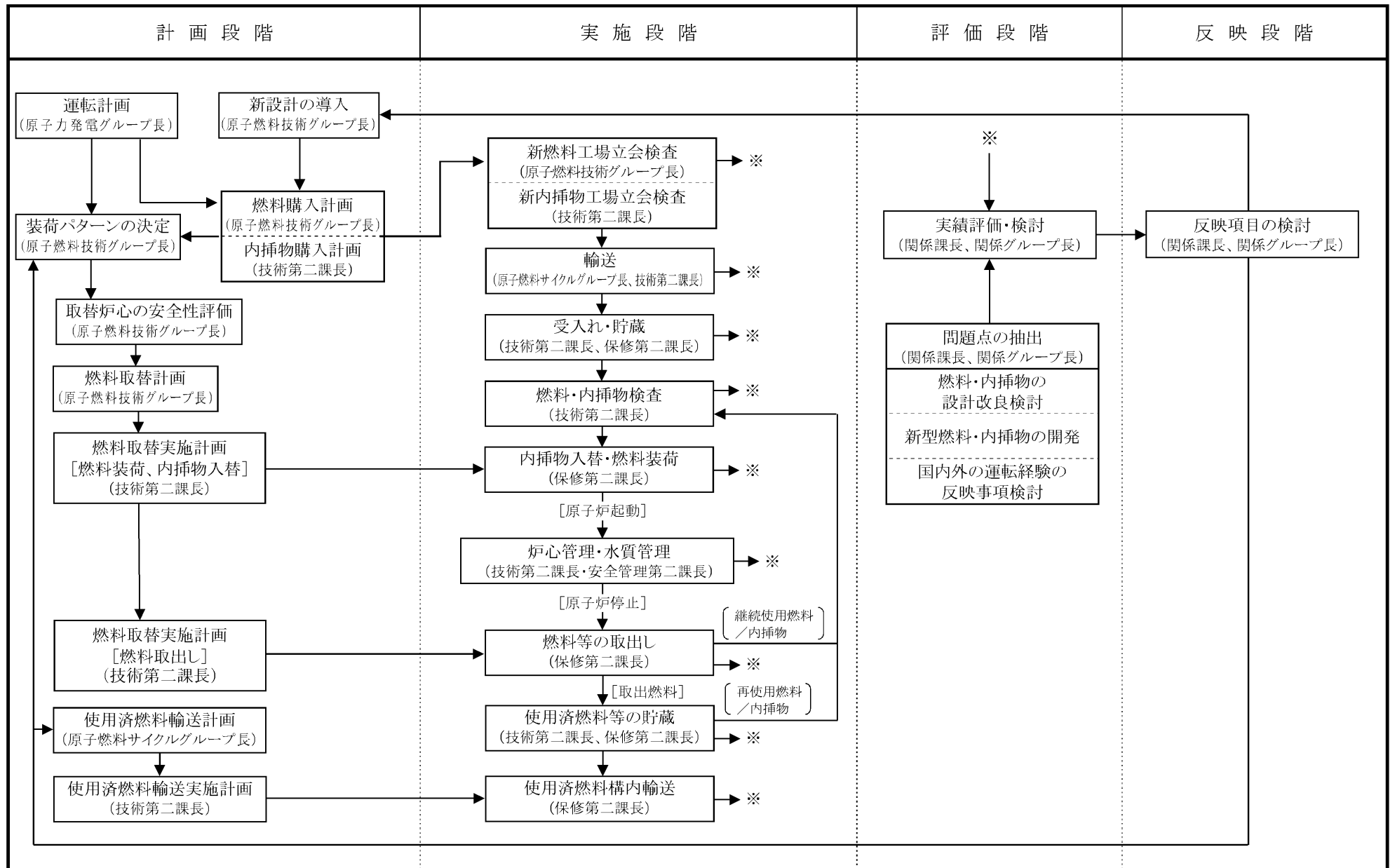
(5) 燃料管理に係る有効性評価結果

燃料管理に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、燃料管理の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

燃料管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定又は良好な状態で維持されていると判断でき、燃料管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

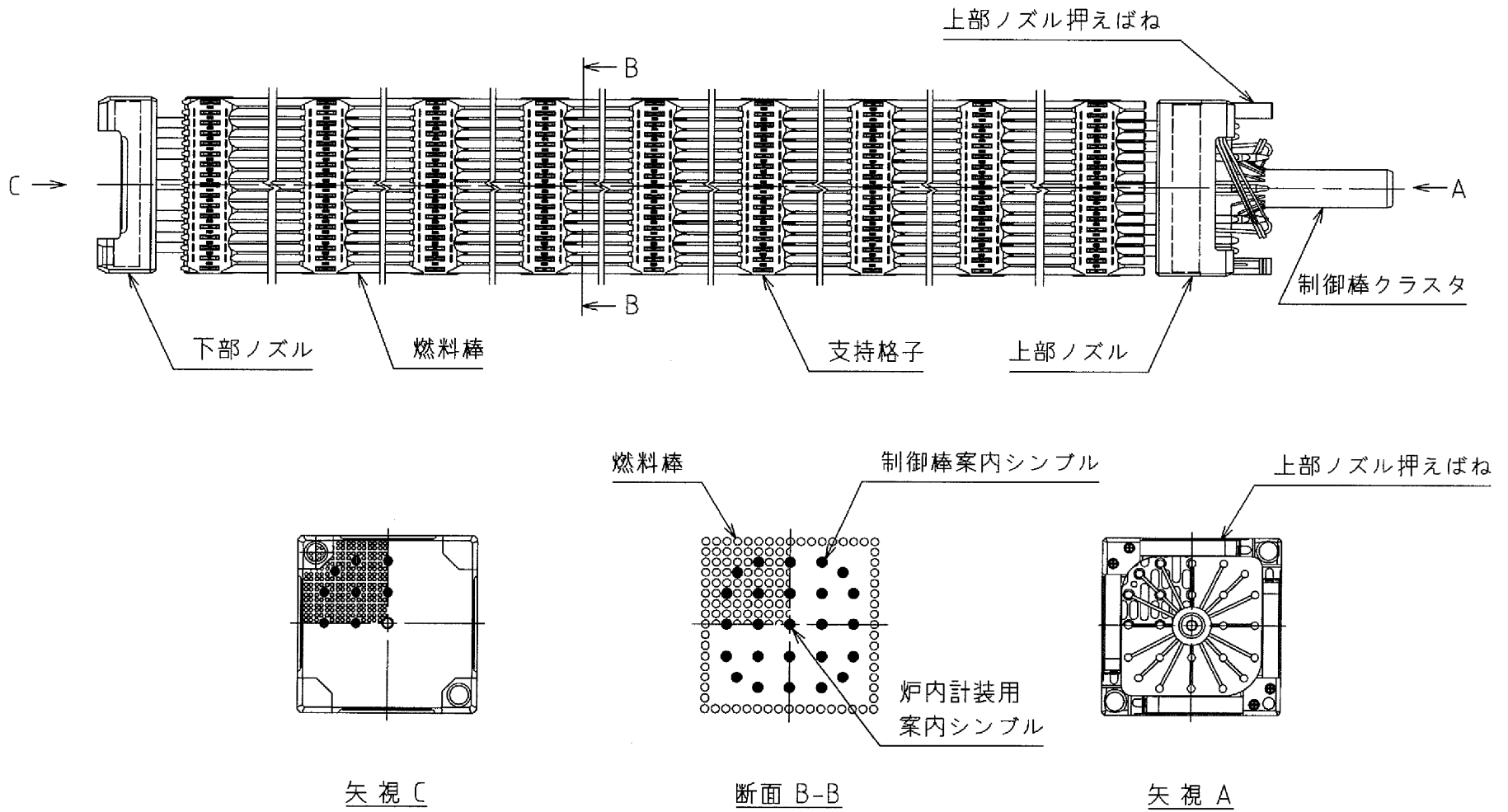
なお、改善措置活動(CAP)のプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

これらのことから、燃料管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

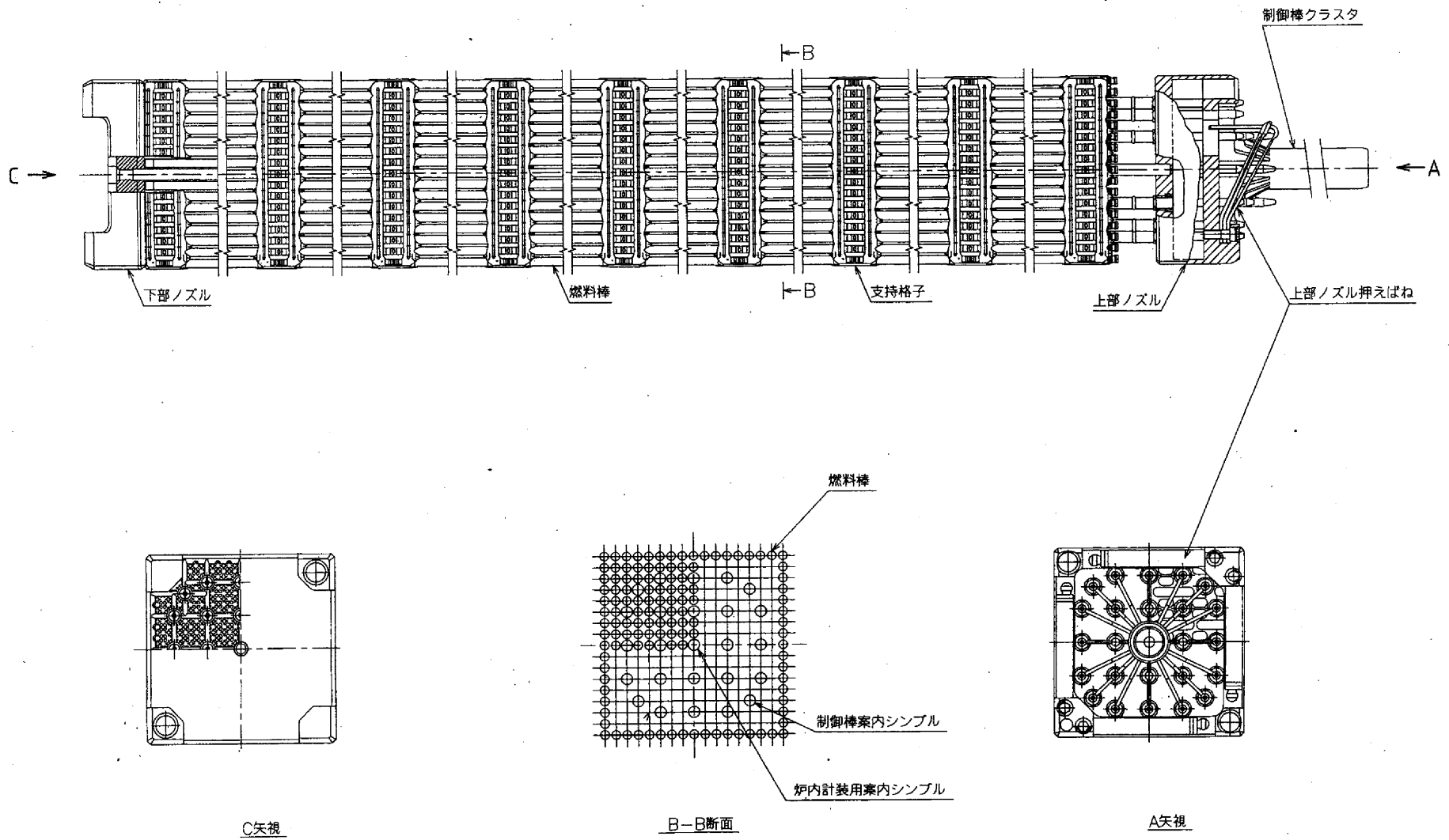


注:()内は、主管を示す。

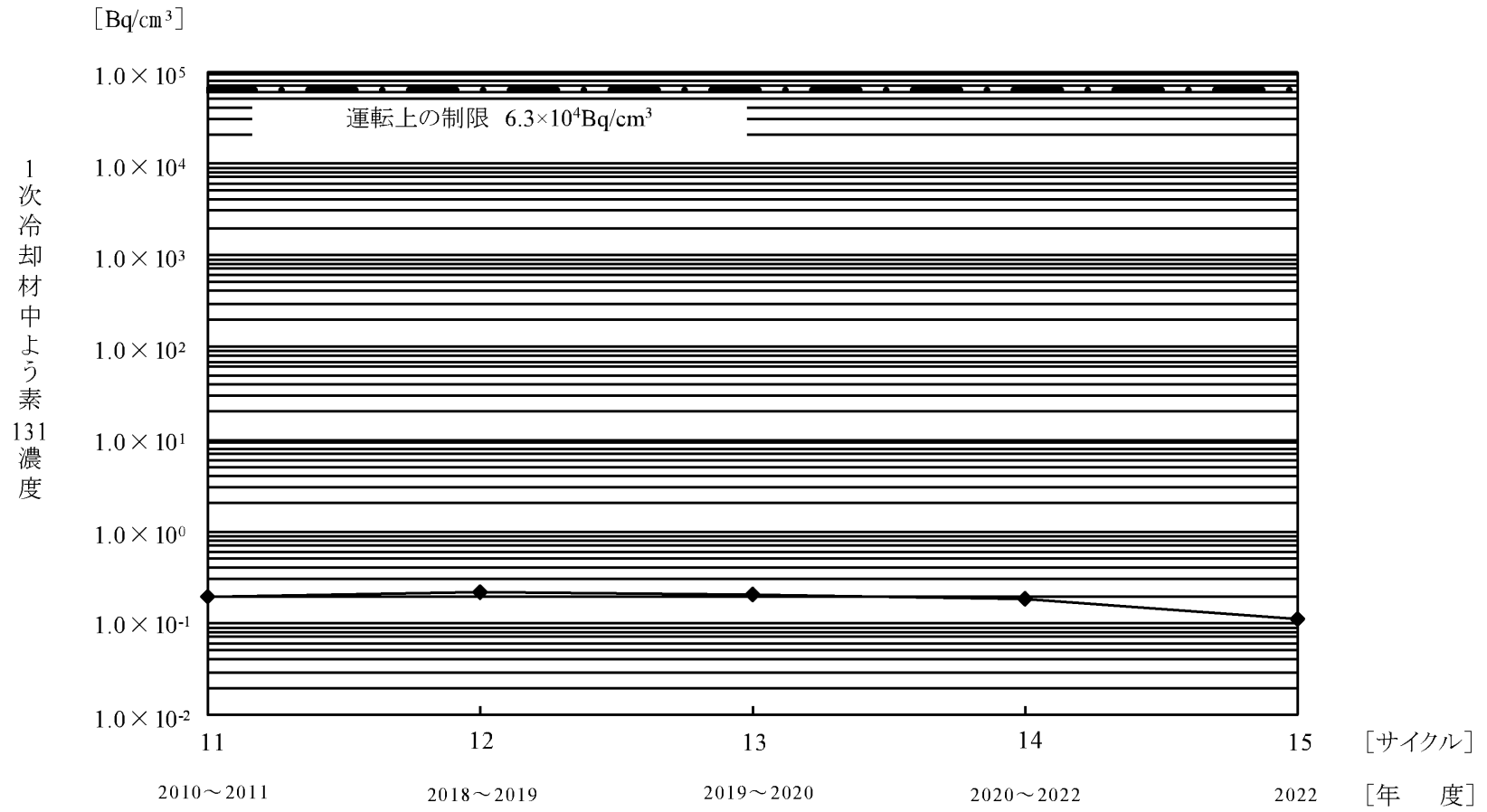
第2.2.1.4-1図 燃料に係る運用管理フロー



第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図 [ウラン燃料]



第2.2.1.4-3図 B型燃料集合体構造図 [ウラン燃料]



第2.2.1.4-4図 サイクルごとの1次冷却材中よう素¹³¹濃度(最大値)の推移

2.2.1.5 放射線管理

(1) 目的

原子力発電所の放射線管理においては、「合理的に達成可能な限り低く」というALARAの精神^{*}を踏まえ、放射線管理区域の区域管理、放射線管理区域内における線量当量率等の測定、被ばく低減対策、環境放射線モニタリング等を適切に行い、放射線業務従事者及び一般公衆の放射線防護を確実に実施することを目的としている。

※:国際放射線防護委員会(ICRP)が1977年勧告で示した放射線防護の基本的な考え方を示す概念であり、「すべての被ばくは社会的、経済的要因を考慮に入れながら合理的に達成可能な限り低く抑えるべきである」という基本精神のこと。

(2) 放射線管理に係る仕組み及び改善状況

a. 放射線管理に係る組織・体制

(a) 放射線管理に係る組織・体制の概要

放射線管理の組織・体制については、第2.2.1.1-1図に示すとおり、安全管理第二課において放射線管理に関する事項を実施している。

また、放射線管理に係る業務は、第2.2.1.5-1図に示すとおり、確実に保安活動を実施できるように、組織及び分掌事項を明確にしている。

放射線管理業務の実施に当たって、作業担当課長は、実施する作業内容や過去の作業実績を考慮し、線量の推定や被ばく低減対策の検討を行い、放射線管理作業計画を立案し、作業を実施する。安全管理第二課長は、管理区域立入許可及び個人ごとの線量管理を実施する。作業担当課長と安全管理第二課長は、作業実施中の放射線作業環境状態の確認・把握を行うとともに、作業終了後、線量の集計・評価、被ばく低減効果の評価等により放射線管理作業の実績を評価し、次回作業への反映を図る。

発電所周辺の環境放射線モニタリングについては、安全管理第二課長が佐賀県と協議の上、年度ごとに策定する「玄海原子力発電所環境放射線モニタリング計画」に基づき空気吸収線量率等の測定や環境試料の採取及び測定を行い、測定結果の評価を実施している。

このように、確実に保安活動を実施できるように、放射線管理に係る組織及び分掌事項を明確にしている。

(b) 放射線管理に係る組織・体制の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組織・体制に係る主な改善活動はなかった。

b. 放射線管理に係る社内マニュアル

(a) 放射線管理に係る社内マニュアルの概要

放射線管理については、放射線業務従事者及び一般公衆の放射線防護を確実に実施するため、放射線管理に係る要求事項や業務手順等について社内マニュアルに定め、以下に示す活動を実施している。

なお、社内マニュアルは、関係法令の改正や運用の変更時等には、適宜改正を行い、放射線管理の厳正化を図っている。

イ 個人線量管理

個人線量管理においては、国際放射線防護委員会(ICRP)1990年勧告を取り入れた2001年4月の関係法令(実用炉規則等)の改正に伴い、線量限度等が変更されたことにより、2001年度からは、従来の年度単位での線量管理に加え、5年間で1単位とした管理を追加し、線量限度を守るための適正な管理を行っている。

また、個人線量管理は、放射線管理システムにより線量集計・評価を行っており、個人線量計であるガラスバッジにより、月ごとの評価を行うとともに、警報付ポケット線量計(APD)を併用し、立入りごとの管理を行うことで線量限度を超えないように努めている。

ロ 環境放射線モニタリング

環境放射線モニタリングについては、発電所周辺の環境の保全と住民の健康を守るため、環境における原子力発電所に起因する放射線による公衆の線量が、年線量限度(1mSv/年)を十分下回っていることを確認するために、佐賀県と協議の上、年度ごとに策定する「玄海原子力発電所環境放射線モニタリング計画」に基づき環境放射線モニタリングを実施し

ている。

(b) 放射線管理に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

イ 簡易チェン징ングエリア設置・運用手順書の新規追加

炉心損傷の事象進展が著しく早い場合におけるチェン징ングエリア設置前の汚染の持ち込み防止の観点から、より充実した対応ができるように、炉心損傷に至る前の中央制御室等への簡易チェン징ングエリアの設置・運用について整理を行い、2022年12月に手順書を定めた。

この結果、更なる汚染の持ち込み防止が図られた。

c. 放射線管理に係る教育・訓練

(a) 放射線管理に係る教育・訓練の概要

放射線管理の教育・訓練に係る活動については、放射線業務従事者に指定する際は、放射線管理に関すること、関係法令及び保安規定の遵守に関することなどの教育を実施している。

また、安全管理第二課放射線管理員は、放射線業務従事者に対し放射線測定器の取扱い、管理区域への出入り管理等、区域管理に関することなどの教育を定期的に行うとともに、業務遂行上必要な力量・知識・技能を習得するために教育・訓練を実施している。

さらに、放射線業務従事者のうち「放射性同位元素等の規制に関する法律」に基づく放射線業務従事者に対し、放射性同位元素取扱教育を行っている。

(b) 放射線管理に係る教育・訓練の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教育・訓練に係る主な改善活動はなかった。

(3) 放射線管理に係る設備改善状況

a. 放射線管理に係る設備の概要

管理区域内の放射線環境については、第2.2.1.5-2図に示すとおり、エリアモニタによる線量当量率の測定、作業場所でのデジタル式線量当量率表示の実施、ガスモニタ・ダストサンプラによる空気中の放射性物質濃度の連続サンプリング等により、常に監視を実施している。

また、線量低減対策については、他プラントでの取組み状況を参考にし、定期事業者検査作業請負会社と協力して低減対策を検討するとともに、低減効果の大小に関わらず積極的に対策を講じてきた。

例えば、配管工事においては、通常定期事業者検査作業で行われる被ばく低減対策に加えて、それぞれの作業現場にあわせた仮設遮蔽の設置により放射線業務従事者が受ける線量を低減する努力を行っている。

これは、「合理的に達成可能な限り低く」というALARAの精神を踏まえ対応してきたものである。

b. 放射線管理に係る設備の改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された設備の改善状況を以下に示す。

(a) 蛍光ガラス線量計評価システムの導入

蛍光ガラス線量計の測定結果を自動で評価するシステムが構築されたことから、今後の業務を円滑かつ確実に遂行するため、2023年3月に蛍光ガラス線量計の評価システムを導入した。

この結果、線量当量測定に係る業務の確実性及び効率化が図られた。

(4) 放射線管理に係る実績指標

a. 定期事業者検査中の作業被ばく線量

定期事業者検査中の作業被ばく線量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.5-3図に示す。

改良工事等分の線量については、定期事業者検査ごとに作業内容・作業量が異なるため変動がある。

また、改良工事等分を除く通常定期事業者検査作業分の線量は、2011年度から2018年度にかけて実施した第11回定期検査時においては、新規規制基準対応に伴い定期検査期間が長くなったことから、他の定期事業者検査と比べて高くなっている。

第12回施設定期検査時から第15回定期事業者検査時については、改良工事等分及び通常定期事業者検査作業分の線量は0.33～0.45人・Svで推移している。

放射線業務従事者数は、第2.2.1.5-1表に示すとおり、改良工事等の規模や定期事業者検査期間の長短による変動はあるが、2011年度から2018年度にかけて実施した第11回定期検査時については、新規規制基準対応に伴い定期検査期間が長くなったことから、6,500人程度と他の定期事業者検査の約3倍となっている。

また、放射線業務従事者が受ける平均被ばく線量は、第11回施設定期検査時から第15回定期事業者検査時については、0.18～0.41mSvで推移している。

なお、調査期間において新たな線量低減対策はなかったが、従来の線量低減対策を引き続き、確実に実施している。

b. 主要作業別の被ばく線量

主要作業別(供用期間中検査関連、弁・配管関連、蒸気発生器関連、原子炉容器関連)の被ばく線量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.5-4図に示す。

第11回定期検査は、定期検査期間延長に伴い、定期事業者検査関係作業として原子炉容器関連作業が増加したため、他の定期事業者検査と比べて被ばく線量が増加した。

第12回施設定期検査時から第15回定期事業者検査時については、0.18～0.21人・Svで推移している。

c. 定期事業者検査時に測定した主要箇所の線量当量率の推移

定期事業者検査時に測定した主要箇所の線量当量率の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.5-5図、第2.2.1.5-6図及び第2.2.1.5-7図に示す。

1次冷却材配管表面線量当量率は0.07～0.16mSv/h、蒸気発生器水室内線量当量率は10.3～23.3mSv/h、原子炉容器上部ふた表面線量当量率は1.7～2.7mSv/hで推移している。

d. 環境試料中の放射能濃度

環境試料(浮遊じん、土壌、海水、海底土)については、放射能レベル把握のため、第2.2.1.5-8図に示す地点の測定・評価を実施している。

(a) 浮遊じん

浮遊じんについては、周辺監視区域境界付近において四半期ごとに測定・評価している。

浮遊じんの放射能濃度の時間的な推移について確認した結果、第2.2.1.5-9図に示すとおり、セシウム137は、確認期間を通して検出限界値未満で安定して推移している。

(b) 土壌

土壌については、周辺監視区域境界付近において半期ごとに測定・評価している。

土壌の放射能濃度の時間的な推移について確認した結果、第2.2.1.5-10図に示すとおり、セシウム137の検出値は、5.9～11.0Bq/kg乾土で安定して推移している。

(c) 海水

海水については、放水口・取水口付近において四半期ごとに測定・評価している。

海水の放射能濃度の時間的な推移について確認した結果、第2.2.1.5-11図に示すとおり、セシウム137の検出値は、1.3～2.5mBq/ℓで安定して推移している。

(d) 海底土

海底土については、放水口・取水口付近において半期ごとに測定・評価している。

海底土の放射能濃度の時間的な推移について確認した結果、第2.2.1.5-12図に示すとおり、セシウム137は、確認期間を通して検出限界値未満で安定して推移している。

(5) 放射線管理に係る有効性評価結果

放射線管理に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、放射線管理の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

放射線管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定又は良好な状態で維持されていると判断でき、放射線管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

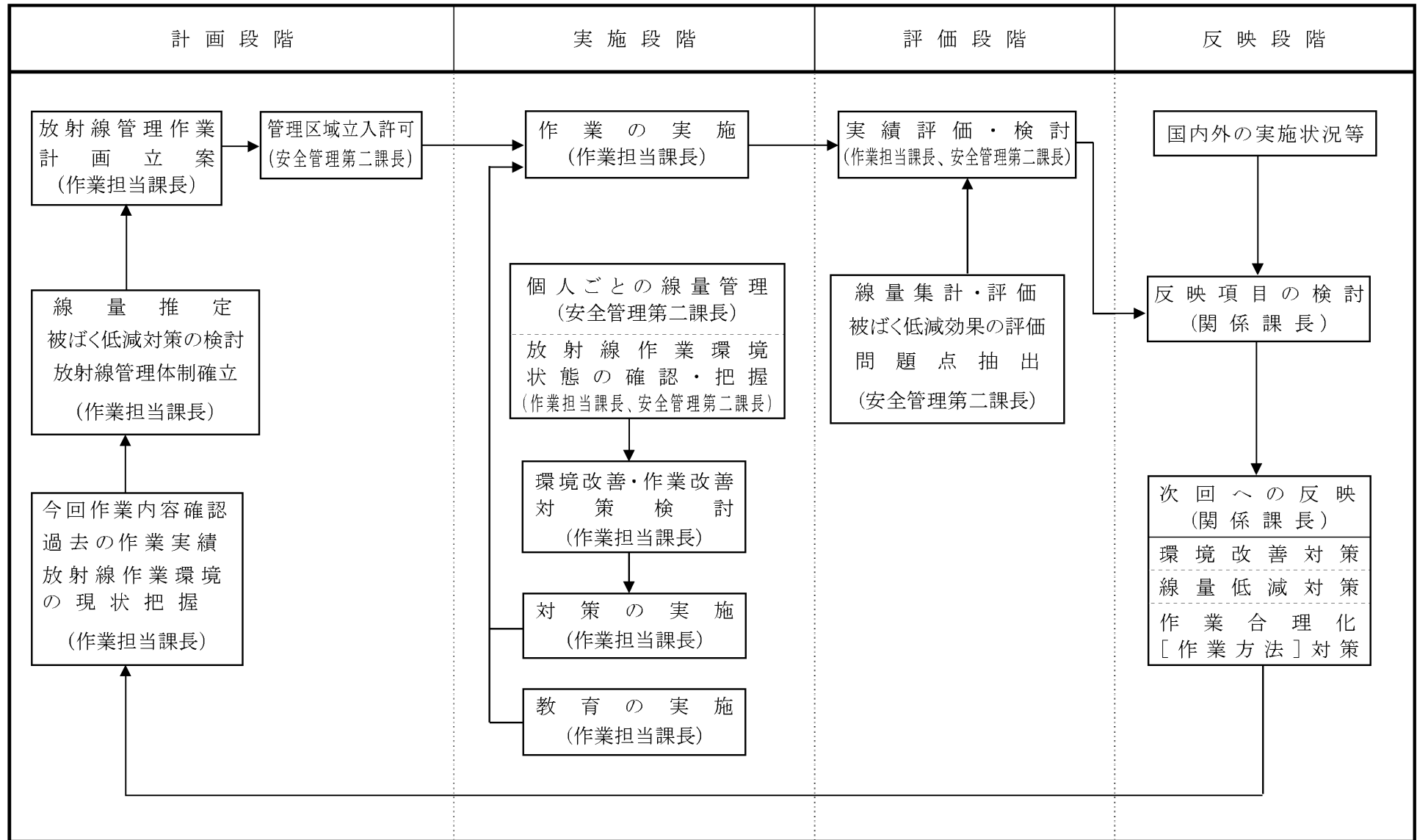
なお、改善措置活動(CAP)のプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

これらのことから、放射線管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

第2.2.1.5-1表 定期事業者検査中の被ばく線量状況

定期事業者検査回数		第11回			第12回			第13回			第14回			第15回		
定期事業者検査期間	解列～並列	2011年12月25日～2018年6月19日 (2,369日)			2019年8月16日～2019年10月24日 (70日)			2020年12月19日～2021年3月19日 (91日)			2022年4月30日～2022年7月13日 (75日)			2022年9月12日～2023年2月9日 (151日)		
	解列～定期事業者検査終了	2011年12月25日～2018年7月19日 (2,399日)			2019年8月16日～2019年11月20日 (97日)			2020年12月19日～2021年4月15日 (118日)			2022年4月30日～2022年8月9日 (102日)			2022年9月12日～2023年3月8日 (178日)		
		社員	社員以外	合計	社員	社員以外	合計	社員	社員以外	合計	社員	社員以外	合計	社員	社員以外	合計
線量	放射線業務従事者数 [人]	657	5,866	6,523	364	1,778	2,142	406	2,000	2,406	333	1,522	1,855	359	1,933	2,292
	総線量 [人・Sv]	0.06	2.61	2.66	0.01	0.41	0.42	0.02	0.44	0.45	0.01	0.32	0.33	0.01	0.44	0.45
	平均線量 [mSv]	0.09	0.44	0.41	0.04	0.23	0.20	0.04	0.22	0.19	0.04	0.21	0.18	0.03	0.23	0.20
	最大線量 [mSv]	3.34	16.75	—	2.21	4.55	—	3.13	4.91	—	1.26	3.02	—	1.24	5.05	—
線量分布 [人]	5mSv以下	657	5,778	6,435	364	1,778	2,142	406	2,000	2,406	333	1,522	1,855	359	1,932	2,291
	5mSvを超え15mSv以下	0	87	87	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1
	15mSvを超え25mSv以下	0	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	25mSvを超え50mSv以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	50mSvを超える	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

注：線量は、四捨五入した数値を記載してあるため合計値が合わないことがある。



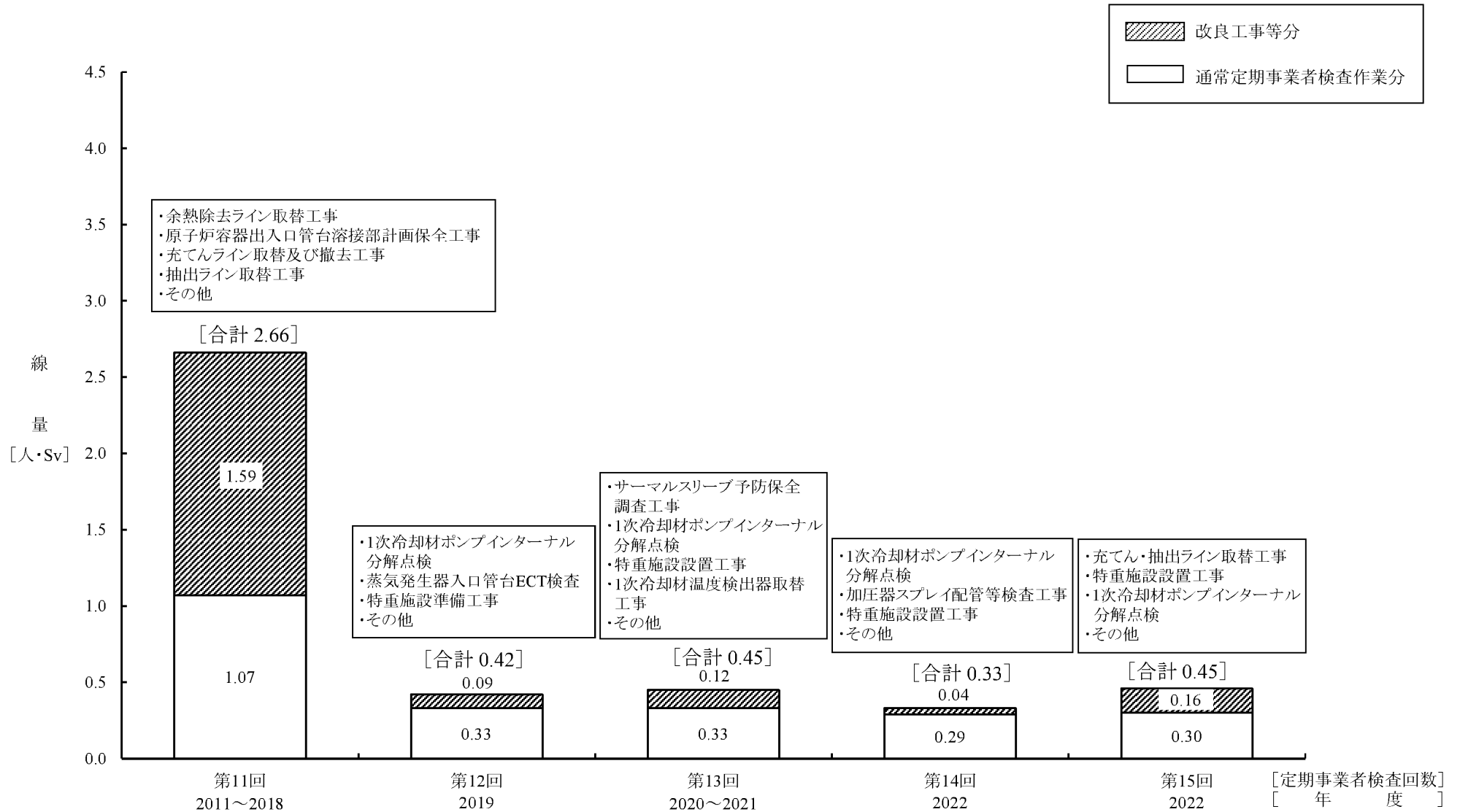
注:()内は、主管を示す。

第2.2.1.5-1図 放射線管理に係る運用管理フロー

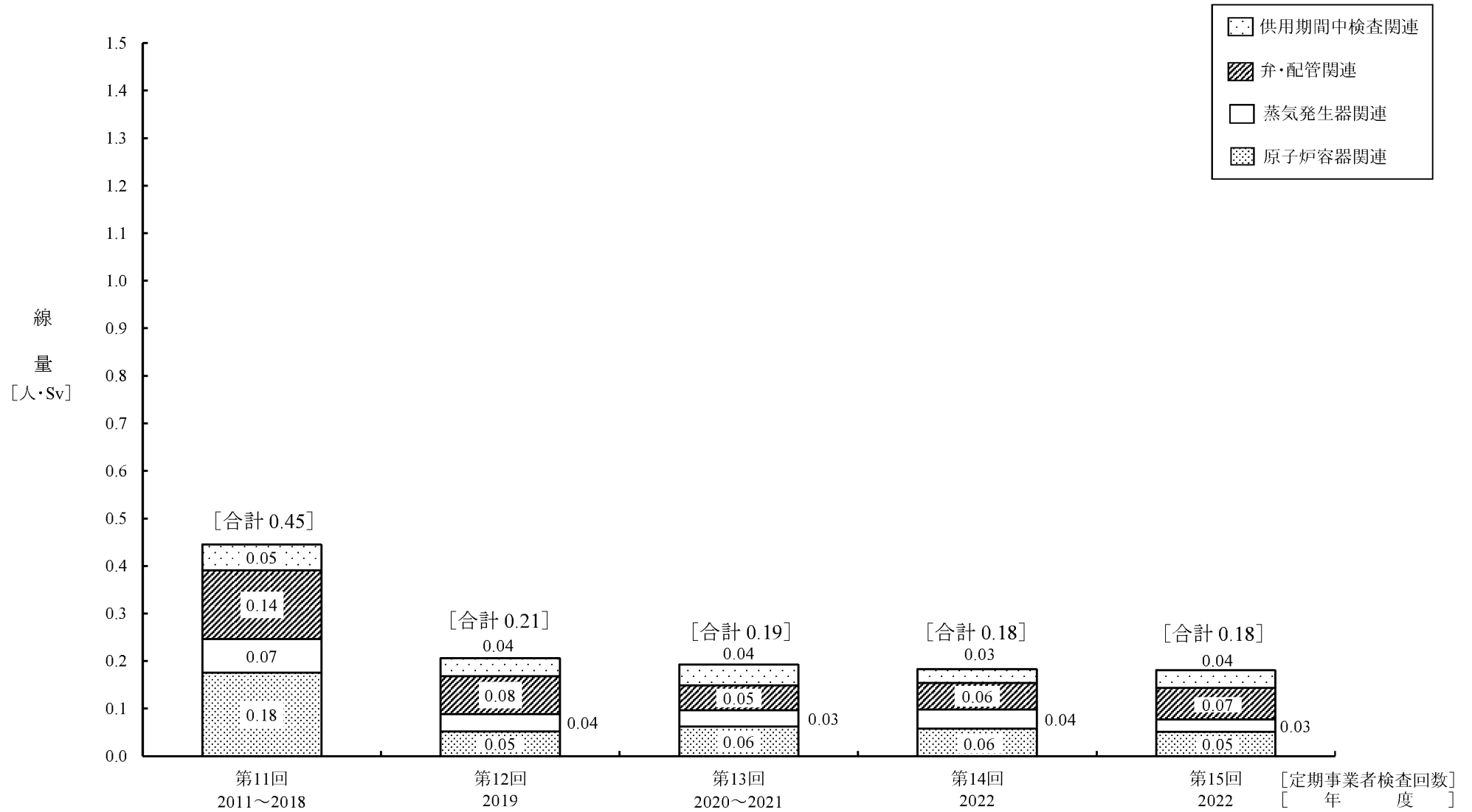
項目 \ 年度	2017	2018	2019	2020	2021	備 考
外部放射線による 線量当量率	エリアモニタによる連続監視					変更なし
	作業場所でのデジタル式線量当量率表示					変更なし
空気中の 放射性物質濃度	ガスモニタによる連続監視					変更なし
	ダストサンプラによる連続サンプリング[1回/週測定]					変更なし
表面汚染密度	スミヤ法による測定[1回/週測定]					変更なし
外部放射線による 線量当量	TLBによる測定[1回/週測定]					変更なし

(用語説明)スミヤ法:ろ紙による拭き取り測定法 TLB:熱蛍光線量バッジ

第2.2.1.5-2図 管理区域内放射線環境監視の変遷

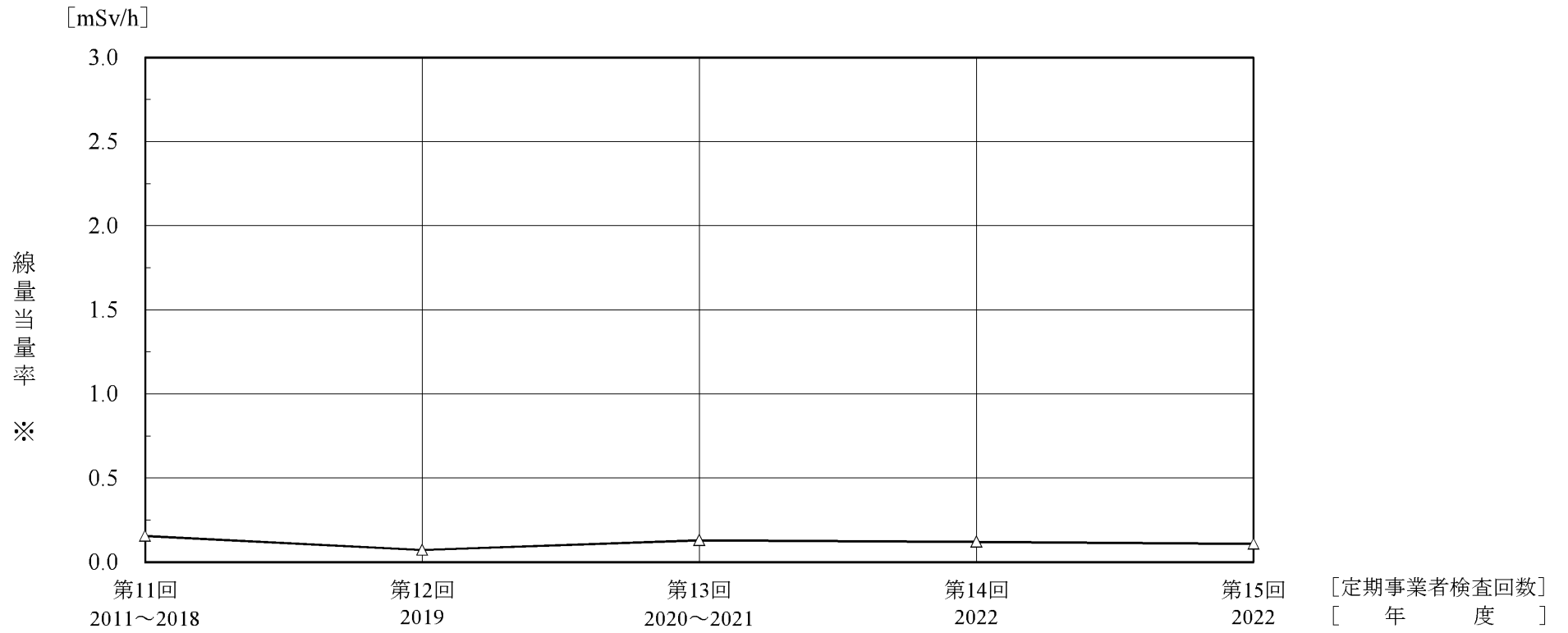


第2.2.1.5-3図 定期事業者検査中の作業被ばく線量の推移



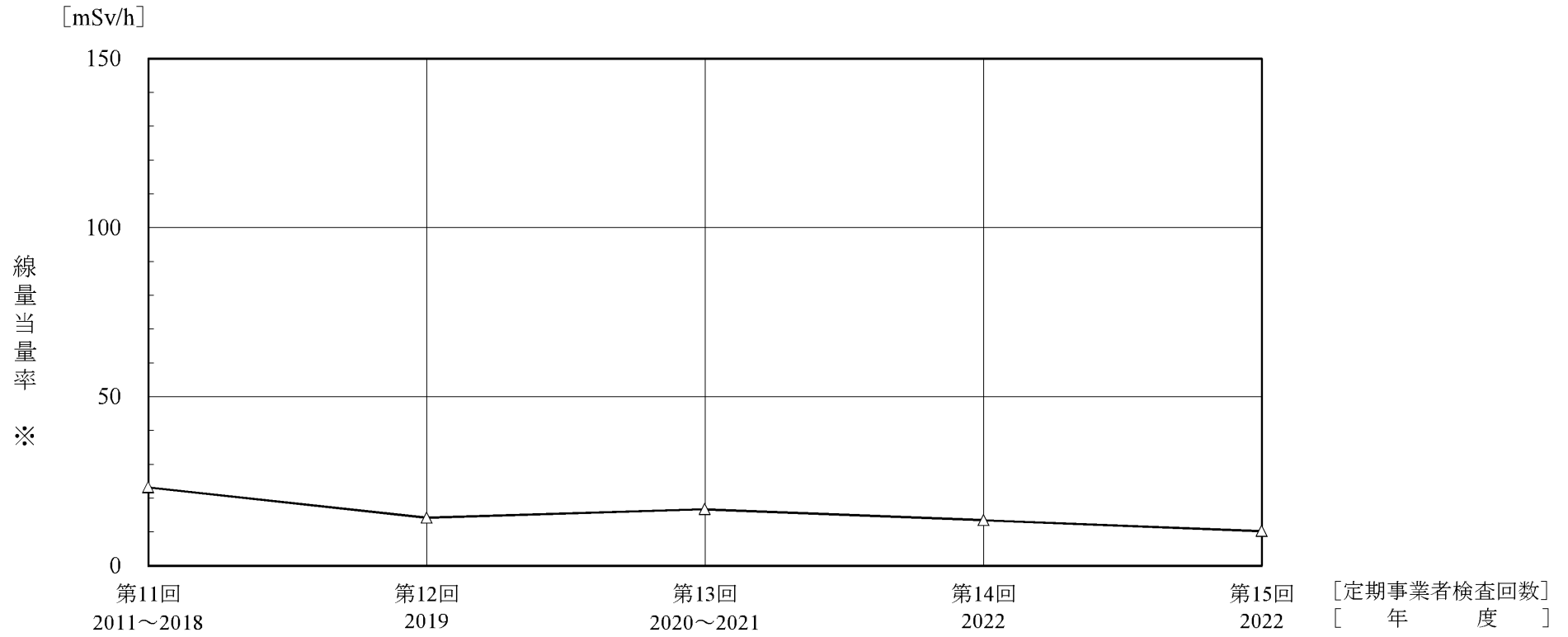
注:線量は、四捨五入した数値を記載してあるため合計値が合わないことがある。

第2.2.1.5-4図 主要作業別の被ばく線量の推移(通常定期事業者検査作業分)



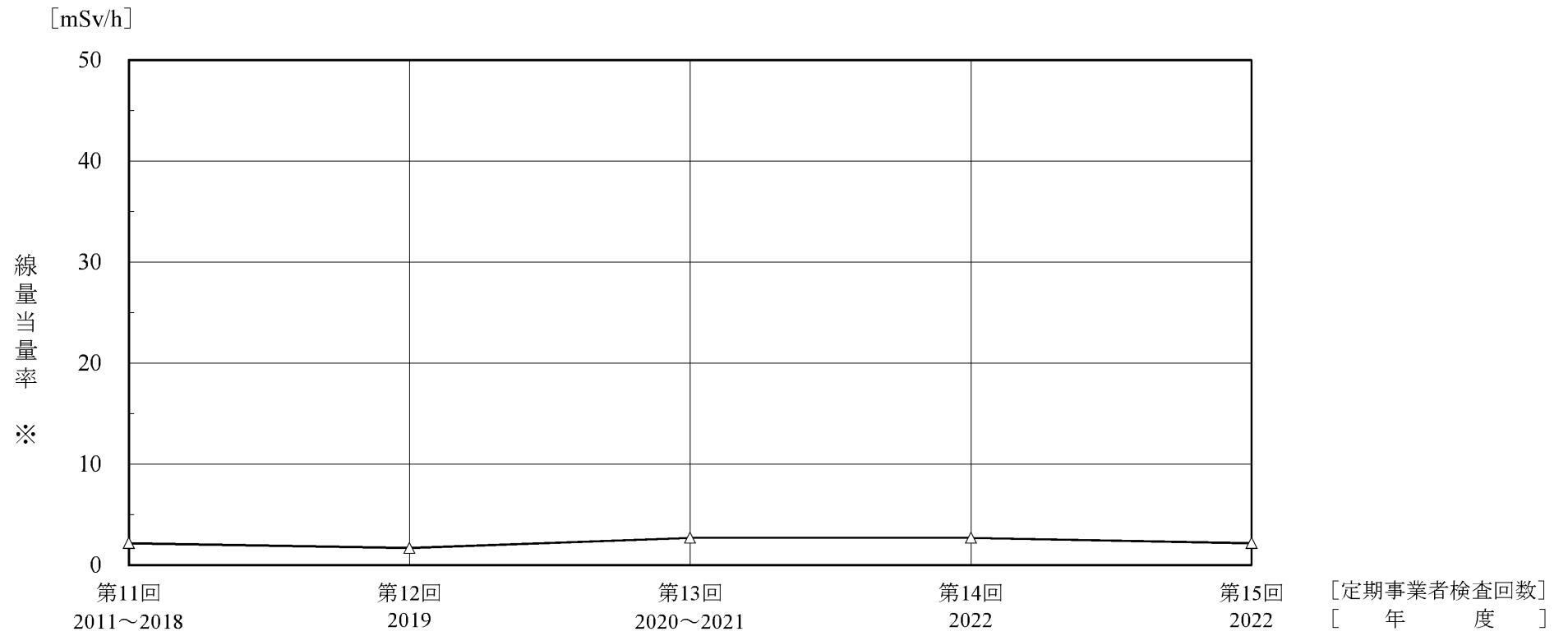
※:1次冷却材配管表面の平均値

第2.2.1.5-5図 1次冷却材配管表面線量当量率の経年変化



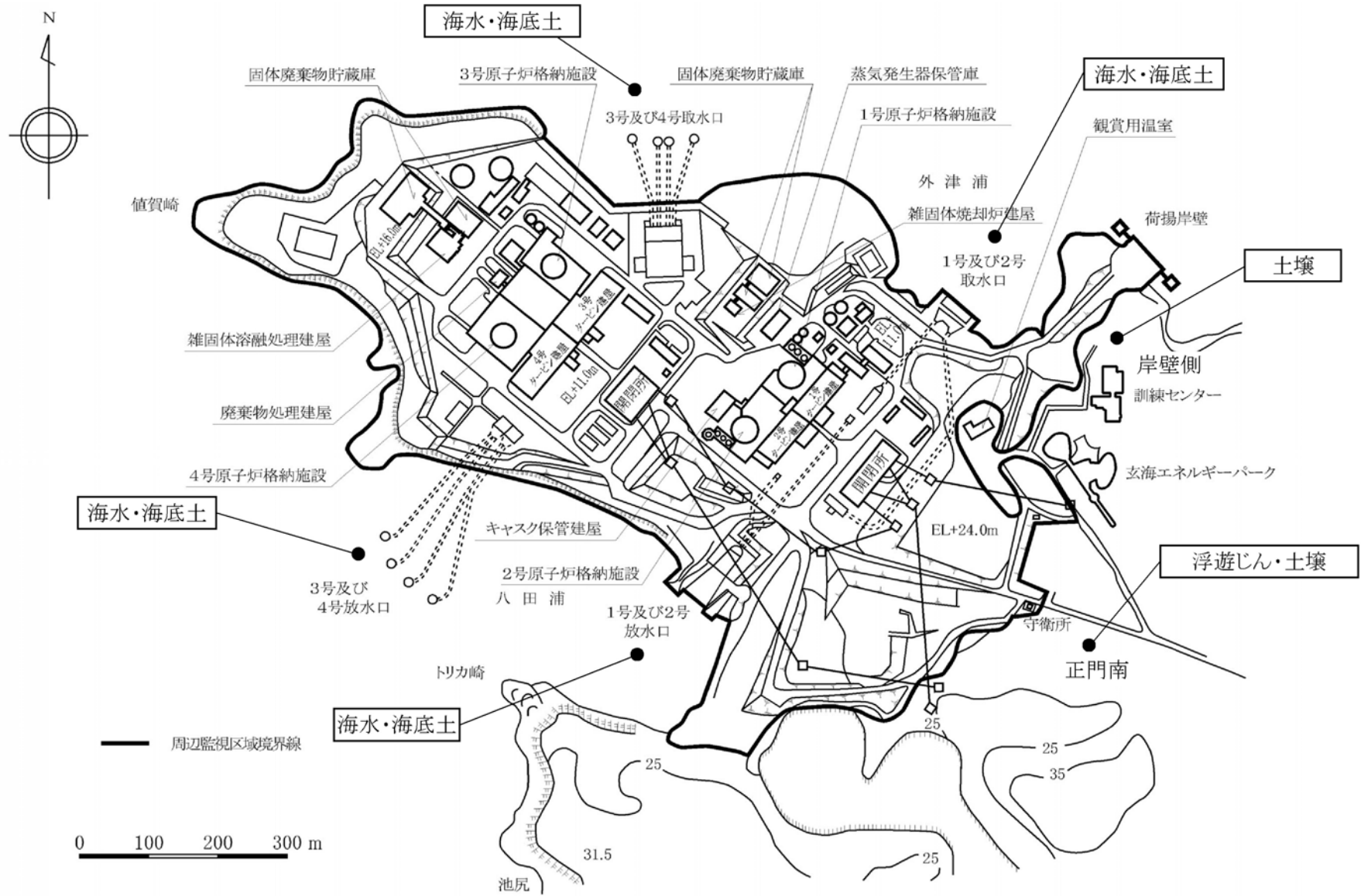
※: 蒸気発生器高温側の平均値

第2.2.1.5-6図 蒸気発生器水室内線量当量率の経年変化

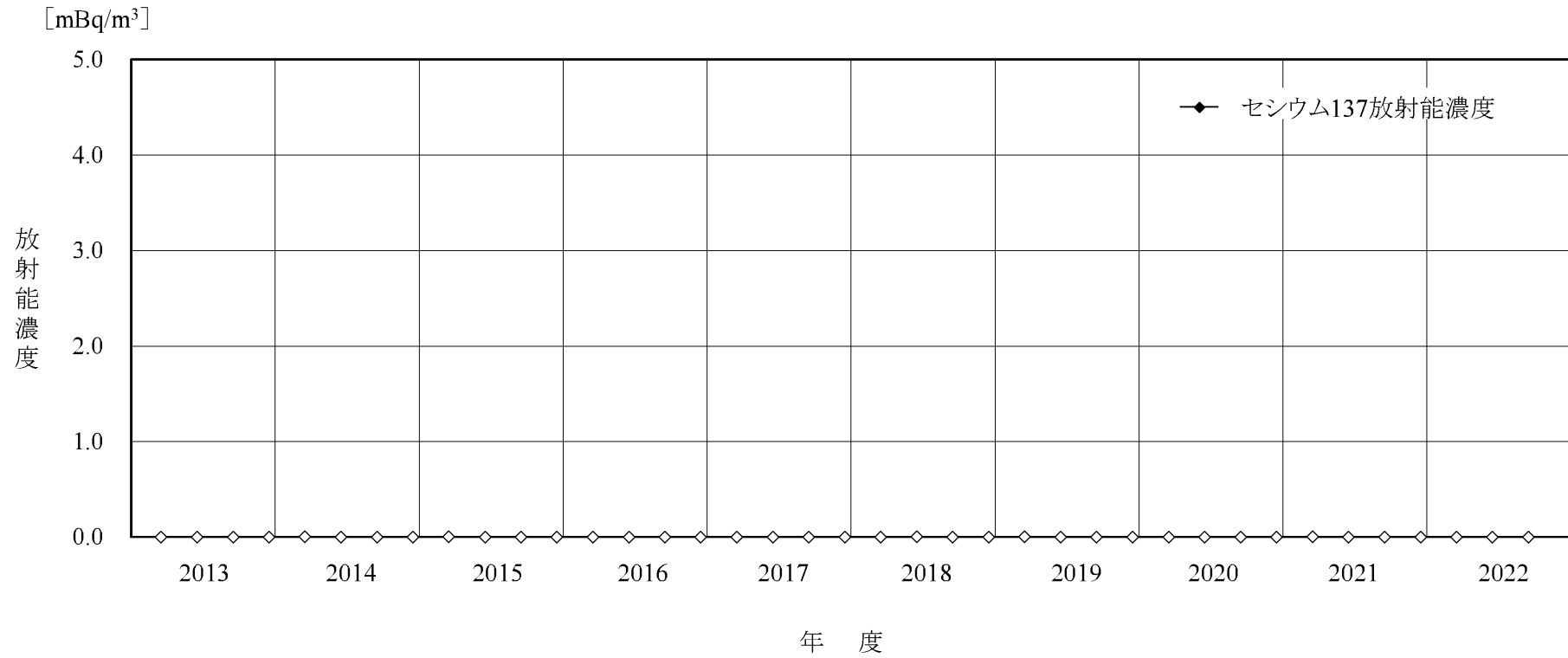


※:原子炉容器上部ふた表面の平均値

第2.2.1.5-7図 原子炉容器上部ふた表面線量当量率の経年変化

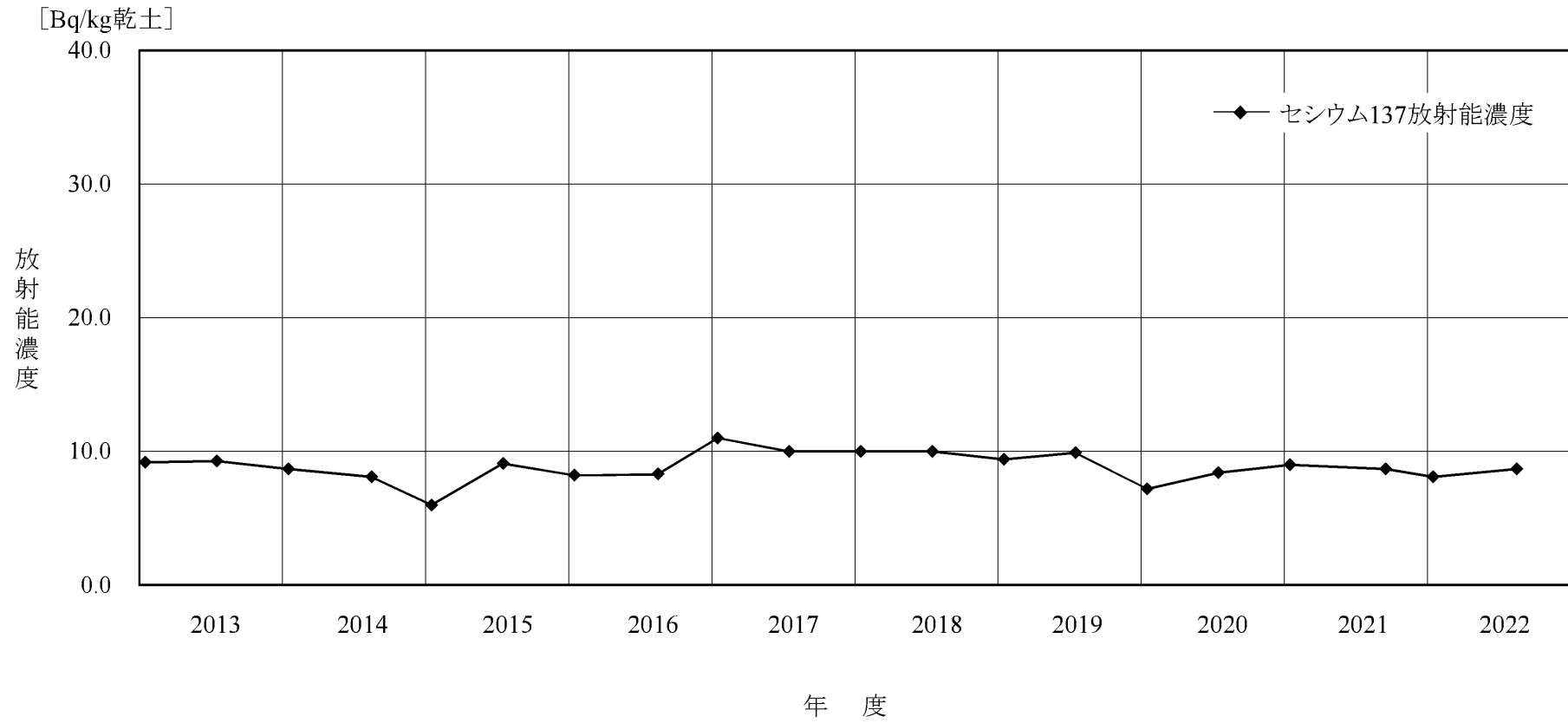


第2.2.1.5-8図 環境試料の採取地点

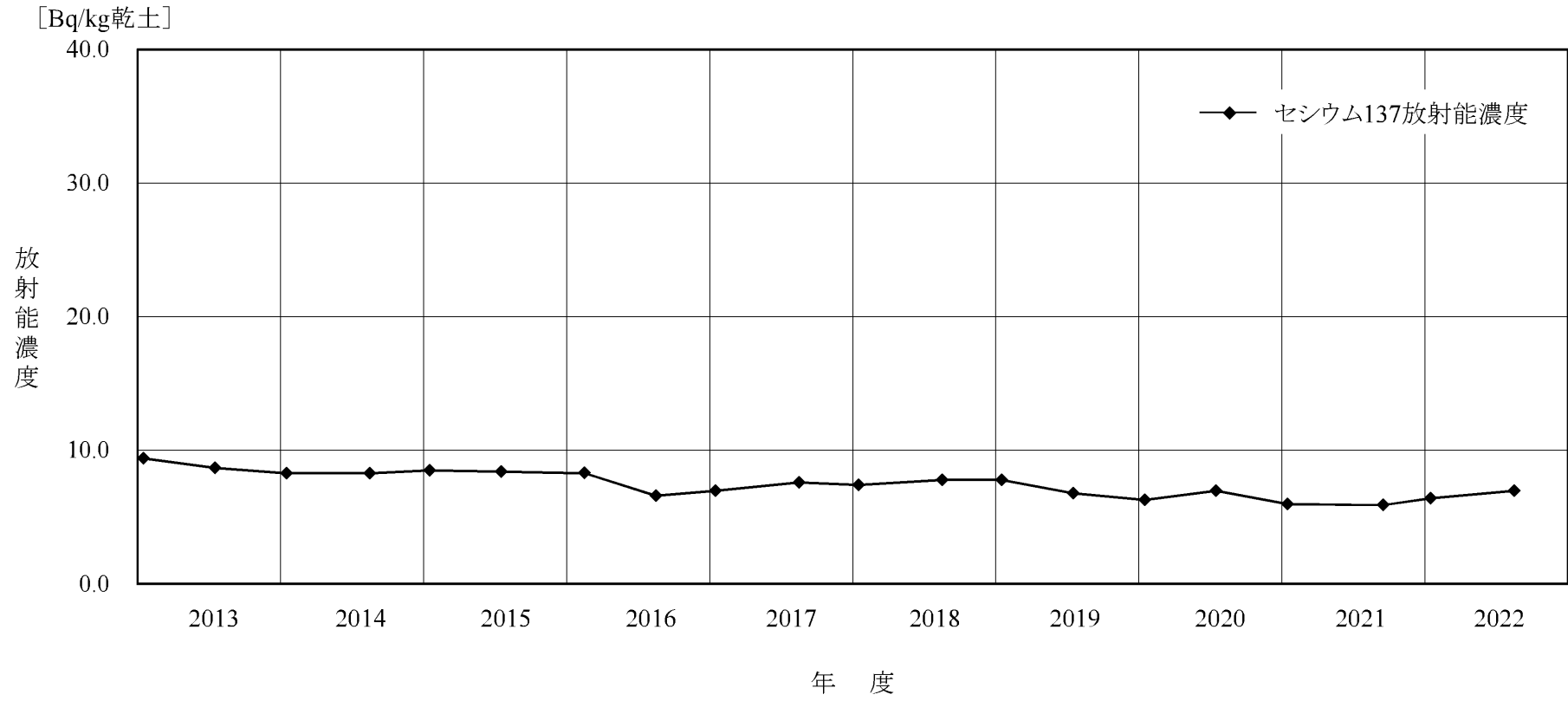


注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

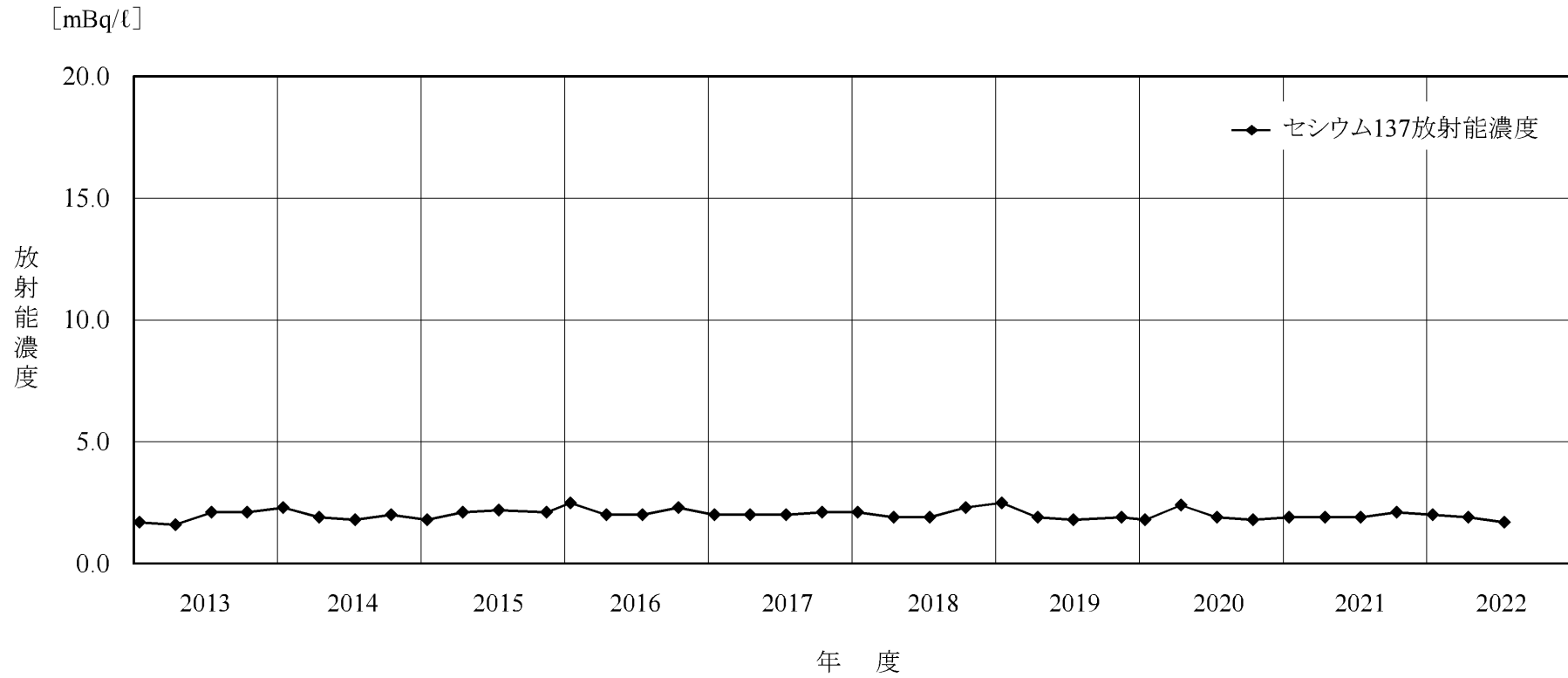
第2.2.1.5-9図 環境試料(浮遊じん)中の放射能濃度



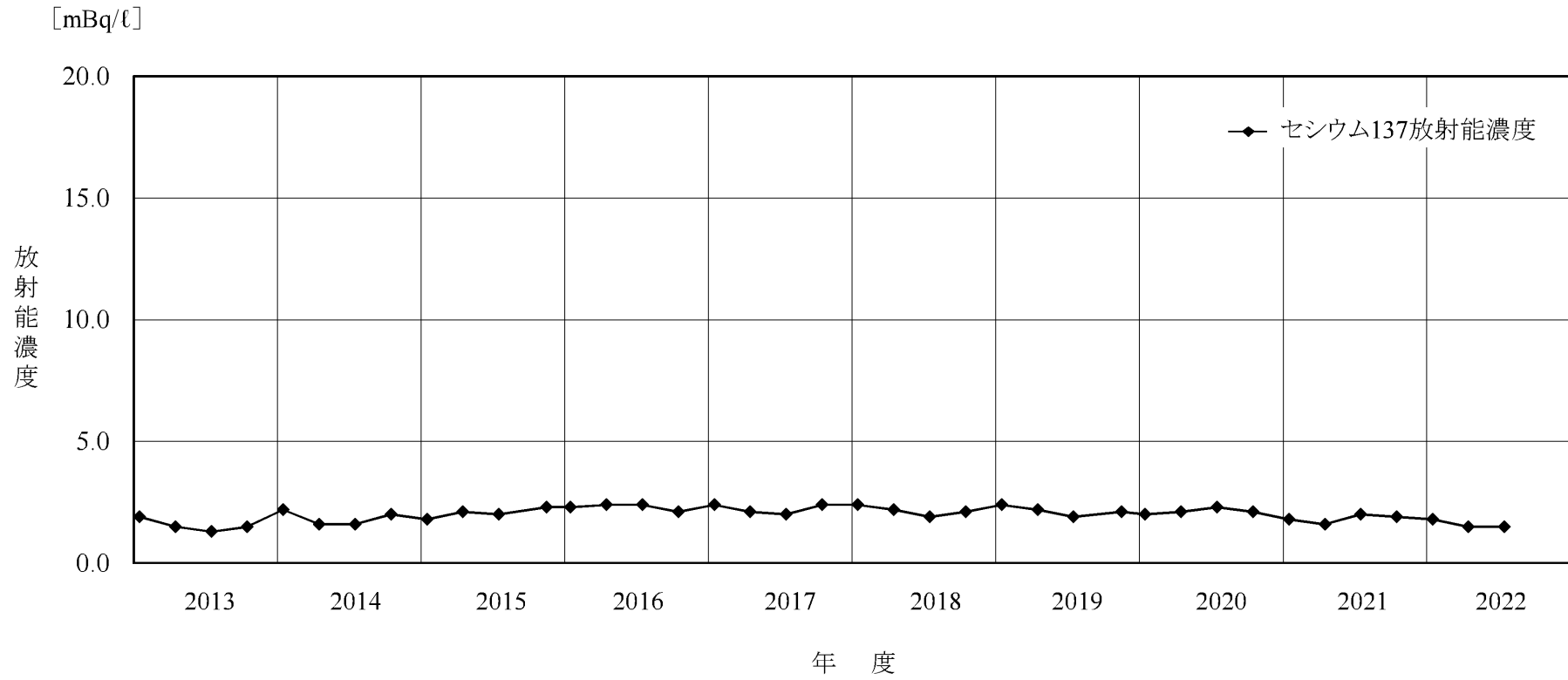
第2.2.1.5-10図 環境試料(土壌)中の放射能濃度(1/2)[正門南]



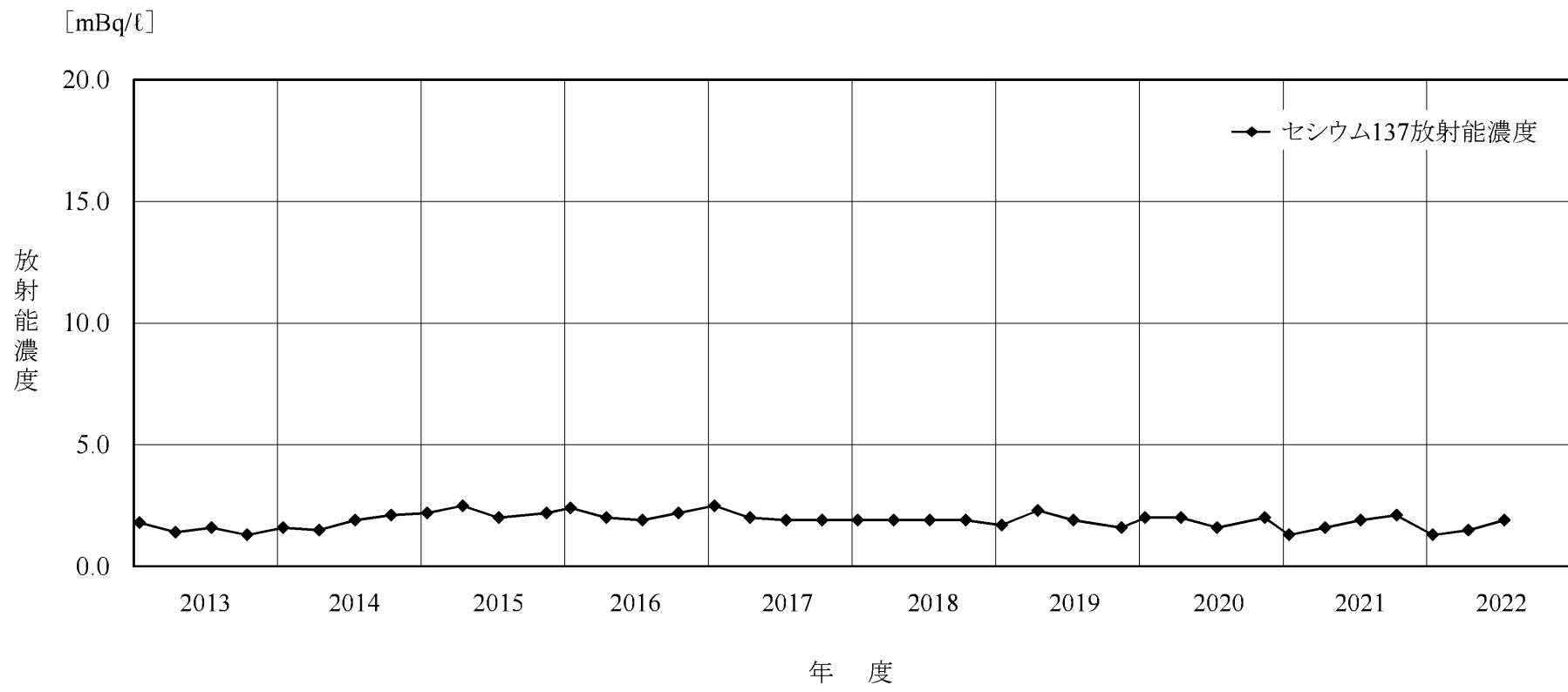
第2.2.1.5-10図 環境試料(土壌)中の放射能濃度(2/2)[岸壁側]



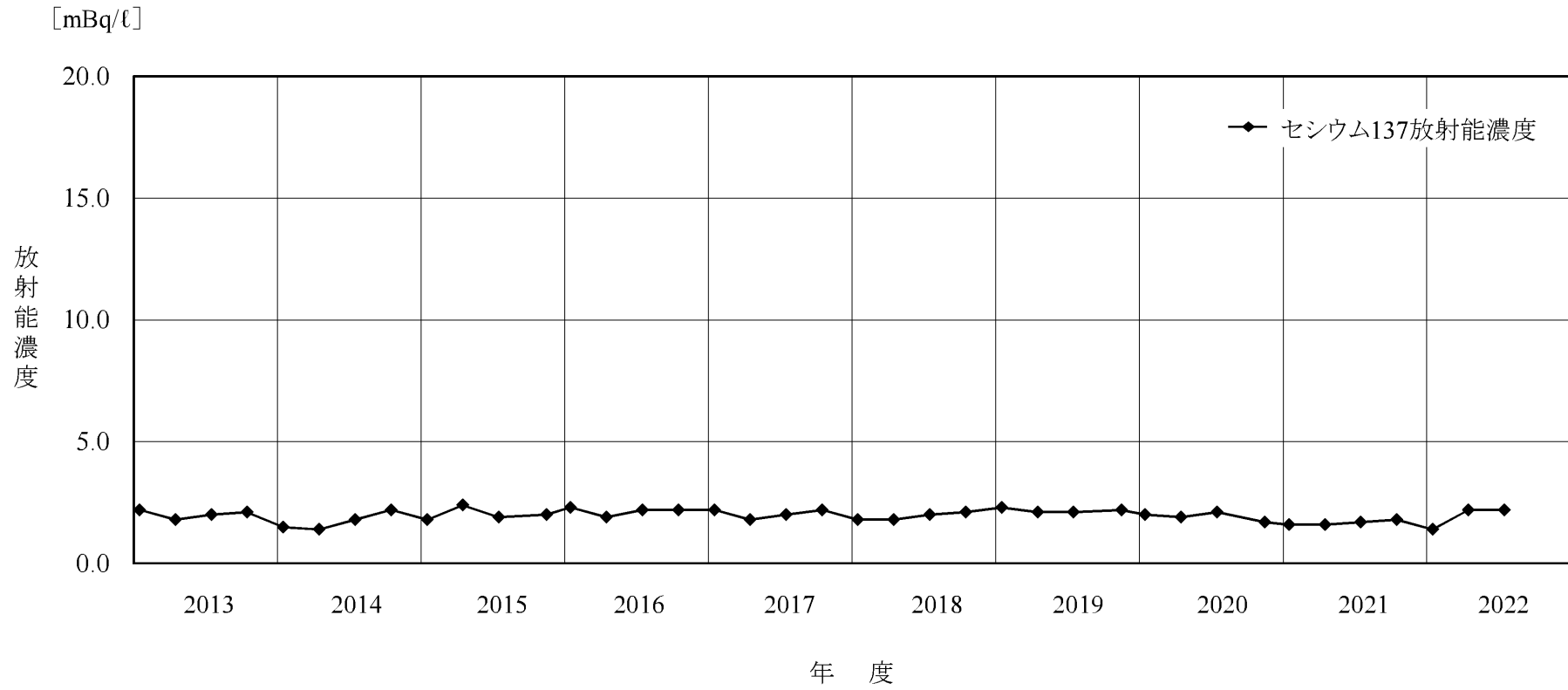
第2.2.1.5-11図 環境試料(海水)中の放射能濃度(1/4)[玄海1、2号機放水口]



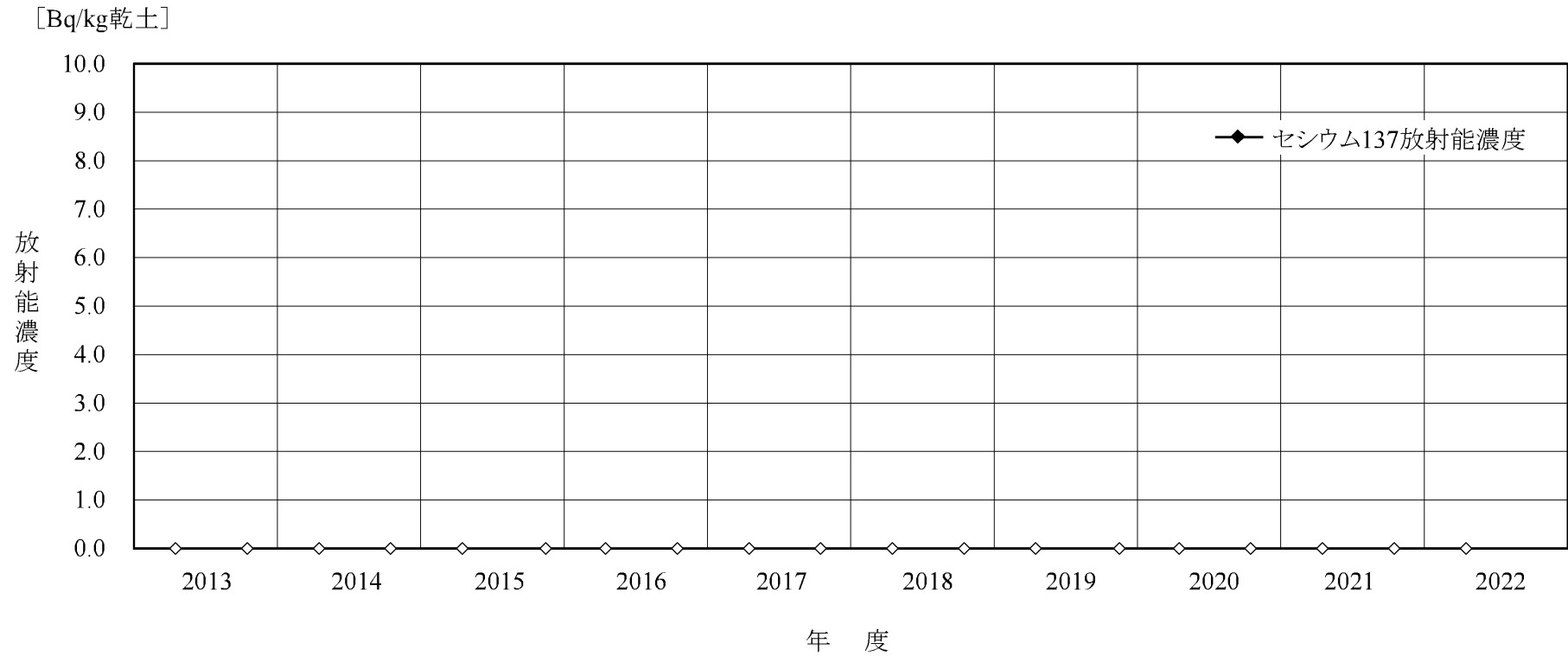
第2.2.1.5-11図 環境試料(海水)中の放射能濃度(2/4)[玄海3、4号機放水口]



第2.2.1.5-11図 環境試料(海水)中の放射能濃度(3/4)[玄海1、2号機取水口]

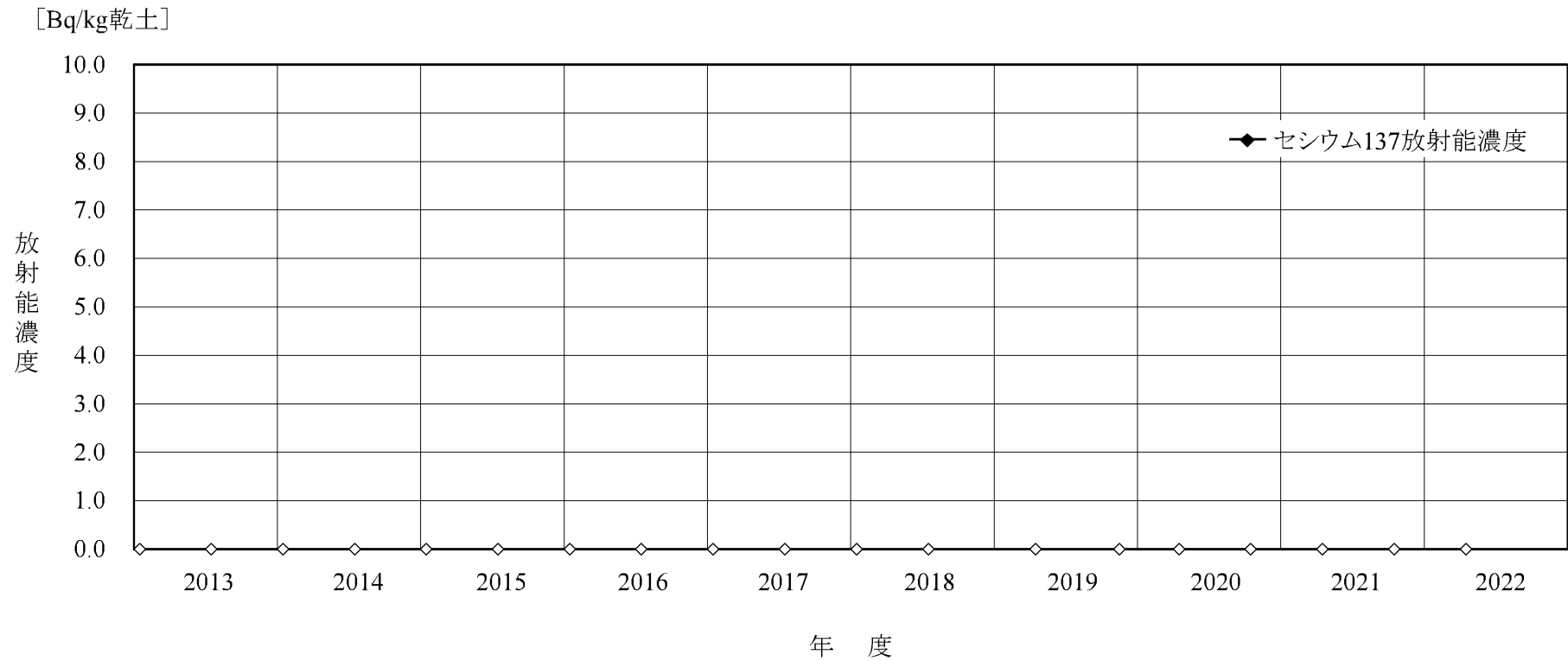


第2.2.1.5-11図 環境試料(海水)中の放射能濃度(4/4)[玄海3、4号機取水口]



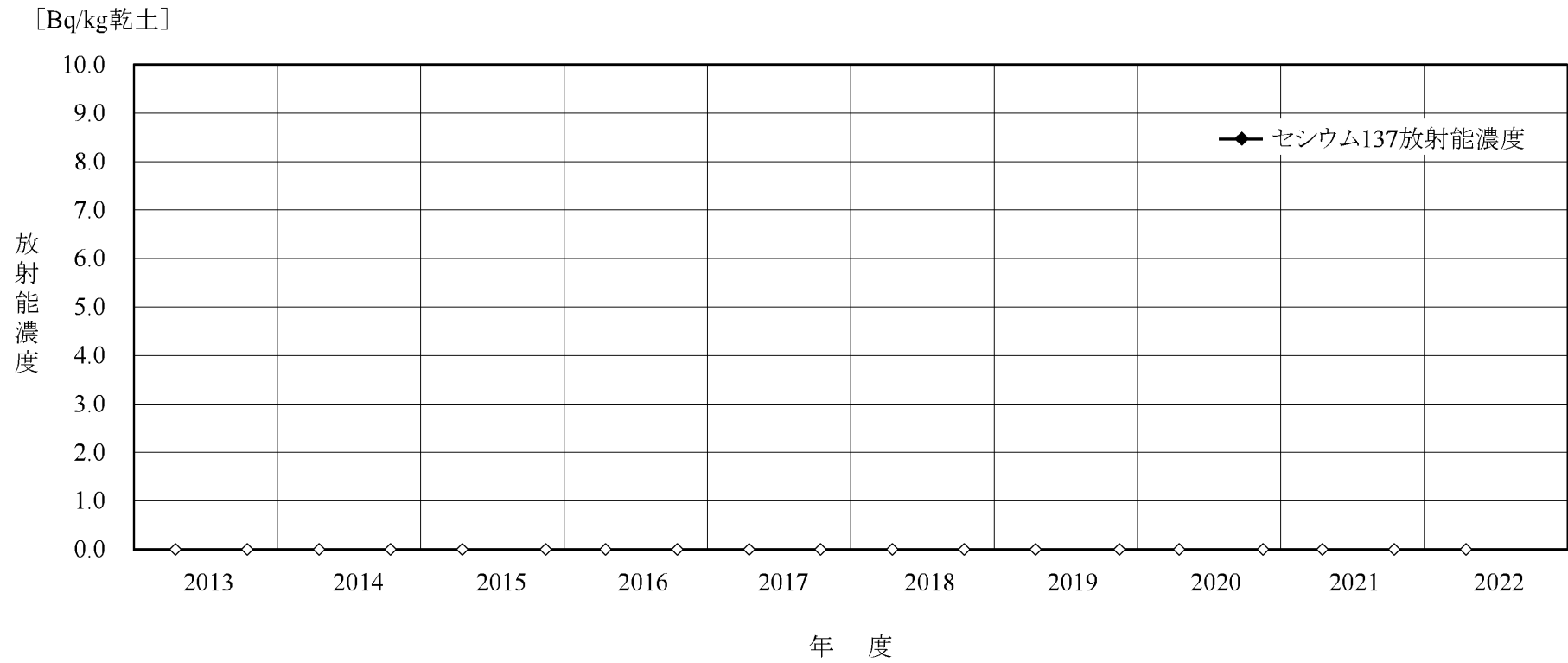
注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

第2.2.1.5-12図 環境試料(海底土)中の放射能濃度(1/4)[玄海1、2号機放水口]



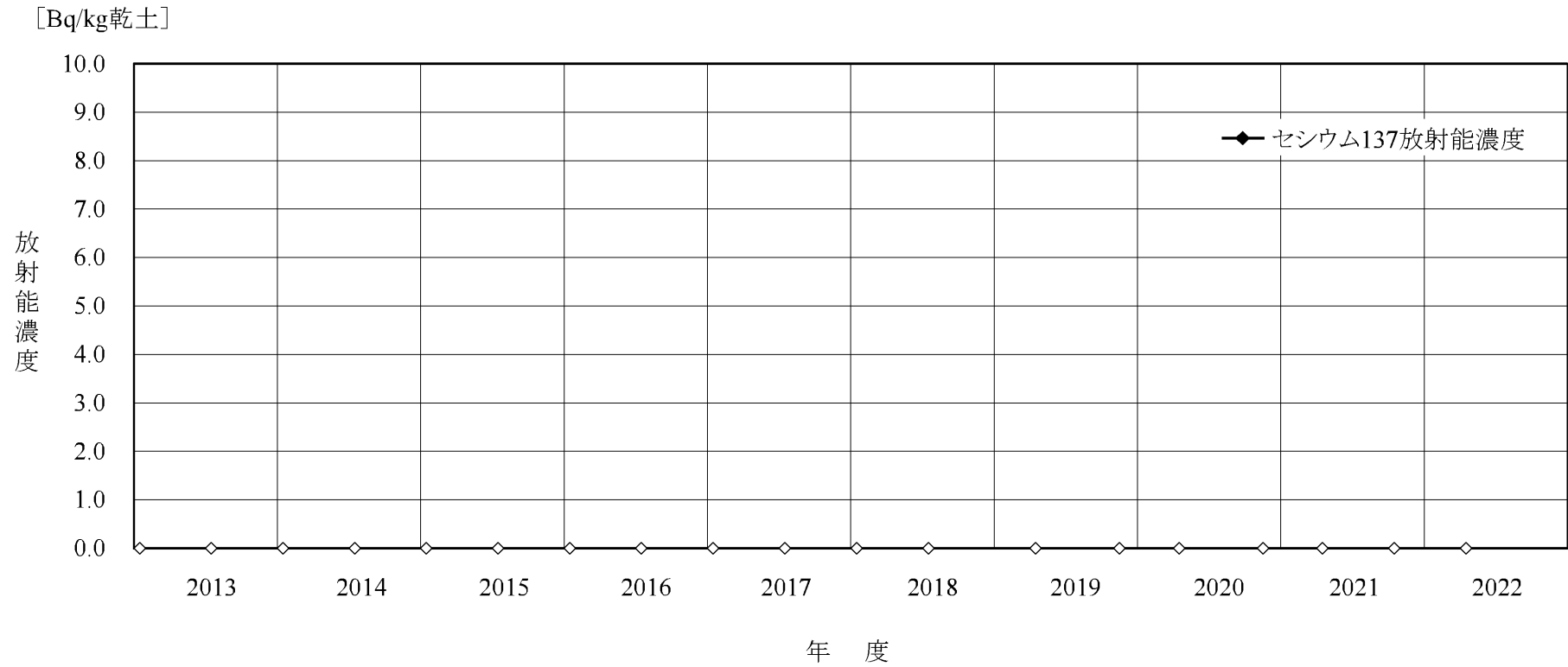
注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

第2.2.1.5-12図 環境試料(海底土)中の放射能濃度(2/4)[玄海3、4号機放水口]



注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

第2.2.1.5-12図 環境試料(海底土)中の放射能濃度(3/4)[玄海1、2号機取水口]



注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

第2.2.1.5-12図 環境試料(海底土)中の放射能濃度(4/4)[玄海3、4号機取水口]

2.2.1.6 放射性廃棄物管理

(1) 目的

原子力発電所の放射性廃棄物管理において、発電所から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物については、法令に定められる濃度限度を遵守することは当然のこととして、ALARAの考え方に基づき放出量の低減に努め、公衆の被ばく線量を低いレベルに制限する。また、放射性固体廃棄物については、適切に保管又は貯蔵するとともに、保管量の低減に努めることを目的としている。

(2) 放射性廃棄物管理に係る仕組み及び改善状況

a. 放射性廃棄物管理に係る組織・体制

(a) 放射性廃棄物管理に係る組織・体制の概要

放射性廃棄物管理に係る組織・体制については、第2.2.1.1-1図に示すとおり、安全管理第二課において放射性廃棄物管理に関する事項を実施している。

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物については、放出前において、安全管理第二課長がサンプリング測定、放出放射能濃度評価、放出可否判定を行い、発電第二課長等が放出条件確認・調整を行っている。

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を放出する際には、発電第二課長が放出及び放出中におけるモニタの連続監視を行い、放出後には、安全管理第二課長が放出放射能評価を行っている。

放射性固体廃棄物については、圧縮減容、焼却、燃焼、溶融、固型化等の処理に応じて、発電第二課長及び安全管理第二課長が処理を行っている。保管・貯蔵においては、安全管理第二課長が放射性固体廃棄物の保管状況や使用済樹脂の貯蔵量を定期的に確認している。

このように、確実に保安活動を実施できるように、放射性廃棄物管理に係る組織及び分掌事項を明確にしている。

(b) 放射性廃棄物管理に係る組織・体制の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組織・体制に係る主な改善活動はなかった。

b. 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアル

(a) 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルの概要

放射性廃棄物管理については、放出放射エネルギー及び廃棄物発生量を低減するため、放射性廃棄物管理に係る要求事項や業務手順等について社内マニュアルに定め、以下に示す活動を実施している。

イ 放射性気体廃棄物管理

放射性気体廃棄物は、窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガス及び体積制御タンクからパージされる水素廃ガスである。

これらの放射性気体廃棄物については、ガス圧縮装置にて加圧圧縮した上で、ガスサージタンクに貯留する。貯留した放射性気体廃棄物は、原則として冷却材貯蔵タンクのカバーガスとして再使用する。放出する場合は、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を十分減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

また、第2.2.1.6-1図に示すとおり、放出前段階、放出段階、評価段階及び反映段階の各段階を通じて、放出条件の確認、放出中におけるモニタの連続監視、放出放射能評価を行うとともに、放出量の低減に努めている。

ロ 放射性液体廃棄物管理

液体廃棄物処理設備により処理した後の処理水は、試料採取、分析を行い、再使用するか、又は放射性物質の濃度が低いことを確認した上で、放射線モニタの指示を監視しながら復水器を冷却する海水と混合、希釈して放出する。

また、第2.2.1.6-2図に示すとおり、放出前段階、放出段階、評価段階及び反映段階の各段階を通じて、放出条件の確認、放出中におけるモニタの連続監視、放出放射能評価を行うとともに、放出量の低減に努めている。

ハ 放射性固体廃棄物管理

放射性固体廃棄物は、種類によりそれぞれ圧縮減容、焼却、燃焼、溶解、固型化等の処理の後、ドラム詰め等を行い、固体廃棄物貯蔵庫に保管している。

また、第2.2.1.6-3図に示すとおり、発生段階、処理段階、評価段階及び反映段階の各段階を通じて、種類に応じた収集処理、保管量の推移評価等、適切な管理を行うとともに、廃棄物発生量、保管量の低減に努めている。

なお、固体廃棄物貯蔵庫の保管状況等について、定期的に巡視し、記録している。

(b) 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

イ 1次系廃樹脂低減対策に伴う社内マニュアルの改正

1次系廃樹脂低減対策として、使用済燃料ピット脱塩塔の使用方法について浄化流量を原則20m³/hとするとともに、浄化流量の通常値を46m³/hから20～46m³/hに見直す等の社内マニュアル改正を2022年9月に実施した。

この結果、1次系における廃樹脂の低減が図られる。

c. 放射性廃棄物管理に係る教育・訓練

(a) 放射性廃棄物管理に係る教育・訓練の概要

放射性廃棄物管理の教育・訓練に係る活動については、放射性廃棄物処理設備の業務に係る要員、運転員及び技術系所員を対象として、放射性廃棄物の管理に関することについて教育を実施している。

放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を行う請負会社従業員に対しても、法令等の遵守、放射線管理、非常時の措置等に関する教育を実施している。

また、安全管理第二課員に対しては、放射性廃棄物、被ばく、放射能測定等の定常業務に関する実務習得のため、職場内教育を適宜実施している。

(b) 放射性廃棄物管理に係る教育・訓練の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教育・訓練に係る主な改善活動はなかった。

(3) 放射性廃棄物管理に係る設備改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、設備に係る主な改善活動はなかった。

(4) 放射性廃棄物管理に係る実績指標

a. 放射性気体廃棄物の放出量

放射性気体廃棄物の放出量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.6-4図及び第2.2.1.6-5図に示す。

(a) 放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量

今回確認した期間の放射性希ガス放出量は、保安規定に定めている年間放出管理目標値に対し、十分低い値で推移している。

2021年度は 2.2×10^{11} Bqを検出しており、これは玄海3号機における燃料集合体からの漏えい発生のためである。

なお、発電所の長期停止中では放射性希ガスの放出が考えられないのに対し、天然核種等の影響により、まれに発生する比較的大きな変動を希ガスの放出量として算定していたため、天然核種等の影響を小さくする目的で2014年10月に放出量の評価方法を見直した。

(b) 放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量

今回確認した期間の放射性よう素131の放出量は、保安規定に定めている年間放出管理目標値に対し、十分低い値で推移している。

2021年度は 9.0×10^6 Bqを検出しており、これは玄海3号機における燃料集合体からの漏えい発生のためである。

b. 放射性液体廃棄物の放出量

放射性液体廃棄物の放出量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.6-6図及び第2.2.1.6-7図に示す。

(a) 放射性液体廃棄物中の放射性物質の放出量(トリチウムを除く)

今回確認した期間のトリチウムを除く放射性物質の放出量は、検出限界値未満であり、保安規定に定めている年間放出管理目標値を十分に満足している。

(b) 放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出量

今回確認した期間のトリチウムの放出量は、保安規定に定めている年間放出管理の基準値内で推移している。その傾向として、発電所の運転を停止した2010年度以降の発電所停止期間中は減少しており、発電所が再稼働した2018年度以降は、発電所運転期間中とおおむね同等程度となっている。

c. 放射性固体廃棄物の発生量及び保管量(貯蔵量)の推移

放射性固体廃棄物の発生量及び保管量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.6-1表及び第2.2.1.6-8図に示す。

年間の放射性固体廃棄物の発生量はほぼ同程度で推移している。

累積保管量については、固体廃棄物の減容処理及び焼却量の増加を図り、低減に努めている。

また、2012年度から2013年度にかけては合計1,848本、2018年度から2021年度にかけては合計6,672本の放射性固体廃棄物について、青森県にある日本原燃(株)低レベル放射性廃棄物埋設センターへ搬出を行い、放射性固体廃棄物の更なる貯蔵裕度の確保が図られた。

脱塩塔使用済樹脂の発生量及び累積貯蔵量の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.6-9図に示す。

脱塩塔使用済樹脂の発生量は、脱塩塔ごとの取替周期や年度ごとの定

期事業者検査回数の相違によりばらつきはあるものの、平均約3.0m³/年となっている。

d. 放射性廃棄物低減対策

放射性廃棄物低減対策については、調査期間において様々な対策を適宜実施しており、放射性廃棄物の低減に大きく寄与してきた。

放射性廃棄物低減対策の変遷について確認した結果を、第2.2.1.6-10図、第2.2.1.6-11図及び第2.2.1.6-12図に示す。

(5) 放射性廃棄物管理に係る有効性評価結果

放射性廃棄物管理に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、放射性廃棄物管理の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

放射性廃棄物管理に係る実績指標について、2021年度の放射性気体廃棄物中の放射性希ガス及び放射性ヨウ素131の放出量は、玄海3号機における燃料集合体からの放射性物質の漏えいに伴い時間的な推移に上昇があったものの必要な措置等は実施されており、放射性廃棄物管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

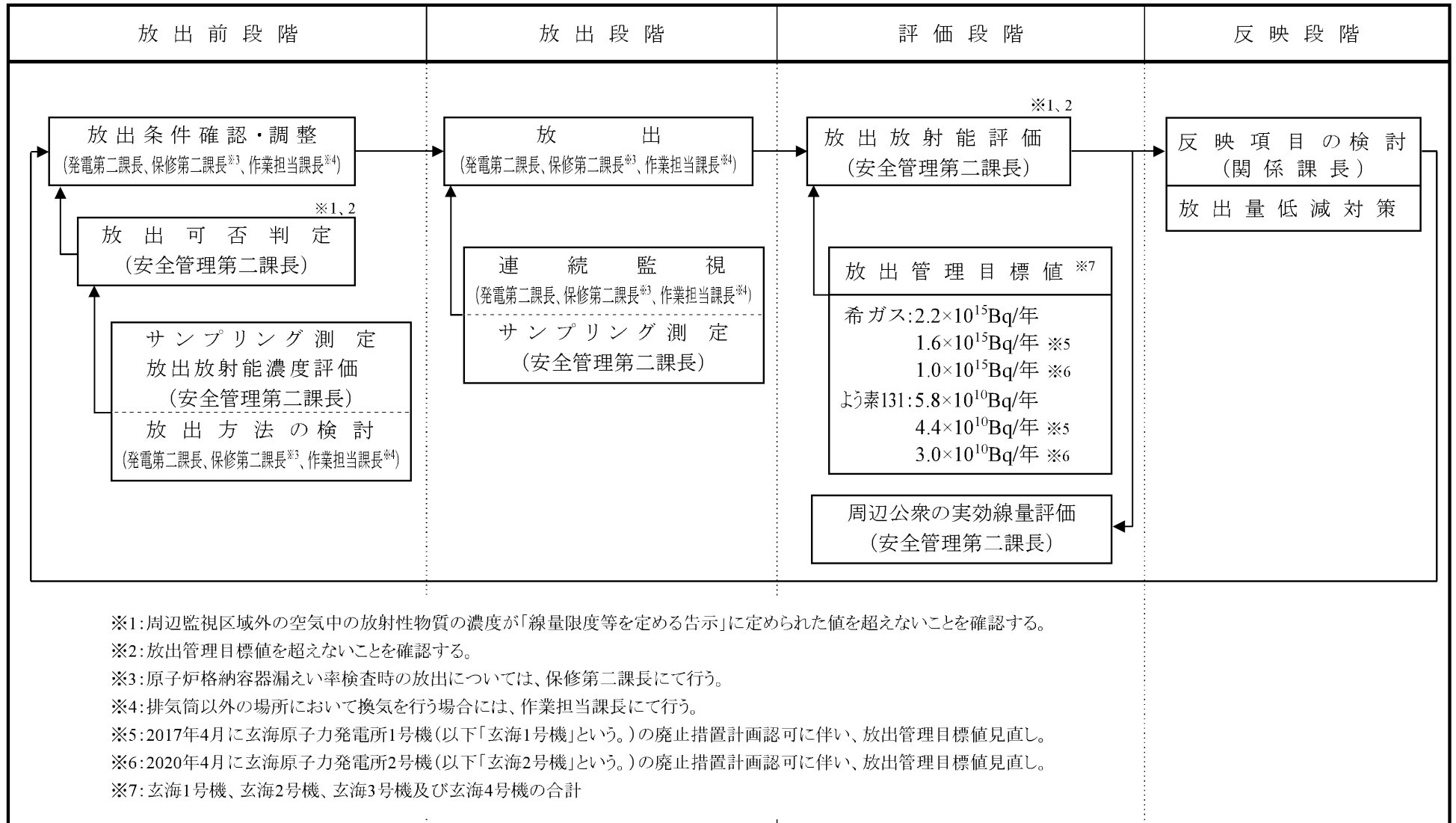
なお、改善措置活動(CAP)のプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

これらのことから、放射性廃棄物管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

第2.2.1.6-1表 放射性固体廃棄物データ(玄海1～4号機合計)

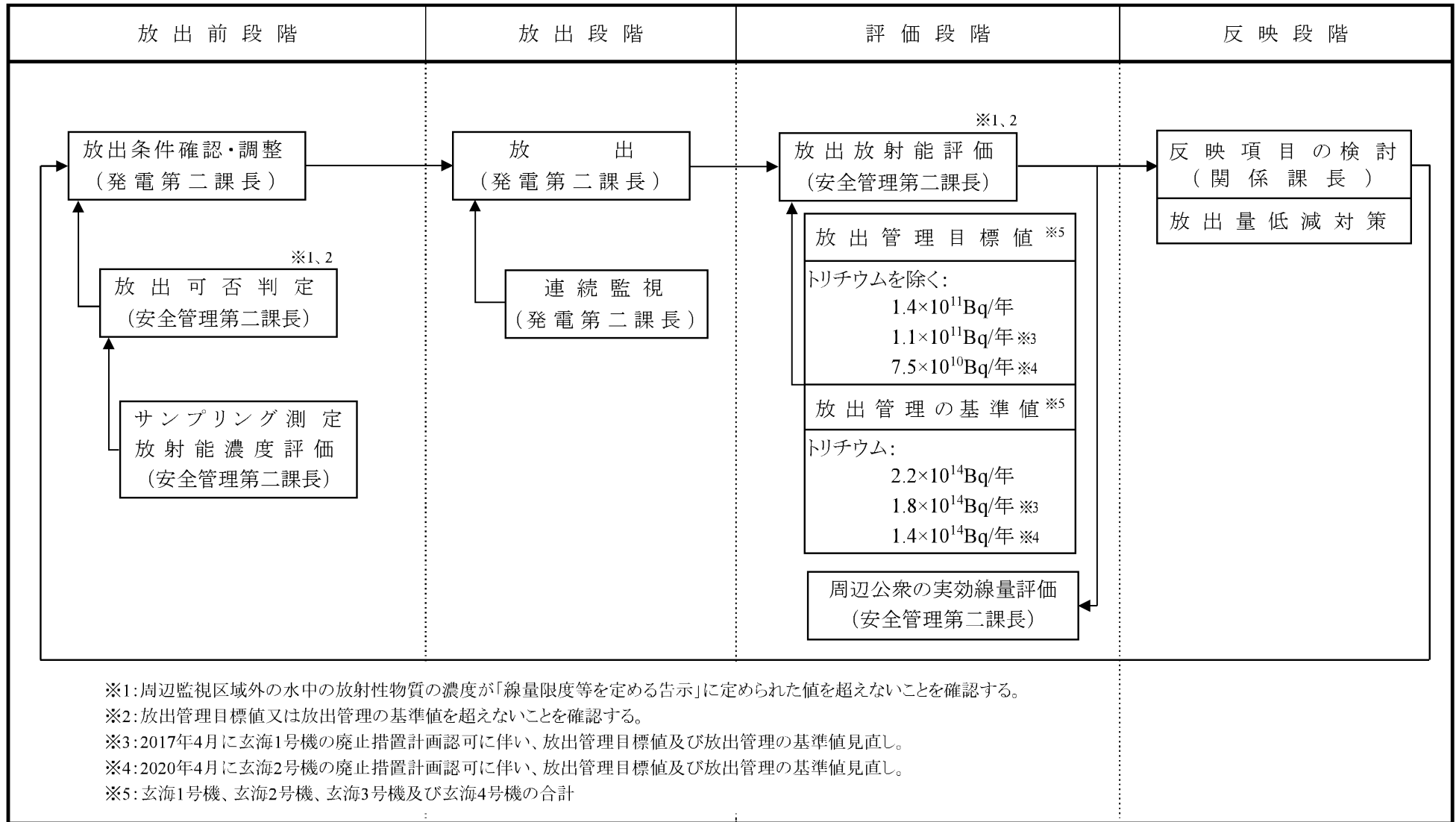
年 度	ドラム缶 発生量 [本]	その他の 種類の 発生量 [本相当]	発生量 [本相当]	焼却等 減容量 [本相当]	搬出減量 [本]	累積保管量 [本相当]
2012年度	3,514	1,656	5,170	5,073	1,040	38,770 [※]
2013年度	3,506	1,924	5,430	6,088	808	37,304 [※]
2014年度	2,648	1,700	4,348	2,790	0	38,862 [※]
2015年度	2,549	1,432	3,981	2,652	0	40,191 [※]
2016年度	2,838	928	3,766	3,275	0	40,682 [※]
2017年度	2,675	790	3,465	3,240	0	40,907 [※]
2018年度	1,900	212	2,112	1,915	1,848	39,256 [※]
2019年度	2,175	320	2,495	1,613	1,720	38,418 [※]
2020年度	2,994	468	3,462	2,012	1,720	38,148 [※]
2021年度	2,323	660	2,983	1,437	1,384	38,310 [※]

※:固体廃棄物貯蔵庫保管分以外として、蒸気発生器保管庫に蒸気発生器4基、保管容器663m³(原子炉容器上部ふた及び炉内構造物を含む。)保管



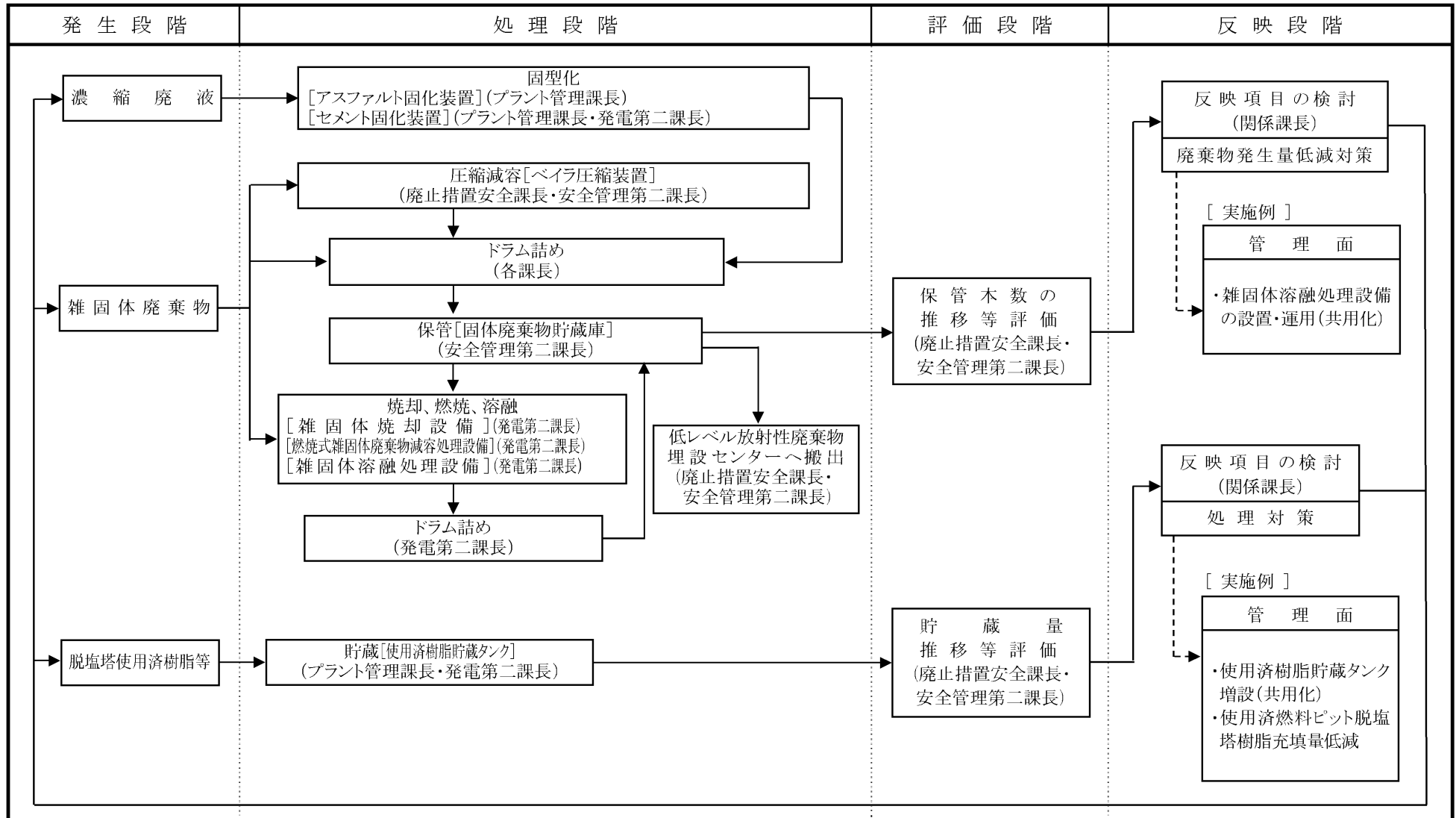
注: ()内は、玄海3、4号機における主管を示す。

第2.2.1.6-1図 放射性気体廃棄物に係る運用管理フロー



注:()内は、玄海3、4号機における主管を示す。

第2.2.1.6-2図 放射性液体廃棄物に係る運用管理フロー



注:()内は、主管を示す。

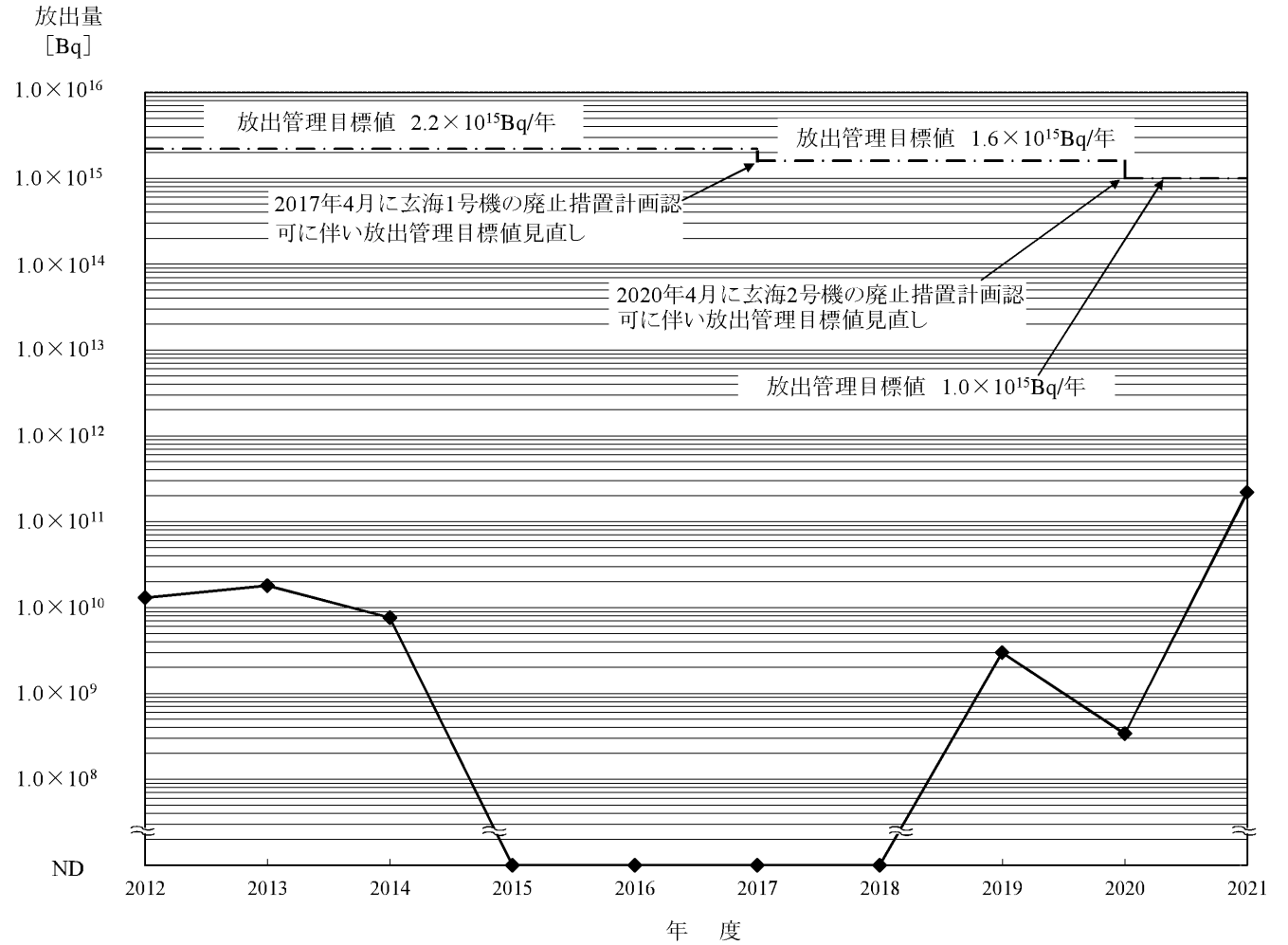
第2.2.1.6-3図 放射性固体廃棄物に係る運用管理フロー

[単位: Bq]

年 度	放射性希ガス放出量
2012	1.3×10^{10}
2013	1.8×10^{10}
2014	7.6×10^9
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	3.0×10^9
2020	3.4×10^8
2021	2.2×10^{11}

※: 玄海3号機における燃料集合体からの漏えい発生のため。

注: 放出量は、排気中の放射性物質の濃度に排気量に乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界値未満の場合は、NDと表示した。
 なお、検出限界値は $2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 以下である。



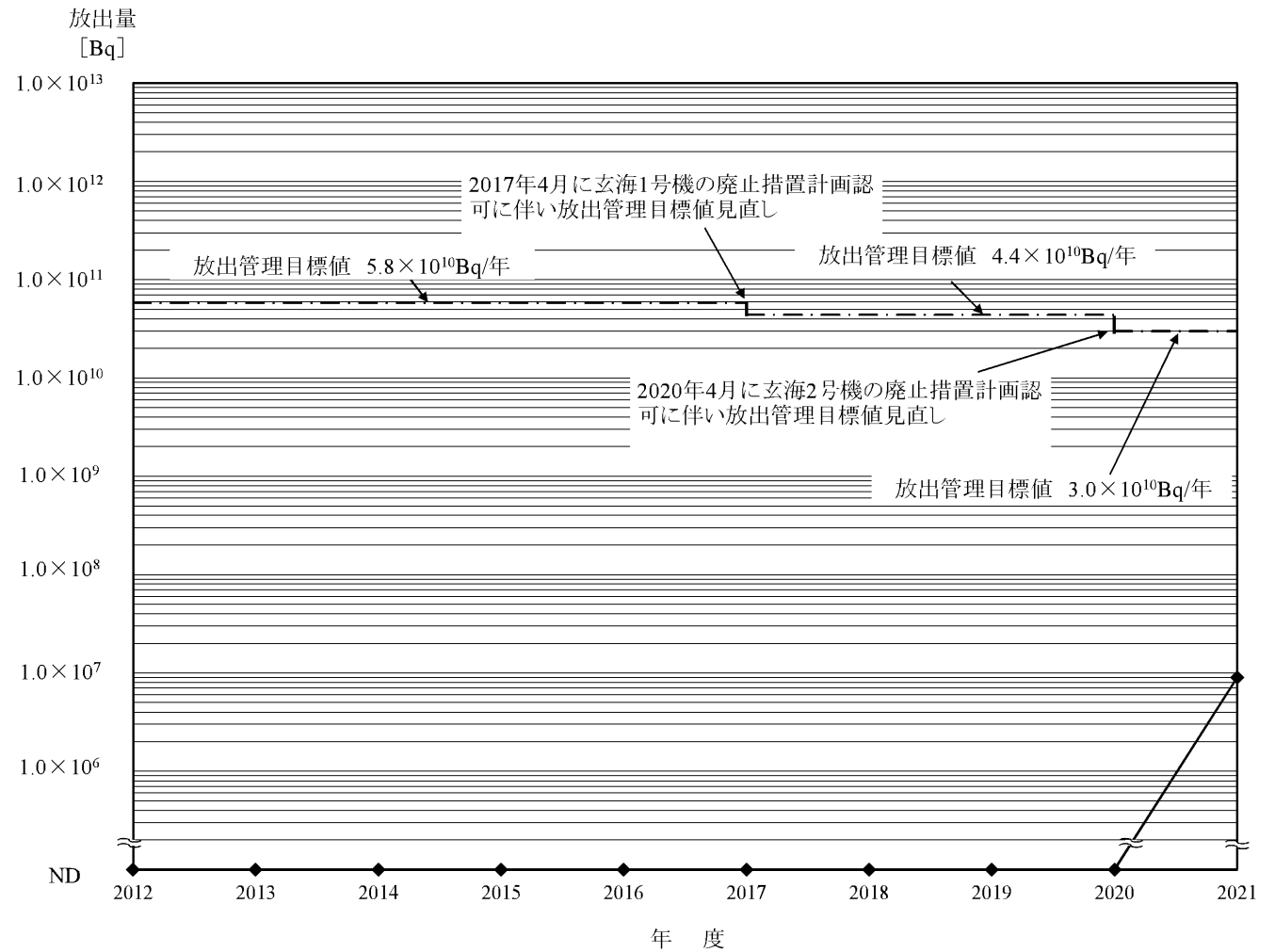
第2.2.1.6-4図 放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量(玄海1~4号機合計)

[単位:Bq]

年 度	よう素131放出量
2012	ND
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	ND
2020	ND
2021	9.0×10^6

※: 玄海3号機における燃料集合体からの漏えい発生のため。

注: 放出量は、排気中の放射性物質の濃度に排気量に乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界値未満の場合は、NDと表示した。
 なお、検出限界値は $7 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ 以下である。

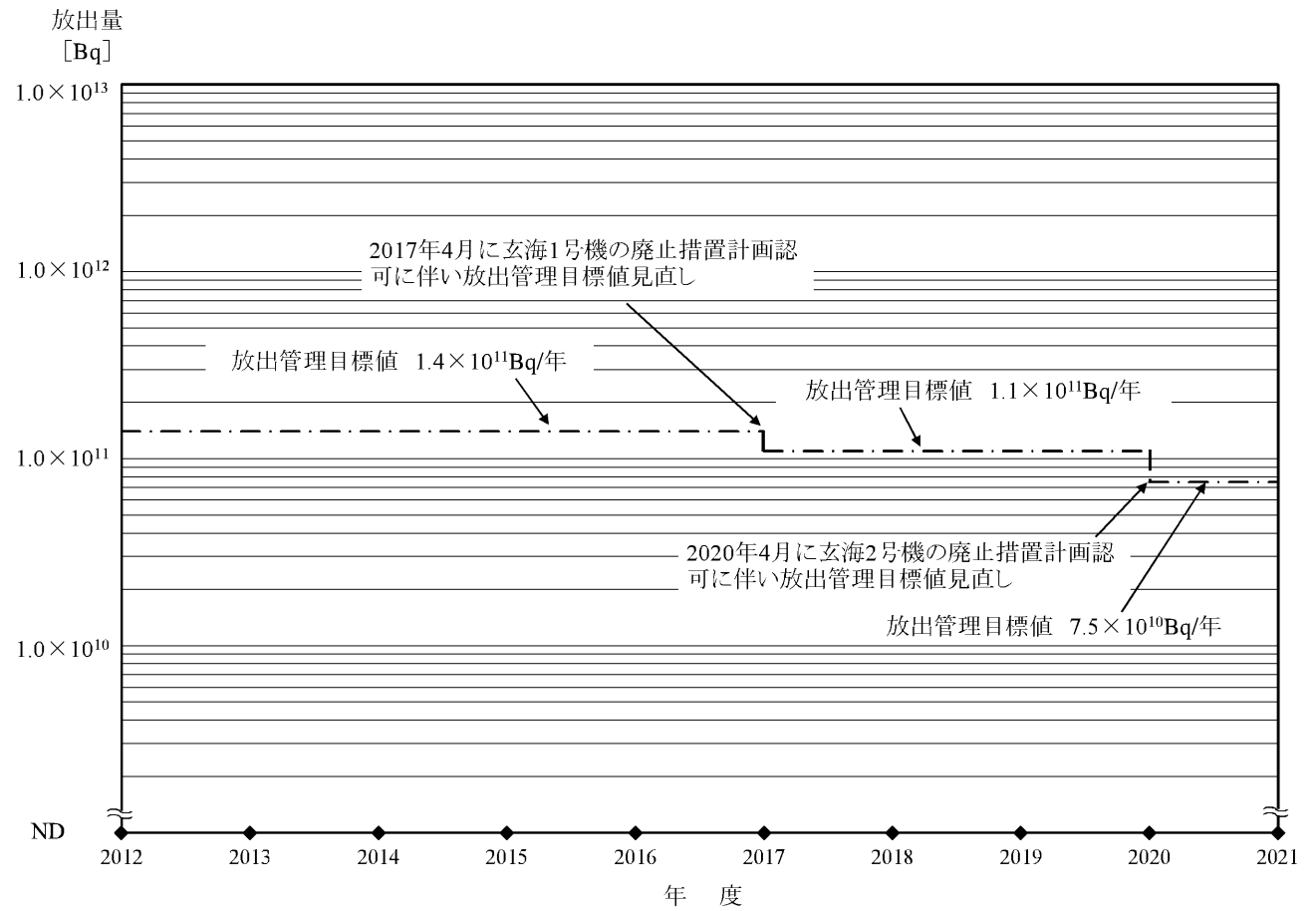


第2.2.1.6-5図 放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量(玄海1~4号機合計)

[単位:Bq]

年 度	トリチウムを除く放射性物質放出量
2012	ND
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	ND
2020	ND
2021	ND

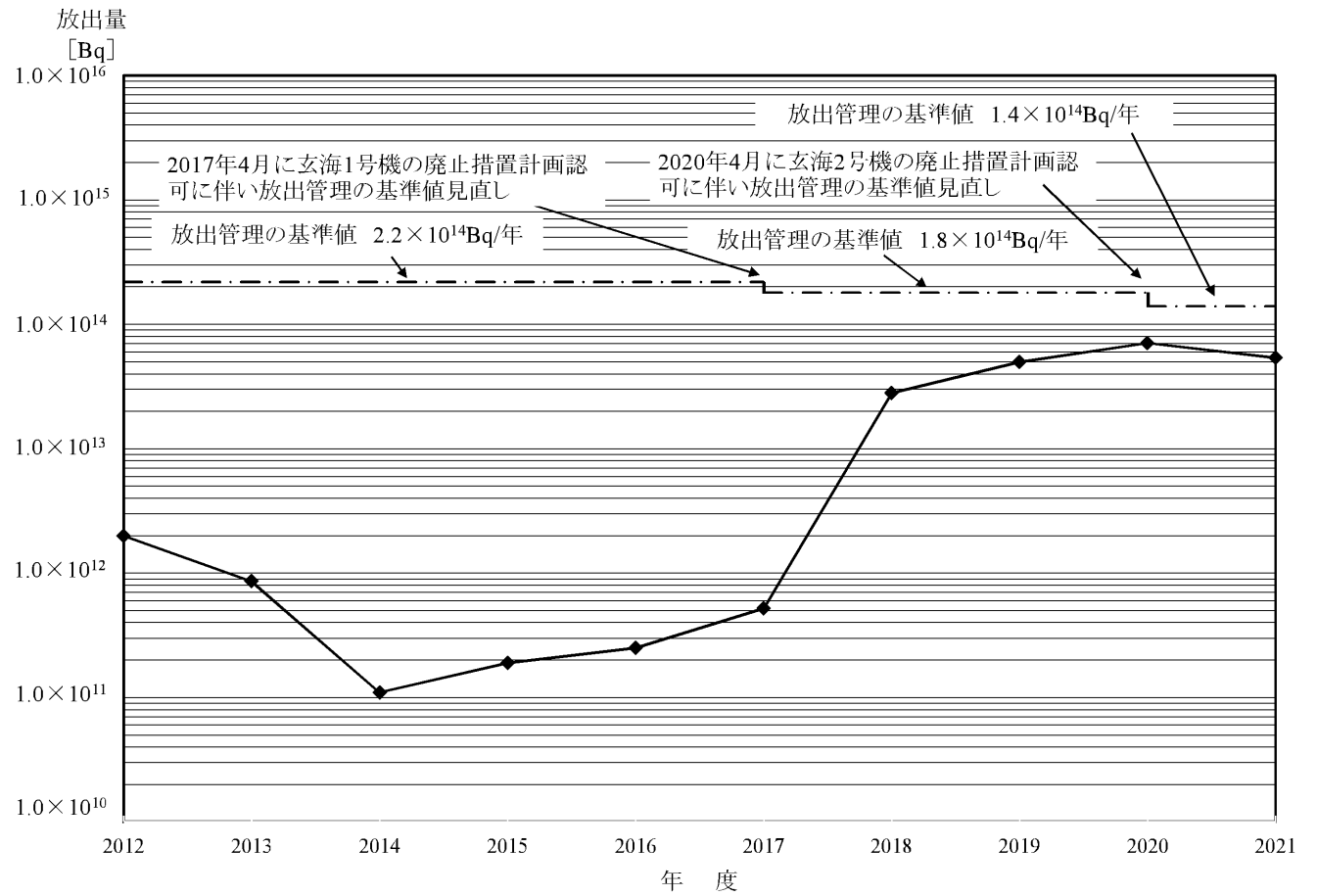
注:放出量は、排水中の放射性物質の濃度に排水量を乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界値未満の場合は、NDと表示した。
 なお、検出限界値は⁶⁰Coで代表:2×10⁻²Bq/cm³以下である。



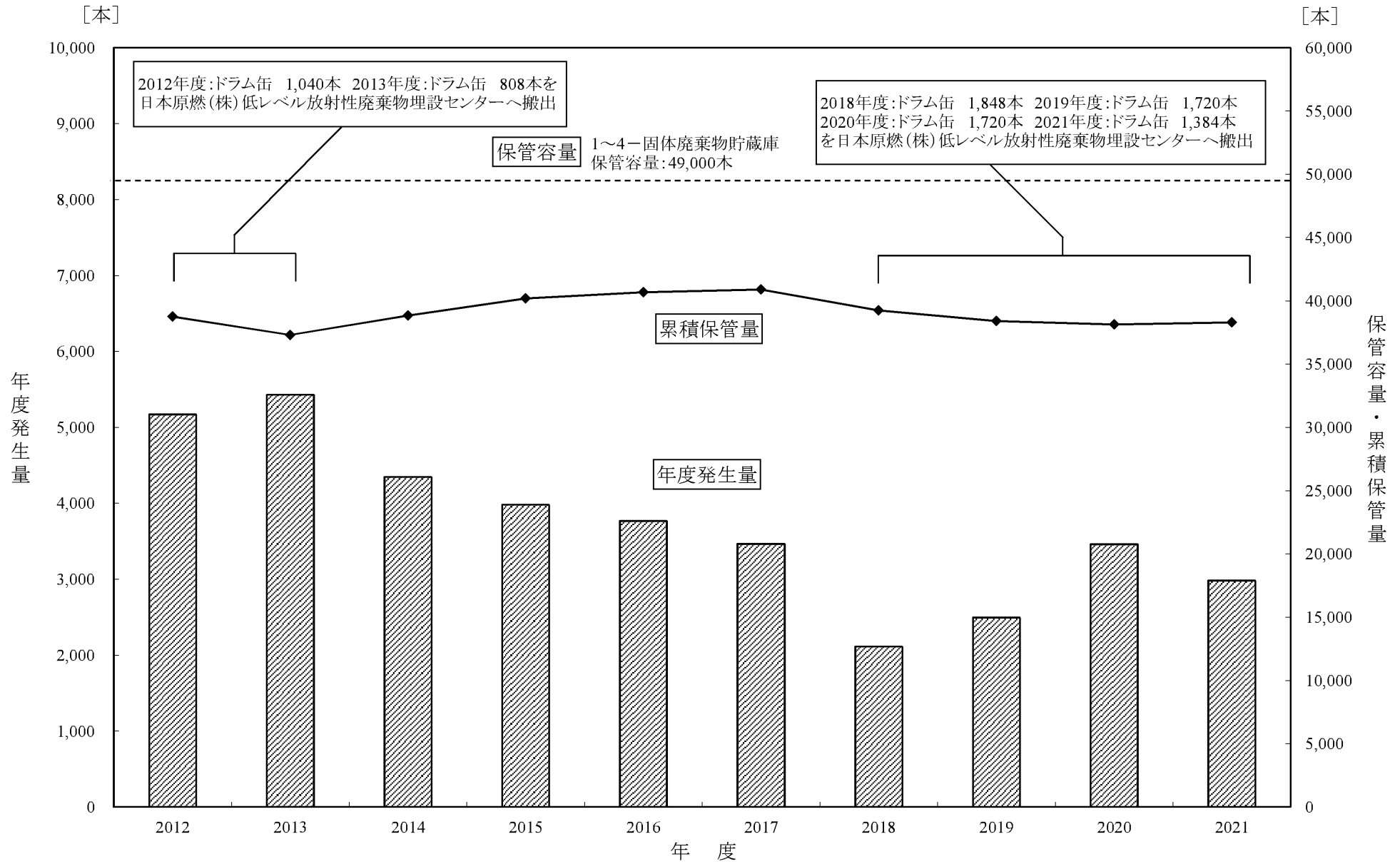
第2.2.1.6-6図 放射性液体廃棄物中の放射性物質の放出量(トリチウムを除く)(玄海1~4号機合計)

[単位:Bq]

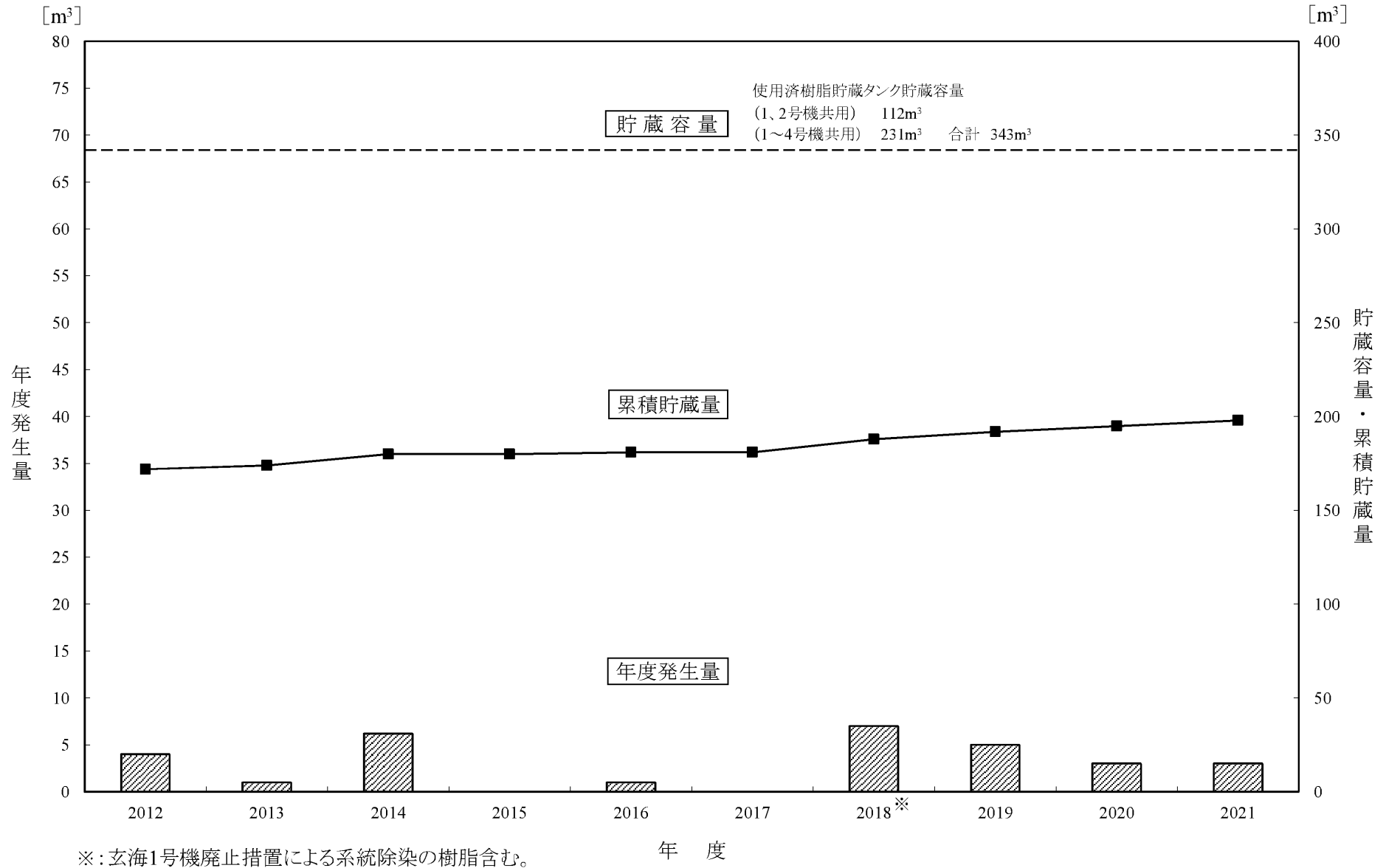
年 度	トリチウム放出量
2012	2.0×10^{12}
2013	8.6×10^{11}
2014	1.1×10^{11}
2015	1.9×10^{11}
2016	2.5×10^{11}
2017	5.2×10^{11}
2018	2.8×10^{13}
2019	5.0×10^{13}
2020	7.1×10^{13}
2021	5.4×10^{13}



第2.2.1.6-7図 放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出量(玄海1~4号機合計)



第2.2.1.6-8図 放射性固体廃棄物の発生量、保管量推移(玄海1~4号機合計)



第2.2.1.6-9図 脱塩塔使用済樹脂の発生量、貯蔵量推移(玄海1~4号機合計)

項 目	年 度	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	備 考	
気体廃棄物	・漏えい燃料防止対策の実施 (1) バッフルジェット対策												玄海3、4号機は建設当初から炉心アップフロー化を実施
	(2) 異物対策燃料の使用												
	・活性炭式希ガスホールドアップ装置の設置、運用	玄海3、4号機共用											(1993年度設置)

第2.2.1.6-10図 放射性気体廃棄物放出低減対策の変遷

項 目	年 度	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	備 考	
液体廃棄物	・ほう酸回収装置の設置、運用	玄海3、4号機共用											(1993年度設置)
	・廃液蒸発装置の設置、運用	玄海3、4号機共用											(1993年度設置)
	・洗浄排水処理装置の設置、運用	玄海1～4号機共用											(1996年度設置)

第2.2.1.6-11図 放射性液体廃棄物放出低減対策の変遷

項 目		年 度										備 考	
		2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021		
固体廃棄物	設 備 面	・ベイヤ圧縮装置の設置、運用	玄海1～4号機共用										(1993年度設置)
		・雑固体焼却設備の設置、運用	1992年度より玄海1～4号機共用										(1981年度設置)
		・燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備の設置、運用	玄海1～4号機共用										(1993年度設置)
		・改良型セメント固化装置の設置、運用	玄海1～4号機共用										(1993年度設置)
		・雑固体溶融処理設備の設置、運用	玄海1～4号機共用										(2009年度設置)
	管 理 面	・雑固体焼却設備長時間運転による焼却量増加											(2001年度より実施)
		・燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備長時間運転による焼却量増加											(2002年度より実施)
		・物品持込み制限											(1987年度より実施)
		・消耗品の仕様変更、使用制限											(1987年度より実施)
		・モルタル固化設備残留モルタルの非管理区域側での排出											(2011年度より実施)

第2.2.1.6-12図 放射性固体廃棄物低減対策の変遷

2.2.1.7 緊急時の措置

(1) 目的

原子力発電所の緊急時の措置においては、発電所の万が一の事故発生時における公衆への影響を最小限にとどめるために、緊急時における体制の確立、通報連絡及び実施に係る社内マニュアル等を整備し、これら一連の対応を適切に実施できる体制を確立し、訓練を実施することにより、原子力災害の発生及び拡大を防止することを目的としている。

(2) 緊急時の措置に係る仕組み及び改善状況

a. 緊急時の措置に係る組織・体制

(a) 緊急時の措置に係る組織・体制の概要

事故・故障等発生時の対応として、電気事業法、原子炉等規制法等で通報連絡が求められている事故・故障等又はこれらに発展するおそれのある異常兆候が発生した場合には、事故・故障等発生時の通報連絡及び処置を迅速、的確かつ円滑に行うための活動を行うこととしている。

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合において実施すべき措置については、1979年3月の米国スリーマイルアイランド発電所2号機事故(以下「TMI事故」という。)を契機として、1980年6月に原子力安全委員会で決定された「原子力発電所等周辺の防災対策について」(現在は原子力規制委員会で決定された「原子力災害対策指針」)を基本として整備を行った。

その後、1999年9月に発生したJCO東海村ウラン加工施設臨界事故(以下「JCO事故」という。)を踏まえ、原子力事業者の責務の明確化等を目的として制定された「原子力災害対策特別措置法」(以下「原災法」という。)(2000年6月施行)に基づき、「原子力事業者防災業務計画」を策定し、原子力防災管理者の選任、原子力防災組織の設置等、更なる原子力災害に対する組織・体制等の充実強化を図った。(第2.2.1.7-1表参照)

また、2007年7月に発生した新潟県中越沖地震を踏まえ専属自衛消防隊の設置を含む自衛消防体制強化及び迅速な通報連絡体制の整備を行った。(第2.2.1.7-2表参照)

さらに、2011年3月の東北地方太平洋沖地震に伴う津波により発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を起因として発出された経済産業大臣指示文書「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏ま

えた他の発電所の緊急安全対策の実施について(指示)」(平成23年3月30日付け平成23・03・28原第7号)、「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について(指示)」(平成23年6月7日付け平成23・06・07原第2号)等を受け、緊急安全対策等を実施した。

その後、2013年7月に新規制基準が施行され、従来の設計基準事故に対する対応内容の更なる強化(火災、内部溢水、その他自然災害等(地震、津波、竜巻、火山(降灰)等)発生時の対応)、設計想定を超える事象等に対する対応(重大事故等及び大規模損壊発生時の対応)が求められ、新規制基準に適合させるべく、発電所においては、発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備を行うとともに、継続して安全性向上に資するための対策等を実施している。(第2.2.1.7-3表参照)

イ 事故・故障等発生時の組織・体制

各課長は、事故・故障等を確認した場合、速やかに関係課長等へ連絡し、所長及び発電用原子炉主任技術者へ報告する。連絡を受けた関係課長等は、事故・故障等発生時の通報連絡体制に沿って、必要な関係先へ通報連絡を行うこととしている。また、休日、時間外(夜間)についても、輪番体制を確立し、通報連絡を迅速かつ的確に行うこととしている。

報告を受けた所長は、通常時体制で対応できないと判断した場合、速やかに対策会議を開設し、通報連絡、異常の状況把握、原因究明、当面の対策等について検討を行い、必要な対応を行うこととしている。(第2.2.1.7-1図参照)

また、報告を受けた発電用原子炉主任技術者は、保安上必要な場合

は、運転に従事する者(所長を含む。)へ指示等を行う。

なお、社外への通報連絡は、該当する法令等及び地方公共団体との安全協定に基づき、速やかに国、地方公共団体等へ電話等により通報連絡(第1報)を実施し、その後は、事故・故障等の状況、調査結果等について適宜情報提供を行うこととしている。(第2.2.1.7-2図参照)

さらに、国、地方公共団体等を含めた通報連絡訓練を定期的を実施し、事故・故障等発生時に迅速かつ的確な通報連絡ができる体制の継続的な維持向上を図っている。

ロ 原子力防災組織・体制

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、原子力災害の情勢に応じて緊急時体制を区分している。

原子力災害の発生又は拡大を防止するために必要な活動を行うため、所長を原子力防災管理者、第二所長及び次長職を副原子力防災管理者とした原子力防災組織(第2.2.1.7-3図参照)を設置し、原子力防災要員を選任している。緊急時体制は原子力防災管理者が発令することとしており、発令した場合、速やかに緊急時対策本部を設置し、原子力防災要員等を状況に応じて非常召集することとしている。原子力防災管理者、副原子力防災管理者の選・解任及び原子力防災要員の配置変更については、その都度、原子力規制委員会、佐賀県知事、玄海町長、長崎県知事及び福岡県知事に届け出ている。

火災、内部溢水、火山影響等、有毒ガス発生時及びその他自然災害(地震、津波及び竜巻等)により、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合は、原子力防災組織にて対応を行う。

休日、時間外(夜間)も含め、重大事故等発生時の迅速な対応のため、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員を常時確保しており、加えて、大規模損壊発生時の迅速な対応のため、専属自衛消防隊を常時確保している。(第2.2.1.7-4表及び第2.2.1.7-4図参照)

さらに、万が一の緊急作業が発生した場合における緊急作業従事者の選定を行っている。

ハ 原子力災害予防対策

(イ) 通報連絡体制及び情報連絡体制の整備

原子力防災管理者は、原子力事業者防災業務計画に示す警戒事態に該当する事象、原災法第10条に該当する事象又は原災法第15条に該当する事象の発生について通報を受けたとき若しくは自ら発見したときの通報連絡のため、あらかじめ通報連絡体制を整備している。

また、原災法第10条に基づく通報を行った後の関係機関への通報連絡のため、あらかじめ情報連絡体制を整備している。

(ロ) 放射線測定設備、原子力防災資機材等の整備

I 放射線測定設備の設置等

発電所敷地境界付近に国の検査を受けた放射線測定設備(以下「モニタリングポスト及びモニタリングステーション」という。)を設置し、定期的に整備・点検を行い、その維持管理を行っている。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションが故障等により監視不能となった場合、速やかに修理する。また、可搬型モニタリングポストを設置し、測定データを収集する等の代替手段を整備している。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定した放射線量を取りまとめた資料を住民等が閲覧できるように玄海エネルギーパーク等に配備している。

II 原子力防災資機材の整備

必要な原子力防災資機材については、その整備状況を内閣総理大臣、原子力規制委員会、佐賀県知事、玄海町長、長崎県知事及び福岡県知事へ届け出るとともに、代替緊急時対策所及び他所定の場所に配備し、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。(第2.2.1.7-5表参照)

III 重大事故等対策用資機材及び大規模損壊対策用資機材、その他の資機材等の整備

前項I、II以外の事故収束活動に必要な資機材等について、代替緊急時対策所及び他所定の場所に配備し、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。

(ハ) 原子力災害対策活動で使用する資料の整備

原子力災害対策活動で使用する資料(第2.2.1.7-6表参照)を発電所、本店及び資機材等保管場所に配備するとともに、緊急事態応急対策等拠点施設(以下「オフサイトセンター」という。)及び原子力規制庁緊急時対応センター(ERC)に配備する資料として国に提出し、地方公共団体にも提出している。

なお、これらの資料については、定期的に見直しを行っている。

(ニ) 原子力災害対策活動で使用する施設及び設備の整備・点検

発電所においては、代替緊急時対策所、応急処置施設（緊急時診療所）、気象観測設備、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、所内放送装置等について、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。また、緊急時避難のための集合場所をあらかじめ指定している。

本店においては、資機材等保管場所、原子力施設事態即応センター、SPDS等について、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。

(ホ) 関係機関との連携

国、原子力防災専門官、上席放射線防災専門官、地方公共団体等と平常時から、防災情報の収集・提供等を行い、相互連携を図っている。

(ヘ) 周辺住民への情報提供

平常時から、発電所の周辺住民に対し、国及び地方公共団体と協調して、放射性物質及び放射線の特性、原子力発電所の概要、原子力災害とその特殊性並びに原子力災害発生時における防災対策の内容について、広報誌等により情報提供を行っている。

ニ 緊急事態応急対策等

(イ) 通報及び連絡

原子力防災管理者は、原子力事業者防災業務計画に示す警戒事態に該当する事象、原災法第10条に該当する事象又は原災法第15条

に該当する事象の発生について通報を受けたとき若しくは自ら発見したときは、速やかに国、地方公共団体等に通報連絡を行うとともに、緊急時体制の発令、原子力防災要員の非常召集及び緊急時対策本部の設置を行うこととしている。(第2.2.1.7-5図参照)

また、これら通報連絡を行った後には、事故状況の把握を行い、国、地方公共団体等に報告又は連絡を行うこととしている。

(ロ) 応急措置の実施

発電所敷地内の原子力災害対策活動に従事しない者、見学者等を発電所敷地外へ避難させる必要がある場合、発電所敷地外へ誘導を行い避難させることとしている。

発電所管理区域内において、傷病者及び放射線障害を受けた者又は受けたおそれのある者を発見した場合は、速やかに関係箇所へ通報連絡を行い、傷病者を放射線の影響の少ない場所に救出した後、必要時には応急処置施設に搬送し、応急処置、除染等の措置を講じるとともに、医療機関への移送、治療依頼等を実施することとしている。

また、傷病者に放射性物質による汚染がある場合は、移送前に医療機関、消防署及び現地到着時の救急隊員に汚染がある旨を伝えるとともに、原則として係員2名(放射線管理員1名、保健師1名)を付き添わせることとしている。(第2.2.1.7-7表参照)

放射性物質が発電所敷地外へ放出された場合は、放射線監視データ、気象観測データ、緊急時モニタリングデータ等から放射能影響範囲を推定することとしている。

国からオフサイトセンター運営の準備に入る旨の連絡を受けた場合、又は地方公共団体の長から要請があった場合、指定行政機関(原子力

規制委員会等)の長及び指定地方行政機関(九州管区警察局等)の長並びに地方公共団体の長及びその他関係機関の実施する緊急事態応急対策等が的確かつ円滑に行われるようにするため、副原子力防災管理者及び原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与等を行うこととしている。(第2.2.1.7-8表参照)

(ハ) 緊急事態応急対策

前項の応急措置を継続するとともに、オフサイトセンター等に派遣された副原子力防災管理者及び原子力防災要員は、原子力災害合同対策協議会等の要請に対し、必要な対応を行うこととしている。

ホ 原子力災害事後対策

(イ) 発電所の対策

発電用原子炉施設の損傷状況・汚染状況の把握、発電用原子炉施設の除染の実施、発電用原子炉施設損傷部の修理・改造の実施、放射性物質の追加放出の防止等について、復旧計画を策定し、内閣総理大臣、原子力規制委員会、佐賀県知事、玄海町長、唐津市長、伊万里市長、長崎県知事、松浦市長、佐世保市長、平戸市長、壱岐市長、福岡県知事及び糸島市長に提出し、速やかに復旧対策を行うこととしている。

(ロ) 原子力防災要員等の派遣等

指定行政機関(原子力規制委員会等)の長及び指定地方行政機関(九州管区警察局等)の長並びに佐賀県知事、玄海町長、長崎県知事、福岡県知事及びその他関係機関の実施する原子力災害事後対策

のため、副原子力防災管理者及び原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与、その他必要な措置を行うこととしている。

へ 他の原子力事業者への協力

他の原子力事業所で原子力災害が発生した場合、「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」(2000年6月締結、2014年10月改正)に基づき、原子力防災要員の派遣及び原子力防災資機材の貸与、その他必要な協力を行うこととしている。(第2.2.1.7-8表参照)

また、2016年4月には、現行の協力協定に加え、4社(関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株))の地理的近接性を活かし、原子力災害時のより迅速な対応を図るため、協力要員の派遣や資機材の提供等の原子力事業における相互協力について合意し、追加協力のための協定を締結している。

さらに、2016年8月には、北陸電力(株)が加わり、5社間で協定を締結し、原子力災害の拡大防止対策等の充実を図っている。

ト 火災、内部溢水、火山影響等、有毒ガス発生時及びその他自然災害発生時の対応

火災が発生した場合における発電用原子炉施設の保全のための活動(消防機関への通報、消火又は延焼の防止、その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る措置を含む。)並びに内部溢水、火山影響等、有毒ガス発生時及びその他自然災害(地震、津波及び竜巻等)が発生した場合における発電用原子炉施設の保全のための活動について、必要な要員の配置、要員に対する

教育訓練の実施、保全のための活動に使用する資機材の配備及び保全のための活動を行うための手順書の整備を行っている。

また、上記の保全のための活動に関して、1年に1回以上定期的に評価を実施し、評価結果に基づき必要な措置を講じることとしている。

チ 重大事故等及び大規模損壊発生時の対応

重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模損壊が発生した場合における発電用原子炉施設の保全のための活動について、必要な要員（請負会社従業員を含む。）の配置、要員に対する教育訓練の実施、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業及び支援等の発電用原子炉施設の保全のための活動並びに資機材の配備、保全のための活動を行うための手順書の整備を行っている。

また、上記の保全のための活動に関して、1年に1回以上定期的に評価を実施し、評価結果に基づき必要な措置を講じることとしている。

このように、確実に保安活動を実施できるように、緊急時の措置に係る組織及び分掌事項を明確にしている。

(b) 緊急時の措置に係る組織・体制の改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された組織・体制の改善状況を以下に示す。

イ 特重施設要員の設置

2022年12月に、重大事故等及び大規模損壊発生時において、特重

施設による対策を行う特重施設要員を設置した。

この結果、更なる安全性・信頼性の向上が得られた。

b. 緊急時の措置に係る社内マニュアル

(a) 緊急時の措置に係る社内マニュアルの概要

緊急時の措置については、事故・故障等発生時の対応として、玄海原子力発電所における通報連絡及び処置を迅速、的確かつ円滑に行うための具体的取扱いを記載した異常時の措置の社内マニュアルを定めている。

また、原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策を図るため、必要な原子力災害対策業務を記載した非常時の措置の社内マニュアルを定めている。

(b) 緊急時の措置に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

なお、原災法の施行に伴い、2000年6月に制定した原子力事業者防災業務計画については、毎年検討を行い、必要があると認められるときには、佐賀県知事、玄海町長、長崎県知事及び福岡県知事と協議の上、修正し、内閣総理大臣及び原子力規制委員会に届け出るとともに、その要旨の公表を行っている。(第2.2.1.7-9表参照)

イ 格納容器隔離弁の閉止手順追加に伴う社内マニュアルの改正

玄海3号機第3回及び玄海4号機第4回安全性向上評価に当たり、最新知見である「国内原子力発電所の確率論的リスク評価用一般機器信頼性パラメータの推定」の高精度データを反映したところ、タービン動補

助給水ポンプの継続運転失敗の非信頼度(機器が起動後、運転の継続に失敗し使用できない確率)が上昇し、格納容器隔離失敗による格納容器機能喪失頻度が上昇したため、P信号(格納容器隔離作動B)の発信に至らない事故事象において、加圧器逃がし弁強制開等の緩和手段の失敗時に格納容器隔離弁の閉止手順を追加する社内マニュアルの改正を2022年12月に実施した。

この結果、格納容器隔離失敗による格納容器機能喪失頻度を低減し、放射性物質を含む1次冷却材が格納容器外へ漏えいすることを防止できる。

c. 緊急時の措置に係る教育・訓練

(a) 緊急時の措置に係る教育・訓練の概要

緊急時の措置の教育・訓練に係る活動については、事故・故障等発生時の対応として、発電所の万が一の事故発生時における公衆への影響を最小限にとどめるために、緊急時における一連の対応を適切に実施できるよう教育・訓練を実施している。(第2.2.1.1-1表参照)

イ 危険物保安教育及び防火管理教育

危険物を取扱う者に対して、関係法令に関する知識の習得及び危険物の取扱い並びに防火管理に関する意識の高揚を図るため、危険物保安教育を行っている。また、防火パトロールを行う者に対して、防火に関する知識の向上及び防火意識の高揚を図るため、防火管理教育を行っている。

ロ 通報連絡訓練

異常発生時等に社内外の関係先へ、的確かつ迅速に通報連絡できることを確認するための訓練を実施している。(第2.2.1.7-10表参照)

ハ 防災教育

原子力災害対策活動を円滑に行うため、防災体制、防災組織及び活動に関する知識並びに防災関係設備に関する知識を習得させる教育を実施している。

ニ アクシデントマネジメント*教育

重大事故等及び大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動に関することについて教育を実施している。

また、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関すること及び重大事故等の内容、基本的な対処方法等に関すること並びに特重施設からの操作による発電用原子炉施設の挙動に関すること及びAPC等による大規模損壊発生時における重大事故の内容、基本的な対処方法等に関することについて教育を実施している。

※: 発電所の安全設計の評価において想定している事象を大幅に超える事象(シビアアクシデント)への拡大防止又は拡大した場合に、その影響を緩和するための運用・設備両面の措置のこと。

ホ 火災防護、内部溢水、火山影響等、その他自然災害対応教育

火災発生時の措置に関すること、内部溢水発生時の措置に関すること、火山影響等及びその他自然災害(地震、津波及び竜巻等)発生時の措置に関することについて、教育を実施している。

へ 有毒ガス発生時の対応教育

有毒ガス発生時の措置に関することについて、教育を実施している。

ト 原子力防災訓練

非常事態発生時に発電所として対処すべき必要事項の処置並びに防災体制、組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できることを確認するため、総合訓練と要素訓練を実施している。

総合訓練は、発電所、本店、各支店及び東京支社等が連携し、原子力災害発生時に原子力防災組織及び本店原子力防災組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できることを確認することを目的として実施している。(第2.2.1.7-11表参照)

また、要素訓練は、原子力災害発生時に原子力防災組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できるように、手順書の適応性や必要な要員・資機材確認等の検証等を行うとともに、反復することにより熟練度向上及び手順の習熟を図り、得られた知見から改善を行うことを目的として実施している。

この訓練後には、訓練結果の評価を行い、必要に応じて改善を行うこととしている。(第2.2.1.7-6図参照)

チ 重大事故等発生時の対応に係る総合的な訓練

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を実施している。

リ 大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練

大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択及び緊急時対策本部要員(指揮者等)、特重施設要員及び専属自衛消防隊との連携を含めた総合的な訓練を実施している。

ヌ 力量習得訓練

重大事故等対策を行うために必要となる基本的な作業・操作に関する力量の習得を図るための教育訓練を実施している。

ル 力量維持訓練

重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等に係る役割に応じた力量の維持・向上のための訓練を実施している。

ヲ 成立性確認訓練等

重大事故等発生時の対応に係る成立性の確認訓練、大規模損壊発生時の対応に係る技術的能力の確認訓練及びAPC等時の成立性の確認訓練を実施している。

ヰ 国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練への参画

国又は地方公共団体が主催する緊急時通報連絡・情報伝達訓練、在宅避難行動要支援者避難訓練等の原子力防災訓練に積極的に参画している。(第2.2.1.7-12表参照)

(b) 緊急時の措置に係る教育・訓練の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教

育・訓練に係る主な改善活動はなかった。

(3) 緊急時の措置に係る設備改善状況

a. 緊急時の措置に係る設備の概要

緊急時の措置に係る設備については、緊急時通信機器を設置するとともに、原子力災害活動で使用する応急処置施設、気象観測設備等を設置している。

b. 緊急時の措置に係る設備の改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された設備の改善状況を以下に示す。

(a) 常設直流電源設備(3系統目)設置工事

第15回定期事業者検査時に、重大事故等時の更なる信頼性向上を図るため、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に対応した直流電源設備である蓄電池(安全防護用及び重大事故等対処用)、可搬型直流電源設備のほかに、もう1系統の特に高い信頼性を有する常設直流電源設備(3系統目)を設置した。

この結果、重大事故等時において、更なる信頼性向上が図られた。

(b) 海水ポンプ取替工事

第15回定期事業者検査時に、事故時におけるポンプの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海水ポンプへの取替えを実施した。

この結果、ポンプの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」の可能性が低減された。

(c) 特重施設の運用開始とその取組み

特重施設の運用に向けて体制を整備し、必要な教育訓練を実施した後、2023年2月2日に運用を開始した。

この結果、更なる安全性・信頼性の向上が図られた。

(d) 特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入

2022年度に、特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントを導入した。

この結果、原子炉格納容器の過圧破損のリスクが低減された。

(4) 緊急時の措置に係る実績指標

a. 原子力防災訓練回数

原子力防災訓練回数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.7-7図に示す。

国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練に参画するとともに、所内においては、原子力防災訓練として、原子力災害の発生を想定した訓練を年1回以上定期的に計画し、実施している。

b. 訓練等の改善状況

訓練等の改善状況について確認した結果を、第2.2.1.7-13表に示す。

訓練等の改善については、設備面、運用面の改善を適宜実施していることを確認した。

(5) 緊急時の措置に係る有効性評価結果

緊急時の措置に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、緊急時の措置の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

緊急時の措置に係る実績指標について、訓練が適切に実施され、かつ訓練等の結果を踏まえて適切に改善を実施していることから、緊急時の措置の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

なお、改善措置活動(CAP)のプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

これらのことから、緊急時の措置の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

第2.2.1.7-1表 TMI事故及びJCO事故以後充実を図った緊急時対策(1/2)

【TMI事故以後】

緊急時対策関連事項	概 要
緊急時対策所の設置	「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項について」(1981年7月23日原子力安全委員会決定)において、要求されている機能を有する「緊急時対策所」*1を設置している。 また、中央制御室内の運転員を介さずに事故状況を正確かつ速やかに把握するために必要な環境及びプラント情報の収集ができる設備を設置している。
事故時用モニタ等の設置	事故時の状態を的確に把握するための放射線モニタ及び事故時サンプリングシステムを設置している。
派遣要員、機材の確保	「原子力発電所等に係る防災対策上当面取るべき措置について」*2に基づき、経済産業省の要請があった場合に派遣する要員、機材の確保を図っている。
環境放射線モニタリングマニュアルの整備	緊急時の環境放射線モニタリングマニュアルを整備している。
緊急時対策資料の整備	「原子力発電所等周辺の防災対策について(現:原子力災害対策指針)」(1980年6月30日原子力安全委員会決定)に基づき、緊急時対策資料を整備している。
緊急時用モニタリング設備の整備	緊急時用モニタリング設備が整備され、機材の状態、数量等について定期的に点検を実施している。
緊急時用通信連絡用機材の整備	発電所と本店を結ぶ専用回線(電話、ファクシミリ)を設置するとともに、発電所と国及び地方公共団体を結ぶ専用回線を整備している。

※1:2013年7月に新規規制基準の施行に伴い、緊急時対策所の機能は代替緊急時対策所に移管された。

※2:2000年6月に原災法等による新しい枠組みが整備されたことから、2000年12月に廃止されている。

第2.2.1.7-1表 TMI事故及びJCO事故以後充実を図った緊急時対策 (2/2)

【JCO事故以後】

緊急時対策関連事項	概 要
原子力事業者防災業務計画の作成	「原災法」に基づき、原子力事業者が行う原子力災害予防対策、緊急事態応急対策等について明記した「原子力事業者防災業務計画」を作成している。
原子力防災組織の整備	従来から所長を本部長とした原子力防災体制を定めていたが、「原災法」に基づき、所長を原子力防災管理者に選任するとともに、副原子力防災管理者及び原子力防災要員を選任し、原子力防災管理者の統括の下、原子力防災組織を設置して災害対策活動が速やかに行われるよう体制の整備を図っている。
通報基準の明確化	従来から発電所において発生した事故・故障については「原子炉等規制法」、「電気事業法」等の法律及び立地県、町との安全協定により通報連絡することが取り決められていたが、「原災法」に基づき国、地方公共団体に通報すべき事象及び原子力緊急事態宣言を行う事象が明確に規定された。これを受け、「原子力事業者防災業務計画」で通報基準を明確にしている。
通報連絡体制の充実	「原災法」に規定する事象が発生した場合等に、関係箇所へ直ちに通報連絡するため、従来から設置していた一斉ファクシミリの送付先を見直すとともに、休日、時間外(夜間)においては輪番体制により通報連絡に万全を期している。
原子力防災資機材の整備	従来から原子力災害対策上必要な防災資機材を配備、整備していたが、「原災法」に基づき、原子力災害発生時又は災害発生防止に必要な資機材の確保・整備を図っている。
オフサイトセンターに備え付ける資料の整備	従来から原子力災害対策等に備え、必要な資料を発電所等に備え付けているが、「原災法」に基づき、オフサイトセンターに備え付けるため必要な資料を国に提出している。
原子力災害対策活動で使用する施設設備の整備・点検	原子力災害対策活動で使用する応急処置施設、気象観測設備等を常に使用可能な状態に整備している。
事業所外運搬事故時の措置の明確化	原子力発電所外における放射性物質(使用済燃料、低レベル放射性廃棄物等)の運搬時に原子力災害が発生した場合においても対応できるよう体制の整備を図っている。
オフサイトセンターへの派遣要員の整備	従来から原子力災害が発生した場合に、国等に要員を派遣することとしていたが、「原災法」に基づき、オフサイトセンターへの派遣要員を整備している。
他の原子力事業者への協力事項の充実	他の原子力事業所において原子力災害が発生した場合に、原子力防災要員の派遣、資機材の貸与等を行えるよう体制及び資機材の整備を図っている。また、原子力事業者間の協力が円滑に実施できるよう、方法等について電力会社9社、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、日本原燃(株)の12社で協力協定を締結している。 さらに、現行の協力協定に加え、4社(関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株))の地理的近接性を活かし、原子力災害時のより迅速な対応を図るため、協力要員の派遣や資機材の提供等の追加協力のための協定を締結し、その後、北陸電力(株)を加えた5社間での協定を締結し、原子力災害の拡大防止対策等の充実を図っている。
原子力緊急事態支援組織の本格運用	発災時において遠隔操作ロボット等資機材の支援や遠隔操作ロボットの操作要員育成等を行えるよう電力会社9社、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、日本原燃(株)の12社で原子力緊急事態支援組織の運営に関する基本協定を締結している。

第2.2.1.7-2表 新潟県中越沖地震を踏まえた対策

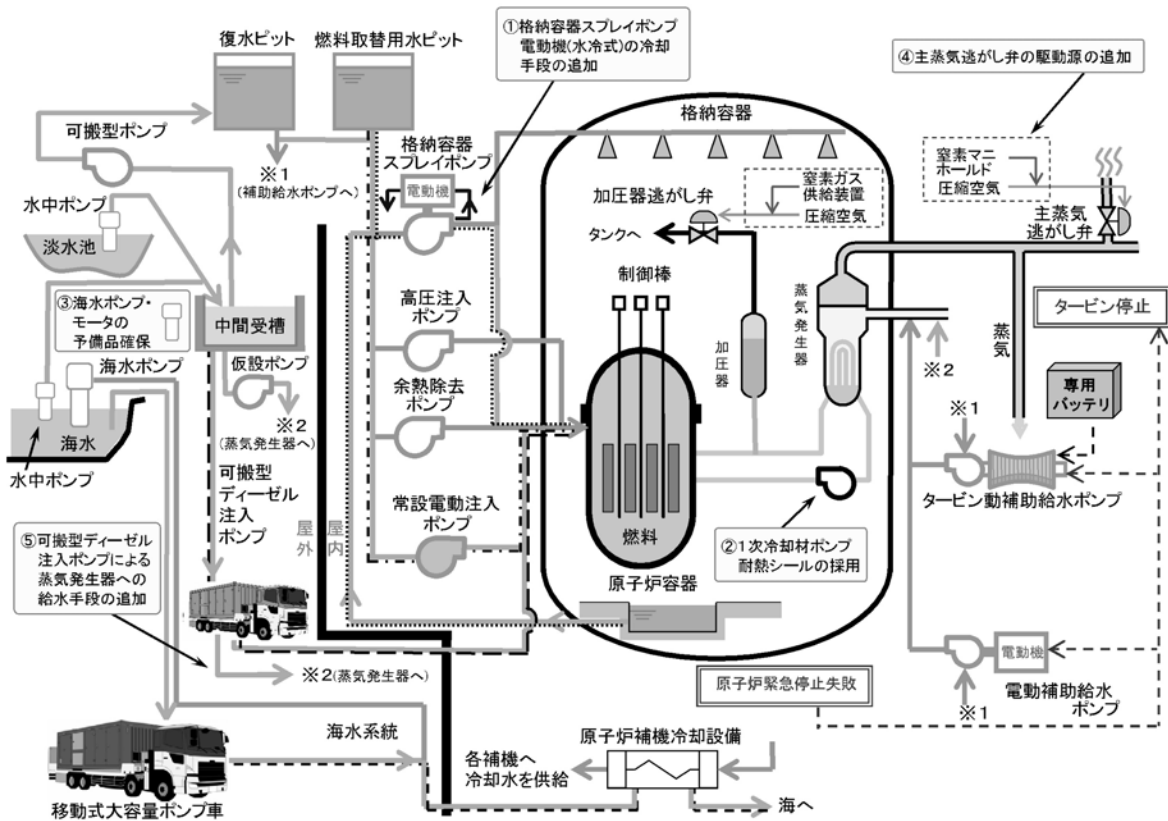
【新潟県中越沖地震以後】

強化対策関連事項	概要
公設消防署に対する専用通信回線の設置	経済産業大臣指示文書「平成19年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について(指示)」(平成19・07・20原第1号)に基づき、当社が行う改善計画の対応として、回線輻輳時にも速やかに通報ができる「専用通信回線」及び「衛星携帯電話」を中央制御室等に設置した。
専属自衛消防隊の設置	経済産業大臣指示文書「平成19年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について(指示)」(平成19・07・20原第1号)に基づき、当社が行う改善計画の対応として、24時間常駐し、火災発生時に迅速に初期消火活動を可能とする「専属自衛消防隊」を設置した。
化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の配備	経済産業大臣指示文書「平成19年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について(指示)」(平成19・07・20原第1号)に基づき、当社が行う改善計画の対応として、油火災にも対応できるよう、400ℓ毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有する「化学消防自動車」及び「小型動力ポンプ付水槽車」を配備した。
泡消火薬剤の配備	800ℓ毎分の流量でおおむね1時間泡放射を行うことができる泡消火薬剤を配備した。
自衛消防建屋の設置	前項の「専属自衛消防隊」、「化学消防自動車」及び「小型動力ポンプ付水槽車」その他消防資機材を管理する「自衛消防建屋」を設置した。

第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(1/7)
(主な自主的な取組み)

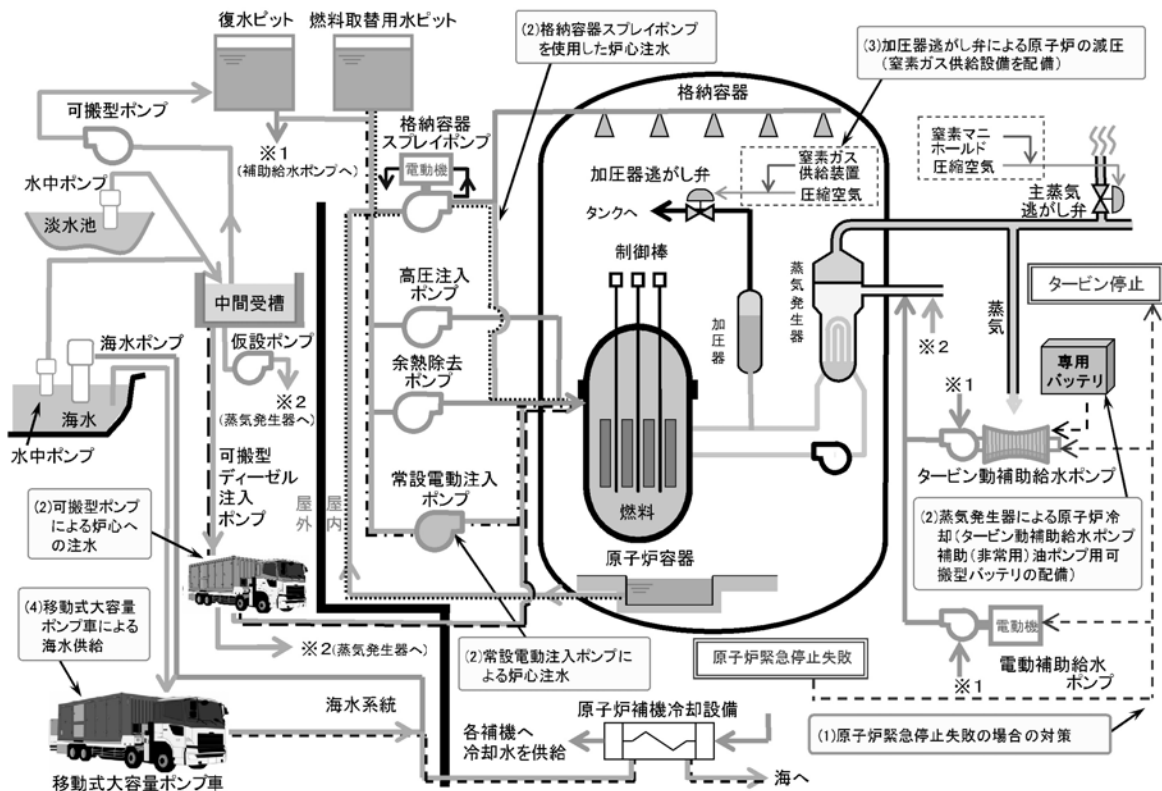
対策項目		内容
①	格納容器スプレイポンプ電動機(水冷式)の冷却手段の追加	・全交流動力電源喪失時、常設の電動機の冷却水が供給されない場合でも、燃料取替用水ピットの水を冷却水として使用できる手段を追加
②	1次冷却材ポンプ耐熱シールの採用	・全交流電源喪失時に、1次冷却材ポンプの回転軸部分から、高温の1次冷却材が漏れることを防止する耐熱シールに取替え
③	海水ポンプ・モータの予備品確保	・海水ポンプ・モータが使えなくなった場合を想定し、予備品を確保
④	主蒸気逃がし弁の駆動源の追加	・常設の制御用空気が使用できない場合の、主蒸気逃がし弁用窒素ガス供給設備を現場に配備
⑤	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水手段の追加	・常設のタービン動補助給水ポンプに加え、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手段を追加

その他、海水ポンプエリアの防水対策、ガレキ撤去用重機等の配備、浸水防止対策、防水対策等の安全対策を実施



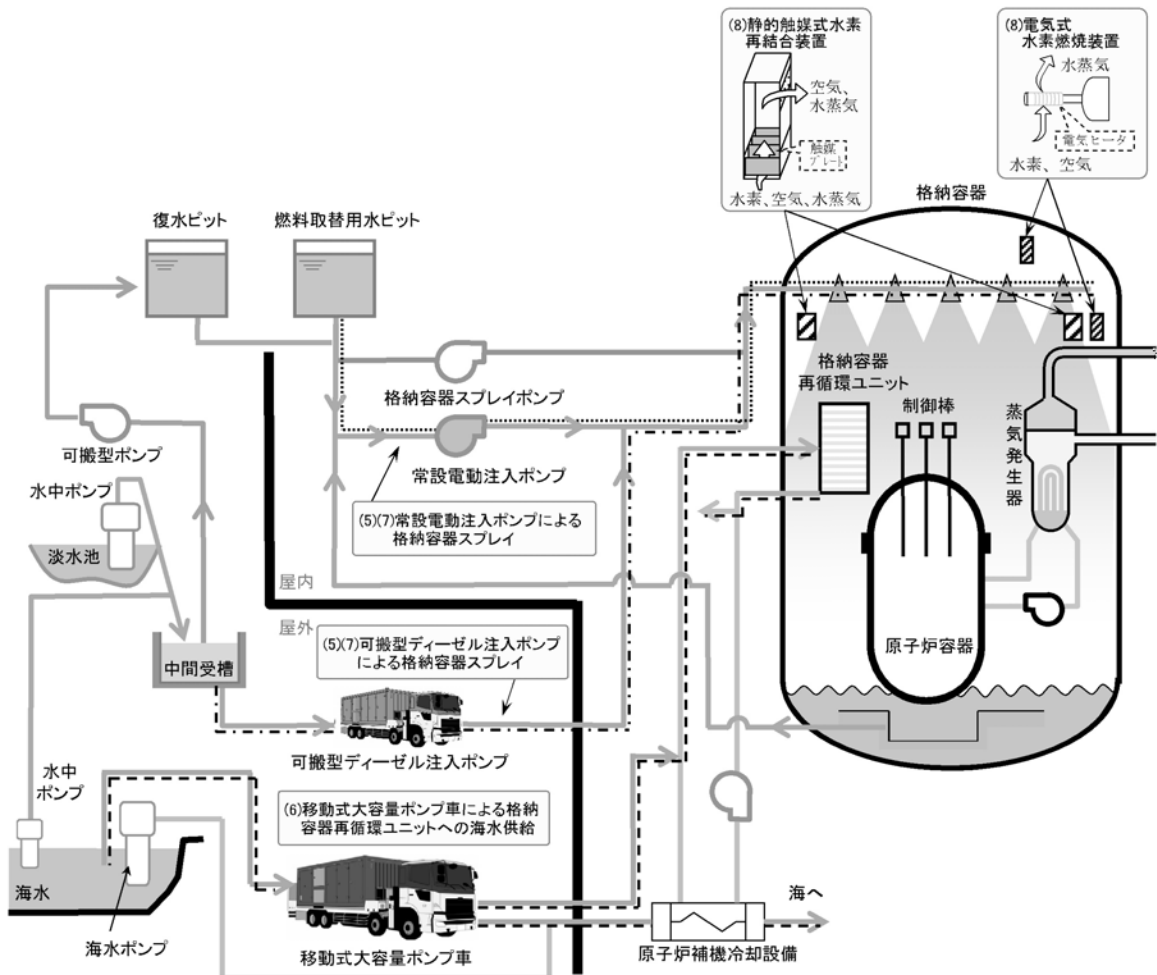
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(2/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(1/6))

対策項目		内容
炉心損傷防止	(1) 原子炉緊急停止失敗の場合の対策	・制御棒が挿入できず原子炉緊急停止に失敗した場合の、原子炉停止手段の整備
	(2) 原子炉冷却機能喪失時の対策	・常設の高圧注入ポンプや余熱除去ポンプが使用できない場合の、常設電動注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は格納容器スプレイポンプによる炉心への注水及び代替再循環 ・常設の交流電源、直流電源が使用できない場合の、タービン動補助給水ポンプ補助(非常用)油ポンプ用可搬型バッテリーを現場に配備
	(3) 原子炉減圧機能喪失時の対策	・常設の制御用空気が使用できない場合の、加圧器逃がし弁用窒素ガス供給設備を現場に配備
	(4) 最終ヒートシンク(最終的な熱の逃がし場)確保	・常設の海水ポンプが使用できない場合の、移動式大容量ポンプ車による海水系統への海水供給



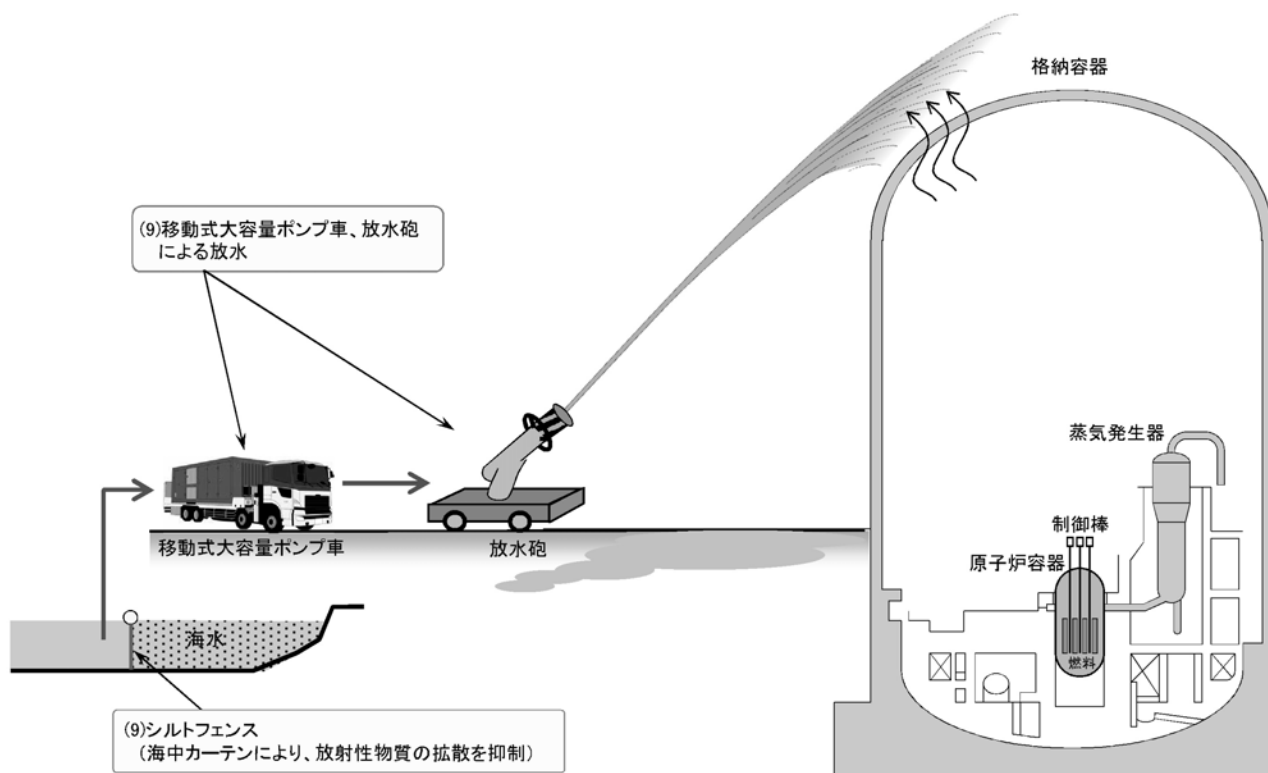
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(3/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(2/6))

対策項目		内容	
格納容器損傷防止	(5)	格納容器内雰囲気冷却、減圧、放射性物質の低減	・常設の格納容器スプレイポンプが使用できない場合の、常設電動注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した格納容器の冷却等
	(6)	格納容器の過圧破損防止	・常設設備が使用できない場合の、移動式大容量ポンプ車による、格納容器再循環ユニットへの海水の供給
	(7)	格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	・常設電動注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した格納容器スプレイによる、格納容器下部への注水
	(8)	格納容器内の水素爆発防止	・事故時の格納容器内の水素濃度を低減する静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置を設置



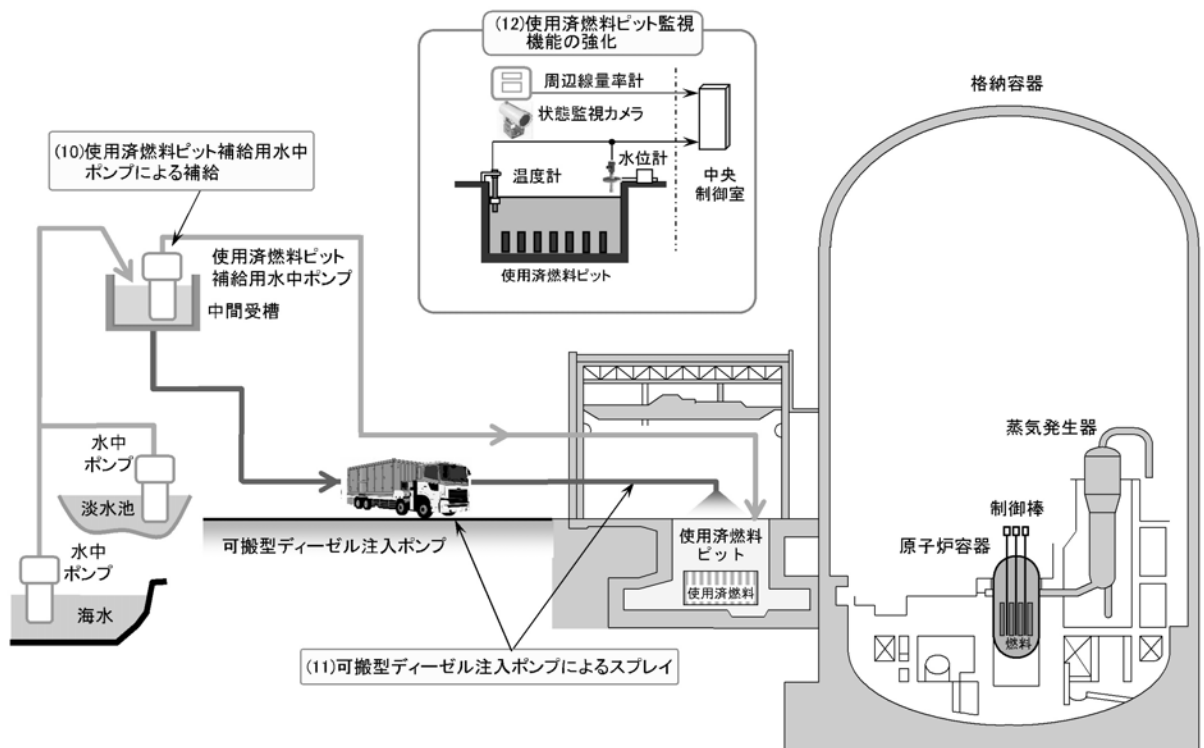
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(4/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(3/6))

対策項目	内容
放射性物質拡散抑制 (9) 格納容器破損時等の放射性物質の拡散抑制	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所外への放射性物質の拡散抑制のため、移動式大容量ポンプ車、放水砲による放水 ・シルトフェンスによる放水時の海洋への放射性物質拡散抑制



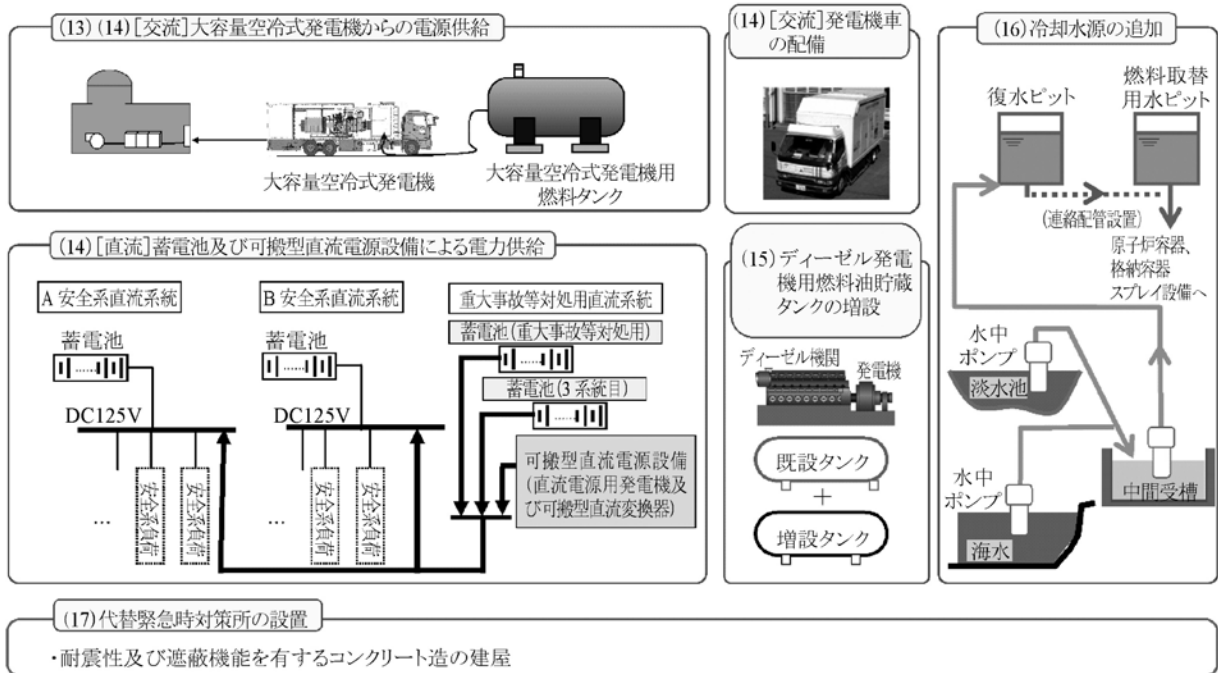
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(5/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(4/6))

対策項目		内容
使用済燃料ピットの冷却	(10)	使用済燃料ピット水の補給による冷却手段の多様化 ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給
	(11)	大量の使用済燃料ピット水の漏えい対策 ・使用済燃料ピットへの可搬型ディーゼル注入ポンプによるスプレイ
	(12)	使用済燃料ピット監視機能の強化 ・使用済燃料ピット水位計、温度計、状態監視カメラ、周辺線量率計設置



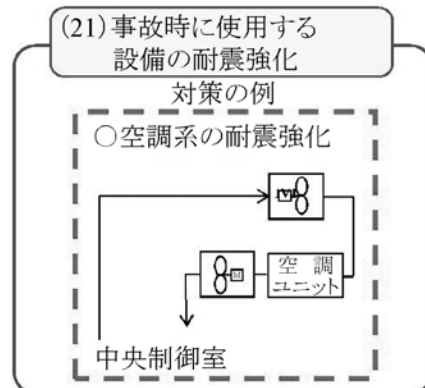
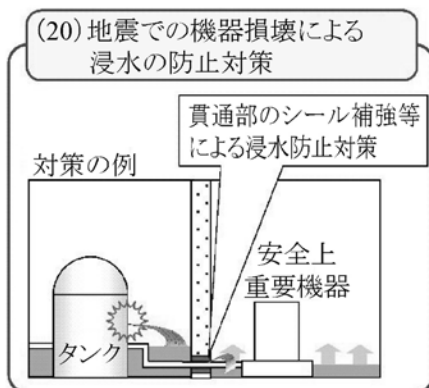
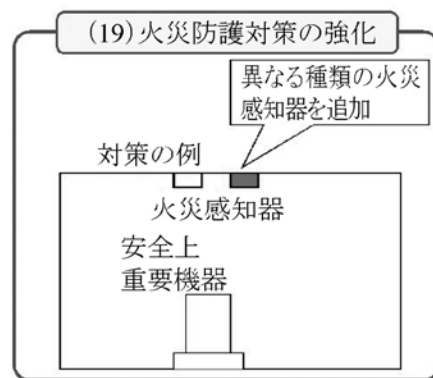
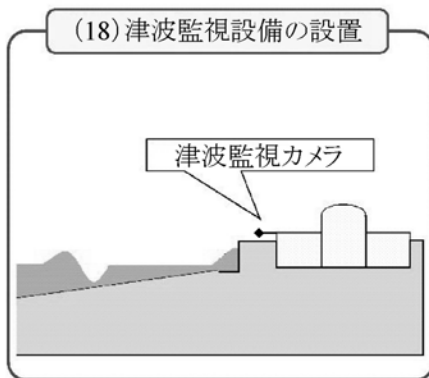
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(6/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(5/6))

対策項目		内容
電源、水、緊急時対策所	(13) 大容量空冷式発電機の設置	・大容量空冷式発電機を設置し、非常用母線への電源ケーブルを恒設化
	(14) サポート機能の確保	・大容量空冷式発電機の遠隔起動(常設代替電源) ・発電機車の配備(可搬型代替電源) ・蓄電池(安全防護系用)、蓄電池(重大事故等対処用)及び蓄電池(3系統目)による、24時間の電力供給(蓄電池の増設) ・可搬型直流電源設備による、24時間の電力供給(可搬型の配備)
	(15) 燃料油貯蔵タンクの増設	・外部から支援が得られるまでの期間を考慮し、ディーゼル発電機を7日間連続運転できるよう燃料油貯蔵タンクを増設
	(16) 冷却水源の追加	・格納容器スプレイ設備の水源を、常設の燃料取替用水ピットに加え、常設の復水ピットや淡水池・海から供給できる手段を追加
	(17) 現地対策本部としての機能を維持する設備等の整備	・耐震構造で放射線管理機能を有する事故時の指揮所(緊急時対策棟)を設置予定(中長期対策) ・代替緊急時対策所の設置



第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(7/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(6/6))

対策項目		内容
重大事故防止等に万全を期す対策	(18)	津波監視設備の設置 ・津波を監視するカメラを設置
	(19)	火災防護対策の強化 ・火災感知器設置等の火災防護強化
	(20)	地震での機器損壊による浸水の防止対策 ・建屋内部の容器や配管の破損により、安全上重要な機器が浸水しないよう、建屋内部に面した配管貫通部のシール補強等の浸水防止対策の実施
	(21)	事故時に使用する設備の耐震強化 ・重大事故対策時に使用する換気空調設備等の耐震性強化



第2.2.1.7-4表 重大事故等対策に係る体制

要員		要員数		構成	要員内訳	任務		
運転員(当直員)		12名		号炉毎運転操作指揮者	○当直課長:1名 ○当直副長:1名	○3号炉及び4号炉ごとの運転操作指揮		
				号炉間連絡・運転操作助勢者	○当直主任:1名 ○運転操作員:1名	○3号炉及び4号炉間の連絡対応 ○3号炉及び4号炉ごとの運転操作助勢		
				号炉毎中央制御室操作員	○運転操作員:2名	○中央制御室での運転操作対応		
				号炉毎現場操作員	○運転操作員、巡視員:6名	○運転操作対応		
重大事故等 対策要員	初動	36名	20名	運転対応要員	○技術系社員:8名	○運転員(当直員)と合同で初動対策(初動後も継続対応)の運転操作対応 ・電源確保作業 ・蒸気発生器2次側による冷却ほか(主蒸気逃がし弁開弁)		
				16名	20名	20名	16名	16名
	初動後		16名	16名	16名	16名	16名	○保守作業対応 ・使用済燃料ピットへの給水確保 ・移動式大容量ポンプ車準備ほか
緊急時対策本部要員 (指揮者等)		4名		全体指揮者	○副原子力防災管理者:1名	○全体指揮 ・原子炉防災組織の統括管理		
				号炉毎指揮者	○社員(管理職):2名	○3号炉及び4号炉ごとの統括管理 ○3号炉及び4号炉ごとの初動後対策対応の現場指揮		
				通報連絡者	○社員(管理職):1名	○通報連絡対応 ○緊急時対策本部の運営		
特重施設要員		—		特重施設要員		○特重施設操作対応		

第2.2.1.7-5表 原子力防災資機材一覧
(原災法に基づく届出に関する設備)

品目		仕様	
放射線障害防護用器具	汚染防護服	・アノラック ・タイベック	
	呼吸用ボンベ付一体型防護マスク	・セルフエアセット	
	フィルター付き防護マスク	・全面マスク ・半面マスク	
非常用通信機器	緊急時電話回線	・緊急時電話回線	
	ファクシミリ	・ファクシミリ	
	携帯電話等	・携帯電話等	
計測器等	排気筒モニタリング設備 その他の固定式測定器	・3号排気筒ガスモニタ ・4号排気筒ガスモニタ ・試料放射能測定装置	
	ガンマ線測定用サーベイメータ	・ γ 測定電離箱サーベイメータ ・ γ 測定ポケットサーベイメータ	
	中性子線測定用サーベイメータ	・中性子線測定サーベイメータ	
	空間放射線積算線量計	・蛍光ガラス線量計	
	表面汚染密度測定用サーベイメータ	・ α 表面汚染測定シンチレーションサーベイメータ ・ β 表面汚染測定GMサーベイメータ	
	可搬式ダスト測定関連機器	・可搬式ダストサンブラ ・可搬式ダスト測定器 ・ダスト・ヨウ素サンブラ	
	可搬式の放射性ヨウ素測定関連機器	・可搬式ヨウ素サンブラ ・可搬式ヨウ素測定器	
	個人用外部被ばく線量測定器	・警報付ポケット線量計 ・ガラスバッジ	
	その他	エアロモニタリング設備	・3号格納容器内高レンジエアモニタ ・3号使用済燃料ピットエアモニタ ・3号使用済燃料ピット排気ガスモニタ ・4号格納容器内高レンジエアモニタ ・4号使用済燃料ピットエアモニタ ・4号使用済燃料ピット排気ガスモニタ
		モニタリングカー	・モニタリングカー
その他資機材	ヨウ素剤	・ヨウ化カリウム丸	
	担架	・担架	
	除染用具	・除染キット	
	被ばく者の輸送のために使用可能な車両	・ワゴン車	
	屋外消火栓設備又は動力消防ポンプ設備	・屋外消火栓設備	

第2.2.1.7-6表 原子力災害対策活動で使用する資料

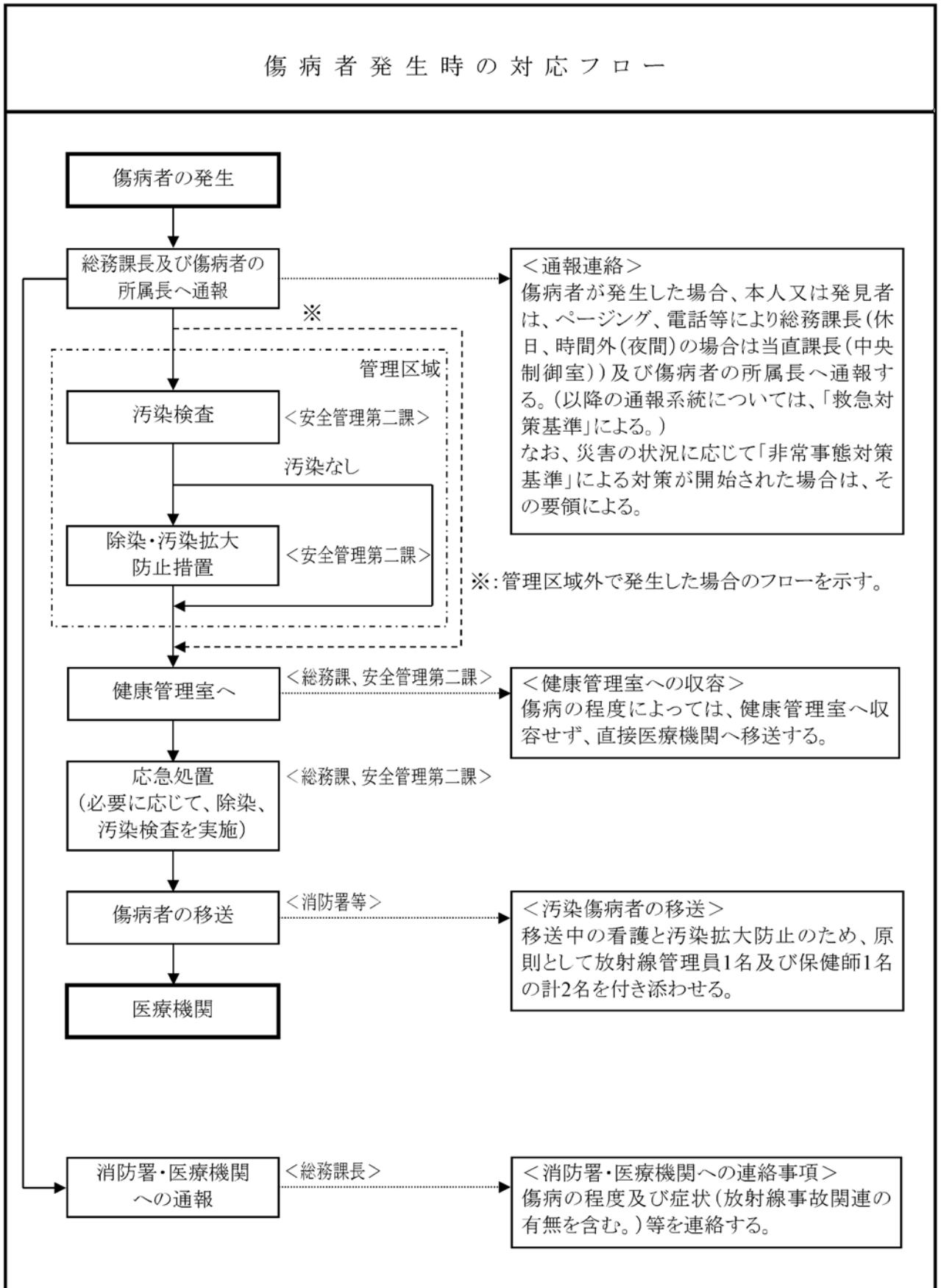
資 料 名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図(1/25,000)※ ② 発電所周辺地域地図(1/50,000)※
2. 発電所周辺航空写真パネル※
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ※ ② 毎時観測データ※
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング配置図※ ② 環境試料サンプリング位置図※ ③ 環境モニタリング測定データ※
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図(各ユニット)
7. 原子炉設置許可申請書(各ユニット)※
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図※
9. プラント関連プロセス及び放射線計測配置図(各ユニット)
10. プラント主要設備概要(各ユニット)
11. 原子炉安全保護系ロジック一覧表(各ユニット)
12. 規定類 ① 保安規定※ ② 原子力事業者防災業務計画※
13. 「運転基準」緊急処置編
14. 廃止措置計画認可申請書(1、2号炉)※

- ・本表の1～12の資料は、オフサイトセンター、佐賀県、玄海町、唐津市、伊万里市、長崎県、松浦市、佐世保市、平戸市、壱岐市、福岡県及び糸島市の災害対策本部等に備え付ける資料を示す。
- ・本表の□の資料は、原災法第12条第4項に基づき、オフサイトセンターに備え付けるために、内閣総理大臣に提出する資料を示す。
- ・本表の※の資料は、原子力事業所災害対策支援拠点で使用する資料を示す。

第2.2.1.7-7表 傷病者発生時の対応処置(1/2)

No.	項目	傷病者発生時の対応処置
1	傷病発生時の基本原則	<p>(1) 救出、退避に当たっては、人命及び身体の安全を第一とする。</p> <p>(2) 救急の対応が必要となる傷病が発生した場合は、直ちに関係箇所に正確かつ迅速な連絡及び報告を行う。</p> <p>(3) 放射性物質による汚染を伴う場合は、傷病者をホットシャワー室に移したのち、当社による放射線管理上の指示に従って、速やかに除染を行うとともに汚染の拡大防止措置を実施する。</p>
2	対応フロー	<p>傷病者が発生した場合は、「傷病者発生時の対応フロー」に基づき、速やかに関係箇所へ通報連絡するとともに、傷病者に対する応急処置を実施する。</p> <p>(第2.2.1.7-7表「傷病者発生時の対応処置(2/2)」参照)</p>
3	救出及び応急の処置	<p>発見者は、その状況を速やかに確認し、ページング、電話等により総務課長(休日、時間外(夜間)の場合は当直課長(中央制御室))及び傷病者の所属長に通報するとともに付近の者と協力して救出及び応急処置に着手する。</p> <p>但し、傷病者が汚染しているとき、又は汚染しているおそれがあるときは安全管理第二課長が指示する除染等と並行して実施する。</p> <p>総務課長(休日、時間外(夜間)の場合は当直課長(中央制御室))及び傷病者の所属長は、「救急対策基準」の通報系統等により迅速かつ適確に通報連絡する。</p>
4	傷病者の移送	<p>傷病者を医療機関に移送する方法は、緊急性、傷病の内容、傷病発生時の事情に応じて適宜選択する。</p> <p>なお、消防署及び医療機関への連絡事項として、傷病の程度及び症状(放射線事故関連の有無を含む。)等を事前に連絡する。</p> <p>また、傷病者に汚染がある場合は、移送中の看護と汚染拡大防止のため、原則として放射線管理員1名及び保健師1名の計2名を付き添わせる。</p>
5	救急用品の整備及び教育訓練	<p>救急用品等を常に使用できる状態に整備している。</p> <p>また、傷病者の発生時における早急な応急処置の必要性の観点から、当社社員及び協力会社社員を対象に消防署員による「普通救命講習会」を継続的に開催している。</p>

第2.2.1.7-7表 傷病者発生時の対応処置(2/2)



第2.2.1.7-8表 原子力防災要員等の派遣、原子力防災資機材等の貸与一覧

【玄海原子力発電所で原子力災害が発生した場合】

項 目	準 備 数
副原子力防災管理者	1名
原子力防災要員	7名
サーベイメータ	10台
ダストサンプラ	10台
蛍光ガラス線量計	100個
ガラスバッジ等	50個
業 務 車	1台
設備関係資料(必要な資料のみ)	1部

【他の原子力事業者の原子力事業所で原子力災害が発生した場合】

項 目	準 備 数 [※]
協力要員	30名
GM汚染サーベイメータ	36台
NaIシンチレーションサーベイメータ	2台
電離箱サーベイメータ	2台
ダストサンプラ	6台
個人線量計(ポケット線量計)	100個
高線量対応防護服	20着
全面マスク	100個
汚染防護服(タイベック)	3,000着
汚染防護服(ゴム手袋)	6,000双
遮蔽材	200枚
放射能測定用車両	1台
可搬型モニタリングポスト	9台

※:当社の総数を示す。

第2.2.1.7-9表 原子力事業者防災業務計画の修正実績

修正日	項目	主な修正内容
2022年8月19日	新たに設置する特重施設や常設直流電源設備(3系統目)を追加	・現在工事中の特重施設や常設直流電源設備(3系統目)について、緊急時活動レベル(EAL) [※] 判断基準の対象設備にあらかじめ追加
	原子力災害医療体制の充実	・原子力災害時における発電所の要員に対する医療体制の充実を図るため、原子力安全研究協会の協力を得て医療活動を実施することを反映

※:原子力施設の状況に応じて、緊急事態を、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の3つに区分し、原子力施設の状況が、これらの緊急事態の区分に該当するか否かを原子力事業者が判断する基準

第2.2.1.7-10表 通報連絡訓練の実績

実施年度	概要
2022年度 (2022年9月27日実施)	玄海3号機原子炉冷却材漏えい等を想定し、異常時の通報連絡訓練を実施した。
2022年度 (2022年10月29日実施)	地震発生に伴う玄海4号機原子炉冷却材漏えい等を想定し、異常時の通報連絡訓練を実施した。

第2.2.1.7-11表 原子力防災訓練の実績

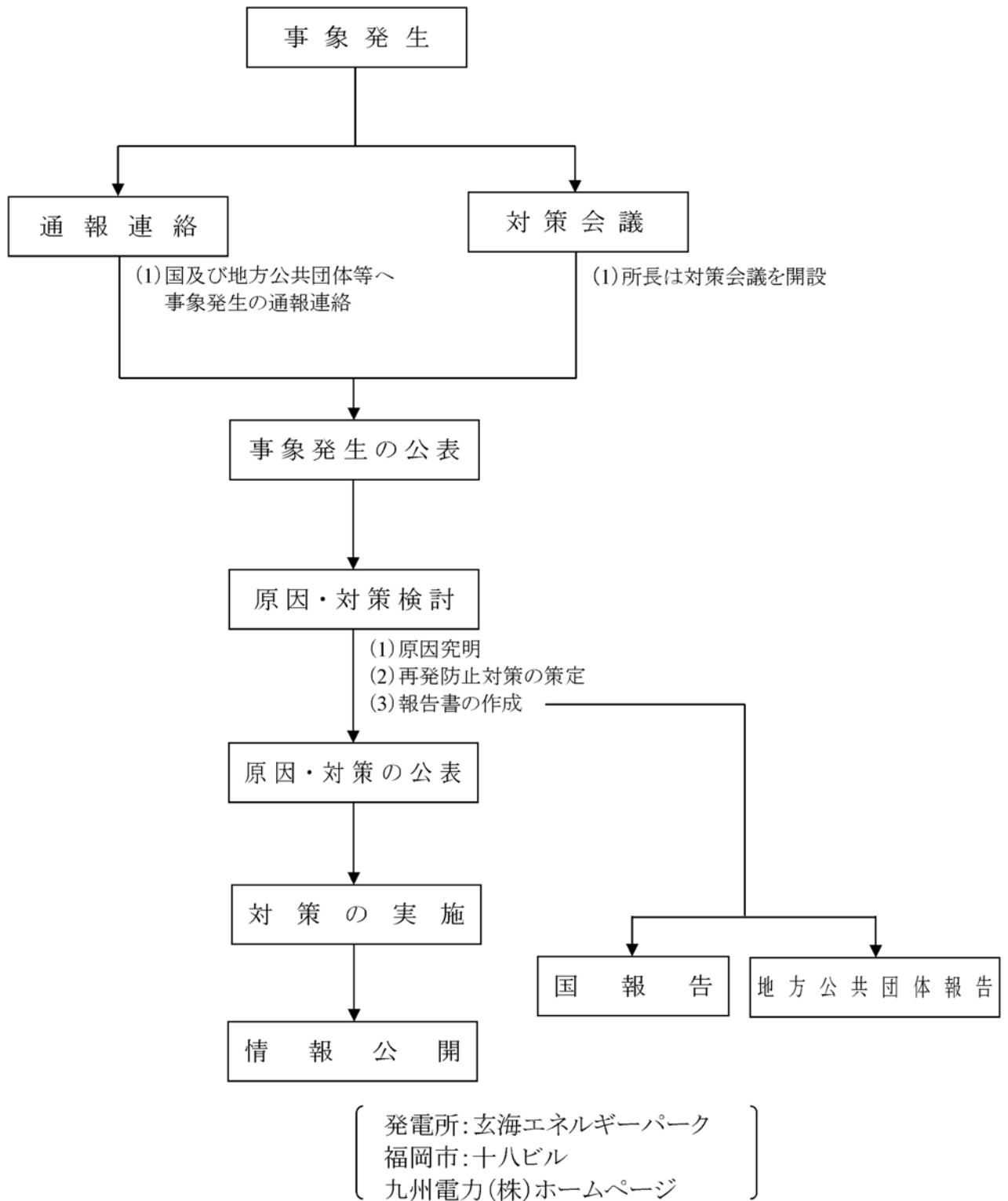
実施年度	概要
<p>2022年度 (2023年2月28日実施)</p>	<p>総合訓練として玄海4号機において、原子炉冷却材漏えい、全交流動力電源喪失により原子炉の冷却機能がすべて喪失し、発電所外への放射性物質放出、玄海3号機については原子炉冷却材漏えい、玄海1、2号機については全交流動力電源喪失を想定し、緊急時組織の各訓練を実施した。</p> <p>なお、2月28日の総合訓練以外に、要素訓練(避難誘導訓練、AM訓練、緊急時対応訓練、通報訓練、原子力災害医療訓練、緊急事態支援組織対応訓練、モニタリング訓練、後方支援拠点設置運営訓練)を実施した。</p>

第2.2.1.7-12表 佐賀県原子力防災訓練の実績

実施年度	当社が参加・実施した訓練
2022年度 (2022年10月29日実施)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時通報連絡・情報伝達訓練 ・ 在宅避難行動要支援者避難訓練 ・ 原子力災害医療対策訓練 ・ 救援物資搬送訓練 ・ 原子力発電所における緊急時対策訓練

第2.2.1.7-13表 訓練等の改善状況

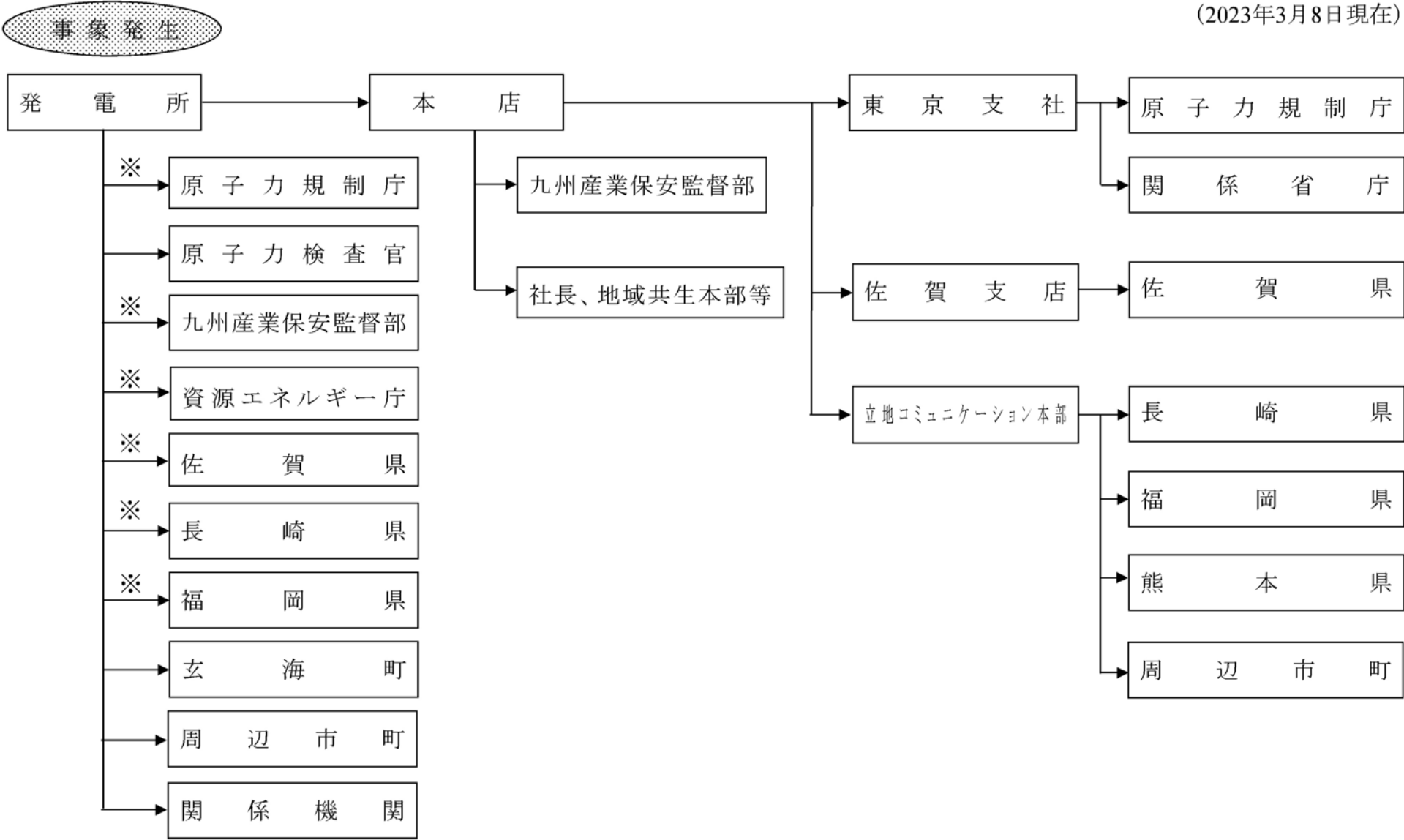
年度	主な気付事項		対応内容
2021	原子力防災訓練	<ul style="list-style-type: none"> ・「原子力規制庁緊急時対応センター（ERC）への情報共有や対策本部内の情報共有に使用する概略系統図等の情報共有シートについて、対象号機が容易に判別できるものとなっていなかったこと」を踏まえ、情報共有シートについて、対象号機が容易に判別できるように情報共有シートの様式見直しとして、号機ごとに異なる着色を行う等、分かりやすい記載について検討する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・情報共有シートについて、号機ごとに異なる着色を行うとともに、上部に号機を記載した帯を付記した。また、IP-FAXを使用する場合も想定し、白黒でも識別ができるようハッチングパターンも号機ごとに区別した。 今回の訓練で、見直しを行った情報共有シートを使用することで、号機の判別が容易となり、ERCへの情報共有等において、号機の誤りもなく円滑な情報共有を行っていたことから、今回の対策について有効性を確認できた。



注:本フローは一般的なフローであり、状況によって異なる場合がある。

第2.2.1.7-1図 事故・故障等発生時の対応フロー

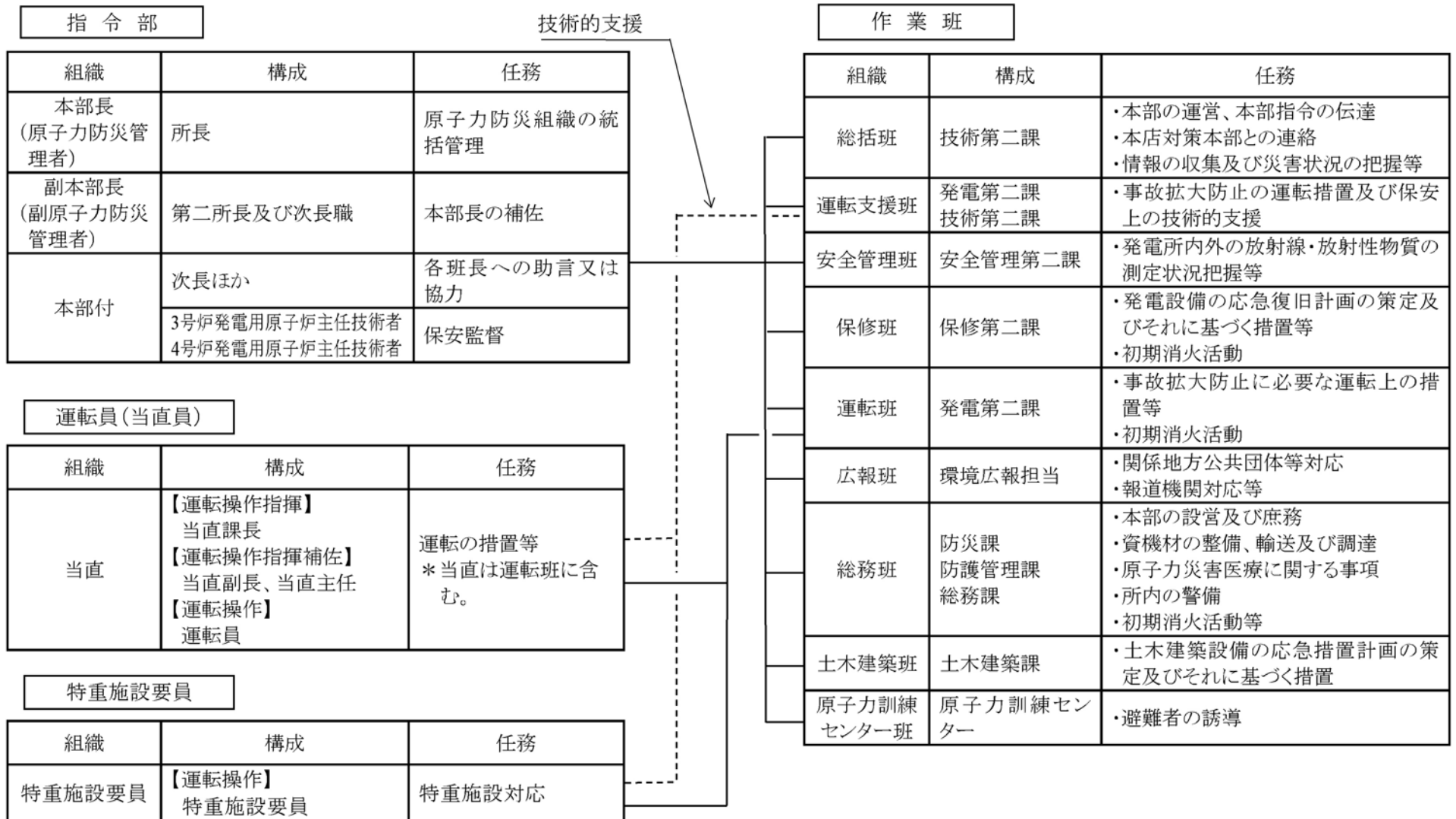
(2023年3月8日現在)



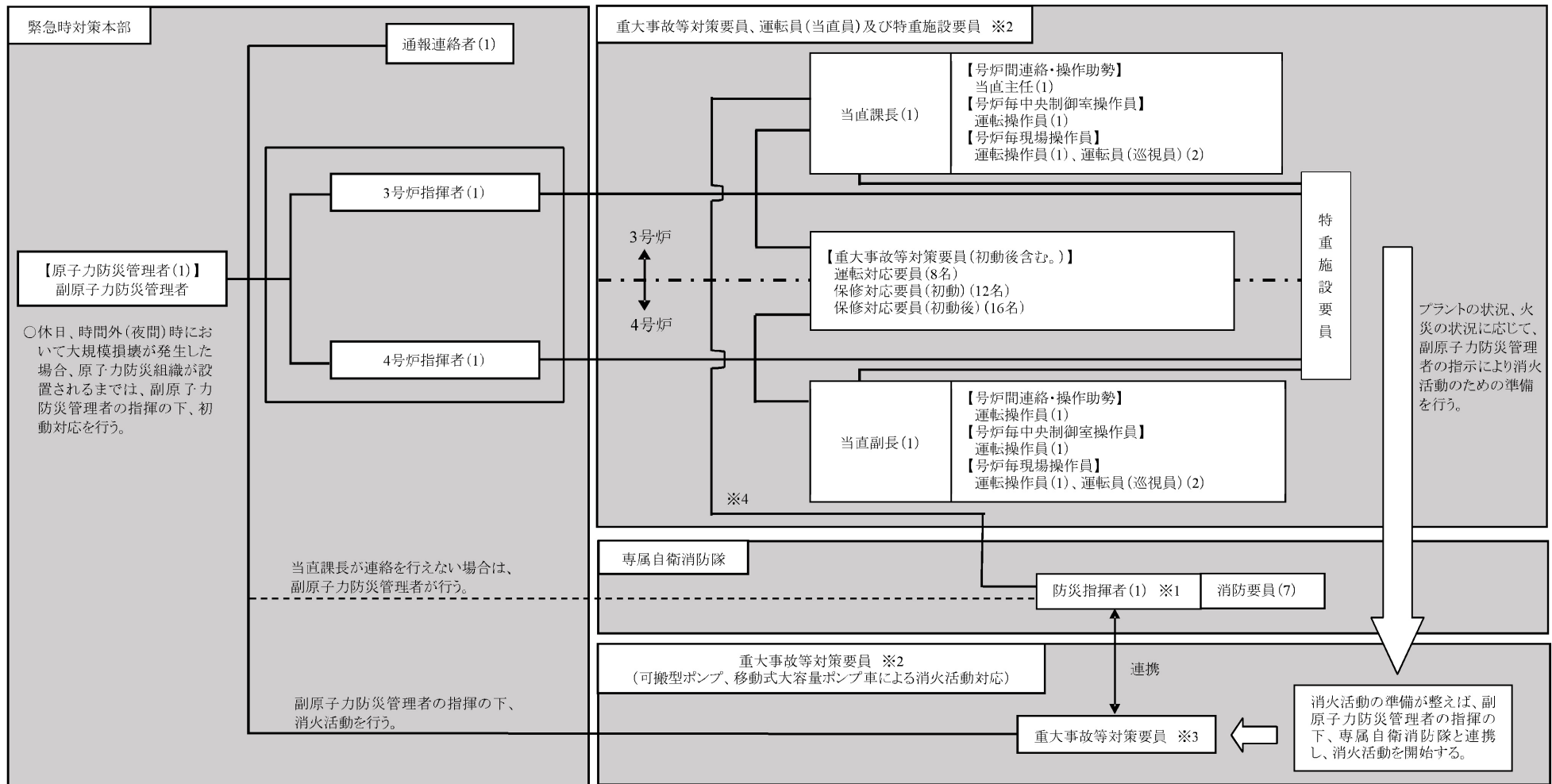
2.2.1-279

※:第1報のみ発電所から直接報告又は連絡
 九州産業保安監督部への報告は、電気関係報告規則第3条第1項関係のみ

第2.2.1.7-2図 事故・故障時の通報連絡ルート



第2.2.1.7-3図 原子力防災組織とその主な任務



※1: 大規模損壊発生時、早期に対応可能な化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を用いて専属自衛消防隊による消火活動を実施する。なお、現場での通信連絡については、プラントの復旧対応と同時使用を避けるため原則として別の無線通話装置の回線を使用する。
緊急時対策本部との連絡については無線通話装置等を使用し、副原子力防災管理者の指揮により対応を行う。

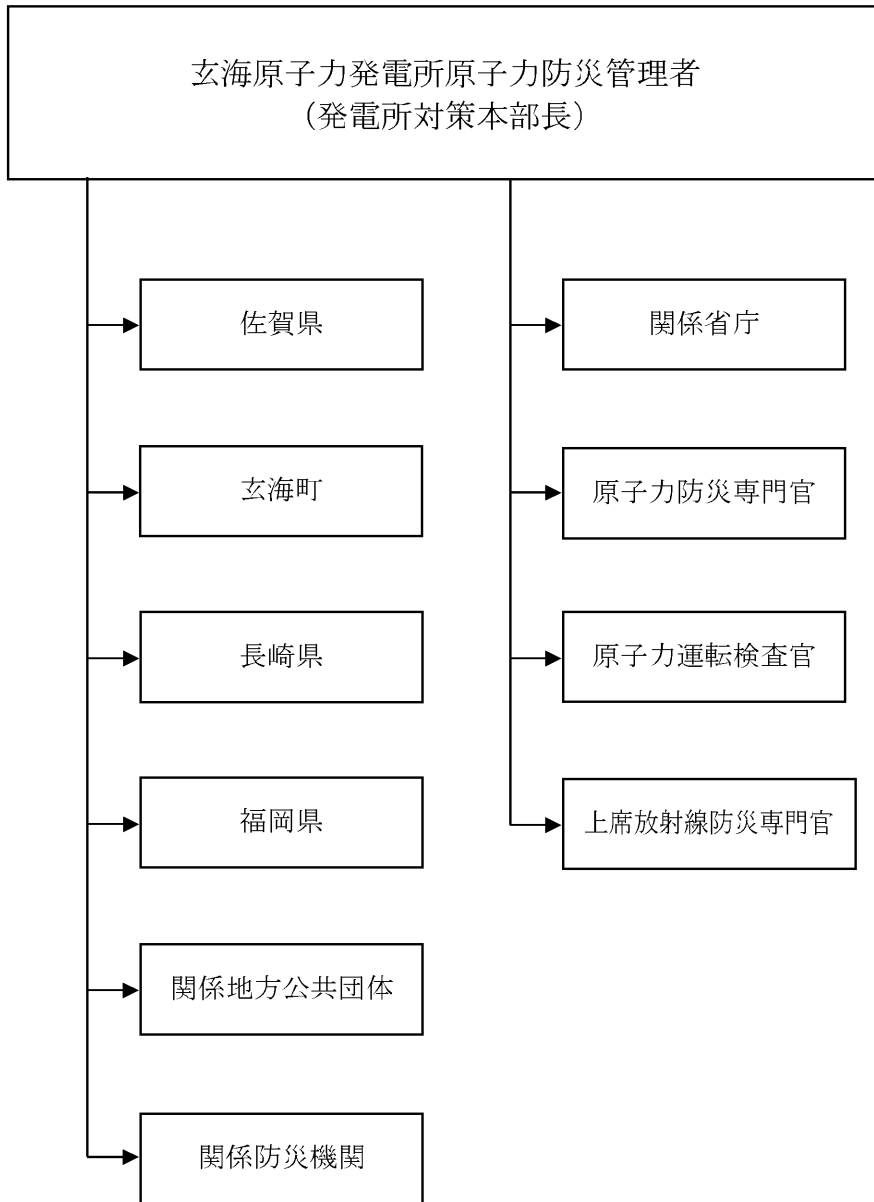
※2: 大規模損壊発生時、火災及びプラントの被災状況に応じ、副原子力防災管理者の指示により可搬型ポンプ又は移動式大容量ポンプ車を用いた消火活動を実施する。

※3: 重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、プラントの復旧対応と同時使用を避けるため、別の無線通話装置の回線を使用する。緊急時対策本部との連絡については無線通話装置等を使用し、副原子力防災管理者の指揮により対応を行う。

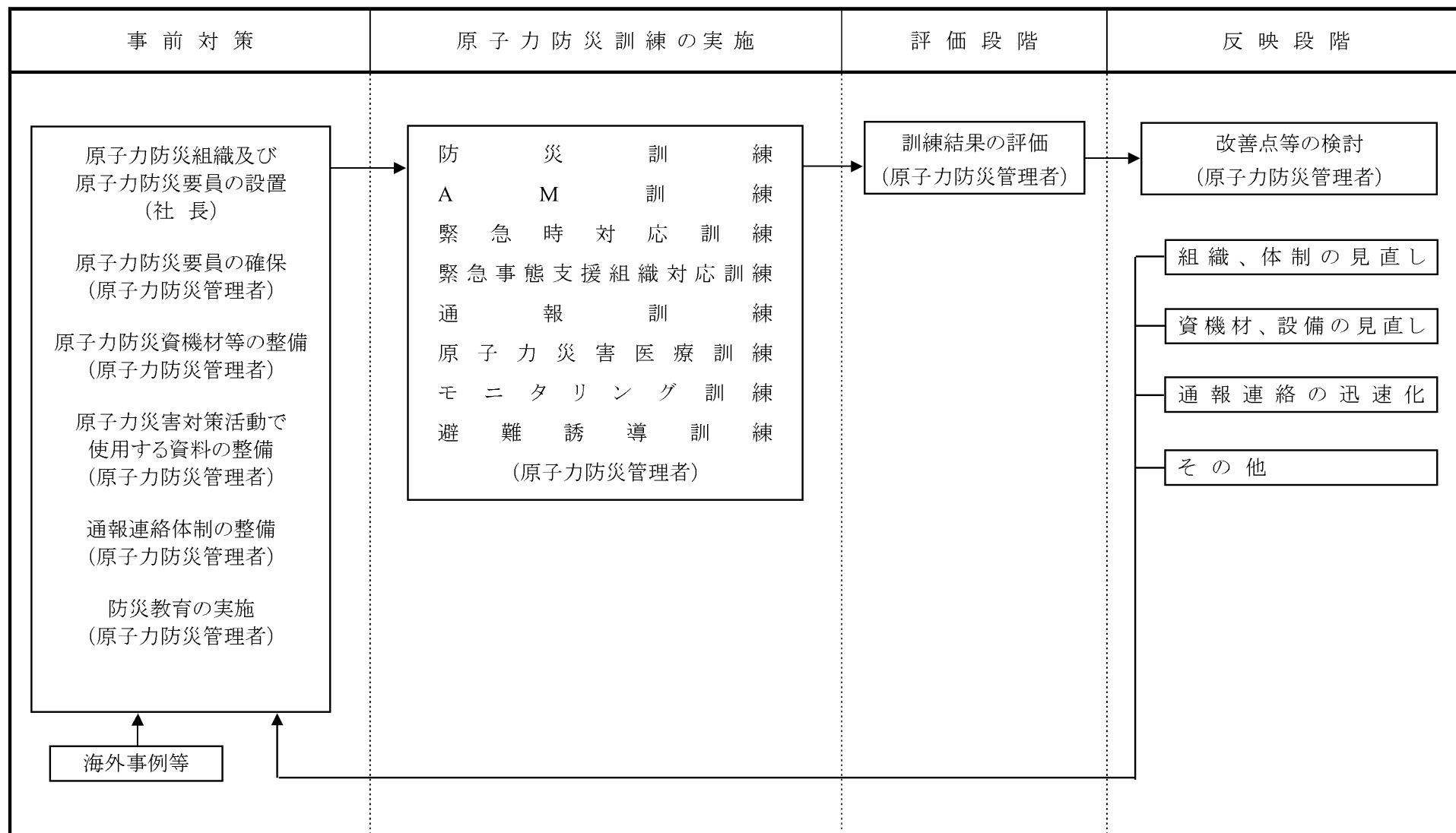
※4: 火災発生時の第1報連絡

第2.2.1.7-4図 大規模損壊発生時の初動対応体制

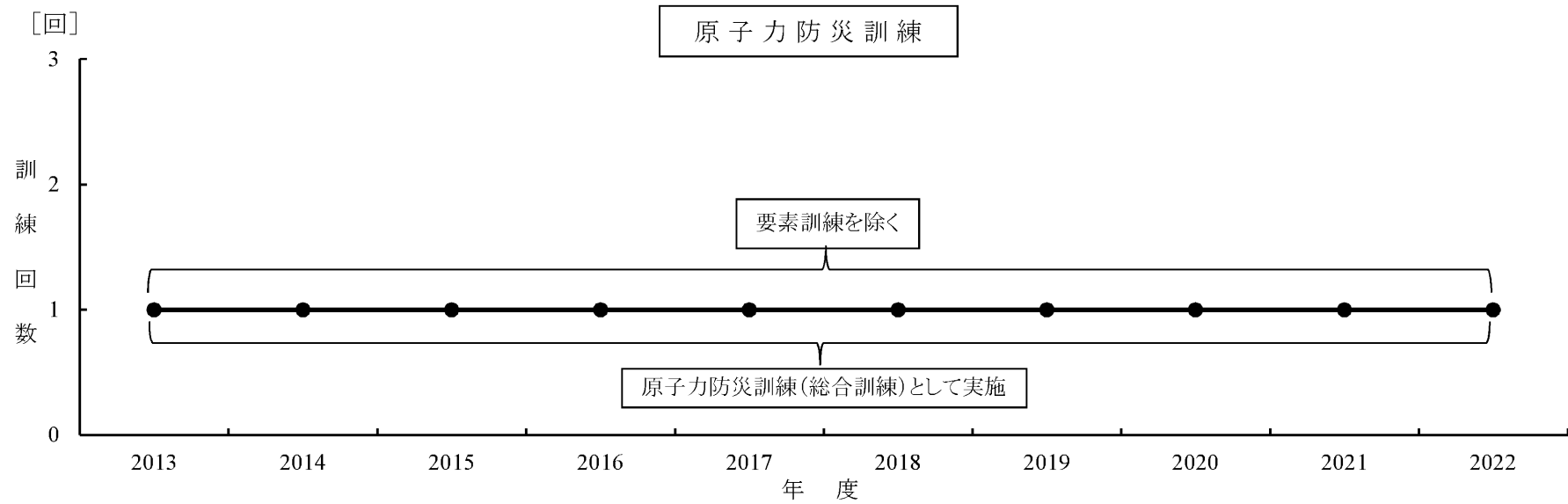
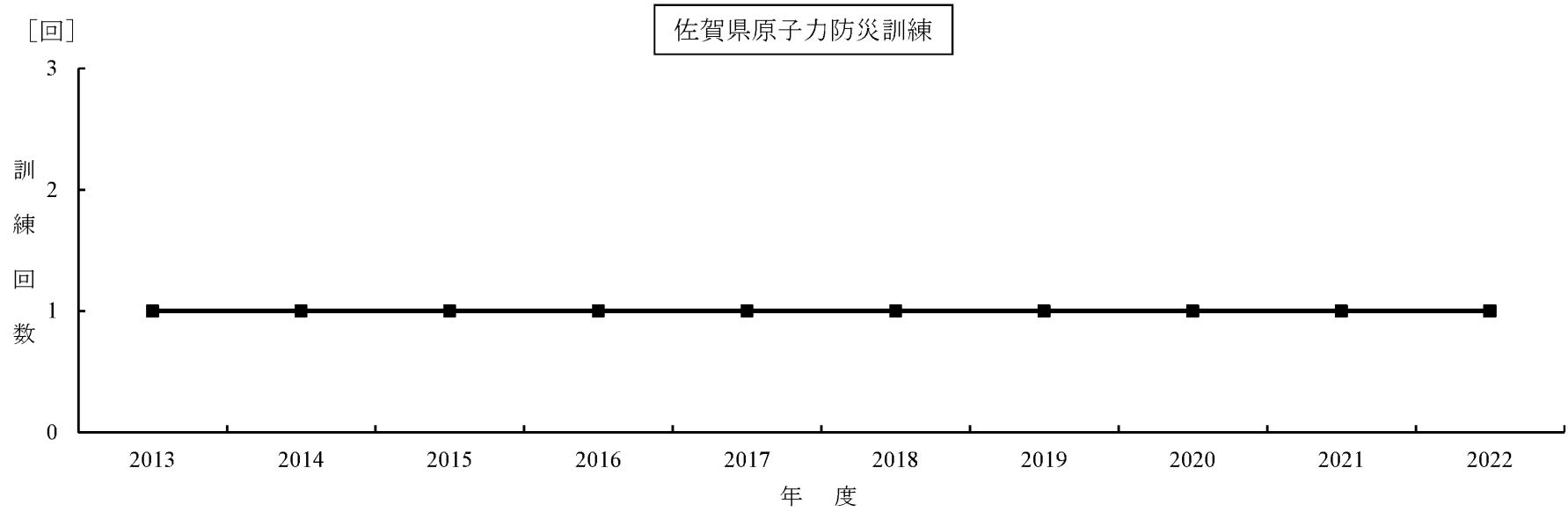
(2023年3月8日現在)



第2.2.1.7-5図 緊急時の通報連絡経路



第2.2.1.7-6図 原子力防災訓練の運用管理フロー



第2.2.1.7-7図 原子力防災訓練回数

2.2.1.8 安全文化の醸成活動

(1) 目的

原子力発電所の安全文化の醸成活動は、発電所の安全を最優先とした保安活動を確実なものとするため、保安活動の基礎となる安全文化を醸成するための活動を計画し、実施し、評価し、継続的に改善することにより、安全を最優先とする価値観を組織内に浸透させることを目的としている。

(2) 安全文化の醸成活動に係る仕組み及び改善状況

a. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの概要

玄海原子力発電所においては、従来から安全を最優先とした保安活動を実施しており、協力会社も含め、安全意識の向上等に係る活動に取り組んできた。

具体的には、安全文化に関して、発電所員に対する所長の訓話、ポスターの掲示、安全パトロールによる現場指導及び監督、ヒューマンファクター検討会を通じてのヒヤリハット事例の収集・分析、協力会社と発電所員との意見交換会、広報誌への掲載による情報公開等を実施してきた。

発電所においては、2000年度にニュークリアセイフティーネットワークのピアレビューを受けたことを契機として、従来から実施してきた安全文化醸成活動をより充実させるための取組みとして、2001年度より「原子力安全文化醸成活動計画」を策定しており、活動計画には適宜活動結果を反映している。

2006年に発覚した電力会社でのデータ改ざんや必要な手続きの不備等の問題を受け、実用炉規則の一部が改正(2007年12月14日施行)された。

これを受け、原子力安全を最優先とする価値観を組織全体に浸透させ、原子力発電所の安全を最優先とした保安活動を確実なものとするために、2007年12月14日に社長が「原子力安全文化醸成方針」(その後、2012年5月30日に見直されている。)を制定した。

また、2007年12月、保安活動を実施するに当たっての基礎となる安全文化を醸成するための管理の枠組みを保安規定に規定し、2008年4月には、原子力安全を最優先とした保安活動を更に確実なものとするために、安全文化醸成活動の計画(Plan)・実施(Do)・評価(Check)・改善(Act)(以下「PDCA」という。)を行うサイクルについて有効性を継続的に改善するため、安全文化醸成に係る社内マニュアルを制定した。

2008年度からは、その社内マニュアルに基づき、毎年度、「安全文化醸成重点活動計画」を策定し、前年度の活動結果を計画に適宜反映し、適切に教育・訓練等を行いながら、安全文化醸成活動を実施してきた。

2013年7月、技術基準の施行を受け、「原子力安全文化醸成方針」は「品質方針」（「2.1.1 基本方針」参照）に取り込まれ、品質保証活動の中で安全文化醸成活動を実施する体制となっている。（第2.2.1.1-1図及び第2.2.1.1-2図参照）

2020年9月、原子力規制における検査制度の見直しによる品管規則の施行に併せて、保安規定に記載の安全文化の醸成を品質マネジメントシステム計画に統合した。

2021年4月、新検査制度下の安全文化醸成活動の重要性はますます高くなっており、実効性を高めるために、安全文化の適切な評価に加え、パフォーマンスベースの効率的な活動を目指した改善（マネジメントレビュー改善プロセスの中に重点活動計画を統合等）を実施した。

なお、原子力安全・保安院（現在は原子力規制委員会）においては「検査の在り方に関する検討会」の議論を踏まえ、事業者の安全文化・組織風土に劣化兆候がないかという観点で、「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取組を評価するガイドライン」（平成19年12月14日付け平成19・12・03原院第1号）（以下「安全文化評価ガイドライン」という。）を2007年12月に策定し、保安検査等において事業者の取組を安全文化評価ガイドラインに従って評価してきた。

その後、原子力規制における検査制度の見直しにより、「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」（令和元年12月25日付け原規規発第1912257号-5）（以下「安全文化ガイド」という。）を策定（2020年4月施行）し、「安全文化ガイド」を参考に、基本検査運用ガイドの1つである「BQ0010 品質マネジ

メントシステムの運用」を用いて原子力規制検査によって事業者の活動を確
認している。

b. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況

内部評価及び外部評価の結果により抽出された仕組み(組織・体制、社
内マニュアル、教育・訓練)の改善状況を以下に示す。

(a) プロセス監査見直しに伴う社内マニュアルの改正

2022年11月に社内マニュアルを改正し、監査の形態を廃して「プロセス
監査」を「品質保証アセスメント」と位置付け、品質保証の知識を有する者
等の第三者によるアセスメントの形態とした。また、発電所に潜む問題を特
定することを目的とし、問題の発生時、又は兆候を把握した段階で問題を
特定する手段として、実施頻度を年1回から必要と判断した都度実施するよ
うプロセスを見直した。さらに、リスクマネジメントの自己評価を実施する際
の手段として活用できるようなプロセスに見直した。

この結果、保安活動の実施状況に対するプロセスの監視及び測定
の強化が図られた。

(3) 安全文化の醸成への取組み

a. 安全文化醸成に係る具体的な取組み

安全文化を醸成していくためには、「安全文化が醸成されている状態」に対して、組織の現状がどうなっており、どこに課題があって、どのように強化しなければならないかを把握する必要がある。

当社では、安全文化を効果的に醸成していくために、組織として「安全文化が醸成されている状態」を共通認識し、それを目指し、活動を行っていくことが必要であると考え、「安全文化が醸成されている状態(安全文化の醸成状態、安全文化醸成状態)」を以下のとおり定義している。

「組織要員がリーダーシップを発揮し、組織が到達すべき『安全文化のあるべき姿』を目指した保安活動を主体的に計画し、実施し、評価し、継続的に改善している状態。また、安全を最優先とする価値観を組織要員が持ち、その価値観が組織の中で共通認識として得られ、その共通認識に基づいて行動がなされている状態」

これにより、原子力安全文化醸成の方針を含めた品質方針を踏まえ、組織における「安全文化が醸成されている状態」を把握する際の安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)が安全文化醸成に係る社内マニュアルに定められている。

玄海原子力発電所においては、2008年度から安全文化醸成活動を以下のとおり計画し、実施し、定期的に評価し、継続的に改善することに必要な実施事項について、安全文化醸成に係る社内マニュアルを定め実施している。

安全文化醸成に関する業務フローの概要を第2.2.1.8-1図に示す。

(a) 計画

イ 社長がトップマネジメントとして原子力安全のためのリーダーシップを発揮し示した以下の事項を踏まえ、安全文化のあるべき姿を目指し、安全文化要素を認識した保安活動(以下「日常活動」という。)を行うことを安全文化醸成活動の計画とする。

- ・「原子力発電所品質マニュアル(要則)」に定める保安に関する組織全体の安全文化のあるべき姿
- ・健全な安全文化を育成し及び維持することに関するものを含む「品質方針」
- ・マネジメントレビューのアウトプットにおける、健全な安全文化の育成及び維持に関する改善事項

ロ 所長は、日常活動を推進するために、安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)を安全文化のあるべき姿(安全文化評価指標)の評価項目として関連付けを整理し、「安全文化のあるべき姿と安全文化要素との関連」(第2.2.1.8-1表参照)のとおり明確化する。

ハ 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」の配付あるいは社内イントラネット上への掲示等により、安全文化のあるべき姿と安全文化要素との関連を発電所組織内へ周知する。

ニ 各課長は、各種会議又は教育の実施等により、発電所の要員へ第2.2.1.8-1表の内容を周知し、「安全文化のあるべき姿」に対する現在の状態、安全文化に関する組織のパフォーマンス劣化や弱点及び強化すべき分野を把握するための評価の視点について認識させる。

(b) 実施

イ 所長及び各課長は、日常活動に取り組む。

- ロ 発電所の要員は、日常活動を実行する際には、「原子力安全への取組みに対して終わりはない」との意識のもとに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」を相互に行う。

(c) 評価

- イ 所長及び各課長は、安全文化が醸成されている状態を評価するために、自己評価（日常活動の取組み状況評価、安全文化醸成に関するアンケート及び安全文化懇談会）及び独立評価（外部組織による安全文化アンケート及び外部組織による安全文化インタビュー）を実施する。
- ロ 安全品質保証統括室長は、発電所組織における安全文化を更に醸成させていくために原子力監査室が実施する安全文化醸成活動に関する監査の結果を入手する。
- ハ 安全品質保証統括室長は、発電所組織における安全文化を更に醸成させていくために利害関係者の意見として規制検査の結果やピアレビューの結果等のうち、安全文化に係る外部評価の結果を入手する。
- ニ 発電所における安全文化が醸成されている状態について総合評価を実施し、結果（第2.2.1.8-2表参照）をQMSの適切性及び有効性の実証並びに有効性の改善の必要性を評価するために「データの分析」へインプットする。また、本店組織・発電所組織における総合評価をマネジメントレビューのインプットのうち「健全な安全文化の育成及び維持の状況」として取りまとめる。

(d) 改善

- イ 所長及び各課長は、マネジメントレビューのアウトプットを受けて実施する「健全な安全文化の育成及び維持に関する改善」への対応を含むマ

ネジメントレビュー結果を踏まえた品質目標を設定し達成することを通じて、安全文化の更なる醸成に向けた改善を行う。

ロ 「(b)実施」及び「(c)評価」に基づく安全文化醸成活動の取組みにおいて、改善が必要と思われる事項を発見した場合には、必要な改善を行う。

ハ 内部監査の結果、改善すべき事項が認められた場合には、必要な改善を行う。

b. 安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)

安全文化醸成に係る社内マニュアルにおいて、組織における「安全文化のあるべき姿」に対する現状の状態、安全文化に関する組織のパフォーマンス劣化並びに弱点及び強化すべき分野を把握するための評価項目として、安全文化要素を定めており、「安全文化の10特性及び43属性」を用いている。

なお、「安全文化ガイド」において、審査又は検査する視点が定められており、健全な安全文化の育成と維持に関するリーダーシップの発揮、健全な安全文化の育成と維持に関する取組み、安全文化に関する状態の評価及び改善並びに安全文化に関して組織内部で保持すべき能力について確認される。また、原子力事業者が定めた「安全文化のあるべき姿」を確認する上で安全文化要素を10の特性と43の属性に分類している。

c. 安全文化の醸成への取組みに係る改善状況

安全文化要素に対して、安全文化の醸成への取組みに係る改善状況を確認した。

今回の調査期間における安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況

について、安全文化要素との関係を第2.2.1.8-3表に示す。

d. 安全文化要素に沿った改善状況の評価

安全文化要素に沿った改善活動が、安全文化の醸成活動に係る仕組み（組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練）の改善状況に示される安全文化醸成につながる日常的な活動においても確認されることから、日常の保安活動が安全文化の醸成されている状態につながっており、安全文化の醸成活動の目的が達成されていると評価できる。

(4) 安全文化の醸成活動に係る実績指標

a. 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、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。

b. 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件数について確認した結果、今回の調査期間が含まれる2013年度以降、安全文化に問題があり発生した不適合はない。

(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が醸成されている状態から劣化兆候の傾向は認められていない。

なお、改善措置活動(CAP)のプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

これらのことから、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」との関連				安全文化のあるべき姿(安全文化評価指標)
10特性	43属性		1.	2.	3.	4.	1. 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、「原子力安全の取り組みに終わりはない」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、組織員全体に認識され理解されている。 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の安全を第一とした行動と対応が何よりも優先されることが組織員全体で共有されている。 ③管理責任者、本店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ないか、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。
安全に関する責任(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、安全の確保に関して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		
	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。		②	③	② 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が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 想定疑問視	職員は、何かが正しくないと感じたとき、想定が正しかったか疑い、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、関係する職員に確認を取っている。 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。			③	③	
	CO.4 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。	② ③			③	
	CO.5 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。		③ ⑤		②	
リーダーシップ(LA)	LA.1 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。	①	④	①	②	
	LA.2 管理者の判断と行動	管理者は、所掌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。	① ③	②	①	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 ⑤	④	①	② 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になる、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、作業や施設の状況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。	③	④	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。	②	①		②	
	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	
	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		
意思決定(DM)	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			
			2. 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QMS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浅慮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、計画等の変更には当たっては、変更による安全性への影響等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)等を通じて、原子力発電所の運営に関わる全員が安全に関わる課題を兆候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合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2.2.1.8-1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」との関連				安全文化のあるべき姿(安全文化評価指標)	
10特性	43属性		1.	2.	3.	4.	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も、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論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み、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。	
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				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も、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論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み、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。
	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		
尊重しあう職場環境(WE)	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。		⑤		②	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も、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論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み、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。	
	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	①		②
	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		④
	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		③
	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		
継続的学習(CL)	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	②	①	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も、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論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み、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。	
	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経験を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。		③	④	①		②
	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		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		③
	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。		③	④	②		②
問題の把握と解決(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。また、適時問題を特定している。問題を報告することが奨励され、評価されている。			④	①	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も、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論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み、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。	
	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問題を評価している。			④	①		
	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。			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		
作業プロセス(WP)	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		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も、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論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み、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。	
	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、完全で正確で最新の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。			①	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立されている。			④	①	②	
							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したコミュニケーション活動に取り組んでいる。地域・社会の皆さまと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、安全に寄与し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に一体とな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2.2.1.8-2表 玄海原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2021年度の例) (1/5)

項目	評価結果
自己評価結果	<p>日常評価においては、安全文化状態は醸成されている状態にあると評価しているが、独立評価((一社)原子力安全推進協会(以下「JANSI」という。)アンケート)の弱みと共通する、上層部のリーダーシップの発揮に対し、一般職への納得感が得られていない可能性が考えられ、それらの要因について、安全文化懇談会にて深掘を行った結果、以下の気づきを得た。</p> <p>[気づき]</p> <p>管理職と一般職間に認識のギャップは感じられず、各職位に応じたリーダーシップ、コミュニケーションが図られている状況は見て取れる。</p> <p>しかし、繁忙感による人的資源の確保を望む声は多い状態であり、特重施設及び緊急時対策棟などの大型工事等に加え、近年の新規制対応、コロナ禍における対応や発電所内トラブルに伴う追加対応で業務負荷が増加しており、一般職は、仕事への使命感、あるいはやるしかないため仕方なくではあるが自身の業務をこなしている状況にある。また、原子力分野が置かれている状況から将来への不安感も存在する。</p> <p>2021年度第4四半期原子力規制検査の品質マネジメントシステムの運用(PI&R)チーム検査において、安全文化醸成活動の計画・評価のプロセスの理解・浸透がうまく図られていないとの評価が示され、安全文化懇談会の中で、その状態について確認した結果、以下の気づきを得た。</p> <p>[気づき]</p> <p>安全文化醸成活動については、安全文化をイメージとしては捉えられているようであるが、具体的な事になると意識が曖昧な状況にある。</p> <p>特に、2021年4月に改正した安全文化の計画・評価のプロセス等変更についての認識が、関わっている関係者に限定的で、各所員まで行き届いていない。</p> <p>また、安全文化要素と保安活動の関係を認識させるための具体的な計画、活動が定められていないこと、「技術的、人的及び組織的側面に関する知識」を有する指導者が適切に配置されていないこと及び安全文化事務局からの各階層に対する働きかけも不足していたため、本来意図する醸成活動とはなっていない。</p>

第2.2.1.8-2表 玄海原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2021年度の例) (2/5)

項目	評価結果
独立評価結果	<p>外部組織(JANSI)による安全文化インタビュー(2021年8月実施)が実施された。 具体的内容については、JANSIとの取り決めにより非開示情報の扱いとしている。</p>
内部監査結果及び外部評価結果	<p>【原子力内部監査結果】 2021年度原子力内部監査において、安全文化に関する指摘事項(不適合)及び要望事項はなく、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。 なお、良好事例として、「状態報告(CR)を活用し、原子力固有のリスクを常に意識することの重要性を根付かせる活動」が評価された。</p> <p>【原子力規制検査】 2020年度第4四半期及び2021年度第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、安全文化に関する指摘事項はなかった。 なお、2020年度第4四半期原子力規制検査報告書にて、火災防護に関する指摘事項1件については、「改善措置活動管理基準」に基づき適切に対応している。</p> <p>また、2021年度第4四半期原子力規制検査報告書は未受領であるが、PI&Rチーム検査の中で、安全文化醸成活動に対し以下の気付きが示された。なお、これらの気付きは当社も認識しており改善に向け取り組んでいる。(外部機関情報連絡票)</p> <p>[気付き]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全文化要素(10特性及び43属性)と保安活動の関係を認識させるための具体的な計画、活動が定められていないことから、本来意図する醸成活動が展開されていない。 ・「技術的、人的及び組織的側面に関する知識」を有する指導者が適切に配置されておらず、活動が規定文書に示す活動と乖離があり、実効性のある活動となっていない。 <p>【JANSIピアレビュー】 最終報告書を2022年4月1日に受領したため、2022年度に検討し、必要により対応する。</p>

第2.2.1.8-2表 玄海原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2021年度の例) (3/5)

項目	評価結果
<p>保安活動から得られた安全文化に係る情報</p>	<p>【改善活動の実施状況のレビュー及び状態報告の評価(パフォーマンスモニタリング)】 2021年度上期のパフォーマンスモニタリング結果として、類似性・頻発性の観点から分析し、問題はないと評価した。 しかしながら、上記報告期間は上期のみであること、事象発生に対し人の行動がどのように作用したか掘り下げる必要があるため、補完的に、2021年度CRデータを用いて、安全文化要素の視点で分析した結果は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「WE5施設を大事にする意識(整理・整頓等)」を始め、「PA安全に関する責任」、「QA常に問いかける姿勢」にも関連する、周囲の環境面への配慮が不足している。 ・事象の中では少ないものの、「PA.2当事者意識」の中で、「個人の思い込み」、「相手がやってくれている」との作用が考えられる。これは、安全への悪影響が早期に発生する可能性がある。 <p>これらは、改善措置活動(CAP)により適切に改善が行われるものであるが、対策部署以外にも起こりうる可能性がある。</p> <p>【「不適合管理基準」に基づき実施した原因分析において組織文化に分類される原因に係る情報】 ・2021年度に発生した不適合については、組織文化に分類される原因はなかった。</p> <p>【「根本原因分析実施基準」に基づき実施した根本原因分析(RCA)において組織文化に分類される原因に係る情報】 ・2021年度において、RCAの実施が必要な事象はなかった。</p> <p>【その他、保安活動の結果から得られた気付き事項について】 ・特重施設の工事現場における火災及び請負会社社員の負傷を受け、昨年度、火災等の事案より開始した「安全作業を継続的に実施するための取り組み」の再検証も含め、原因を根本から幅広く検証した結果、「安全意識の徹底」、「危険の感受性」、「原子力工事の特殊性」について、当社社員と請負会社社員が同じ理解を持ち、一人ひとりが納得するためのコミュニケーションと関係者全員での危険を回避する活動の実践が不足していた。</p>
<p>その他</p>	<p>東京電力ホールディングス(株)の柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護設備の機能の一部喪失事案等に対する改善措置報告において抽出されている安全文化の弱点に関する情報を踏まえ、「現場への影響力」、「変更管理」の状況について、安全文化懇談会の中で確認した結果、同様の弱点につながる状況は見いだせなかった。</p>

第2.2.1.8-2表 玄海原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2021年度の例) (4/5)

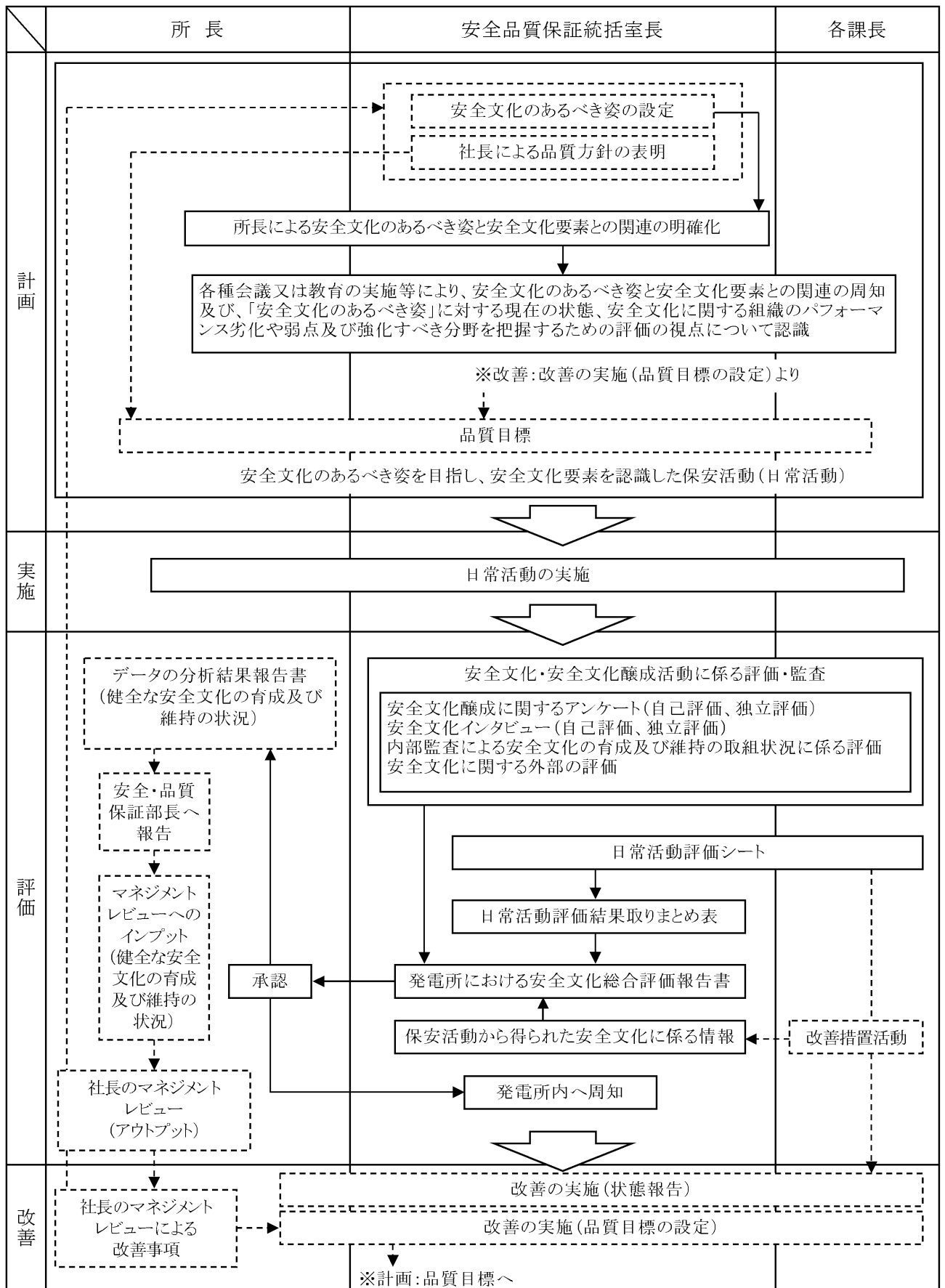
<p>【評価結果】総合評価</p>	<p>【自己評価】 管理職のリーダーシップは発揮されているものの、発電所特有の課題は解決と新たな問題の発生を繰り返している。 所員は、これらの課題解決や、通常の保安活動に対し、安全を最優先とすることを理解しているものの、それらが、安全文化醸成活動であることの紐付けに苦慮している。 これらは、安全文化の劣化とはならないが、あるべき姿にもあるように、更なる高みを目指した活動としては希薄と感じられる。 したがって、安全文化醸成へのプロセスについて所員への理解・浸透を進め、行動に移すために、管理職の強力なリーダーシップを発揮させ、発電所特有の課題に取り組む事が望まれる。</p> <p>【独立評価】 JANSIアンケート結果で挙げられた強みや弱みについては、自己評価の安全文化懇談会の中で確認し、評価を行った。</p> <p>【外部評価】 外部機関情報連絡票の気付きについては、自己評価の安全文化懇談会の中で確認し、評価を行った。</p> <p>【保安活動から得られた安全文化に係る情報】 CRデータ分析より、CAPは気付く仕組みが機能し、改善する仕組みへとうまく作用していることから、安全に影響を及ぼすような状態がある場合、未然に防止することが備わっていると評価する。 また、分析で得られた課題では、作業責任者のみならず個人レベルで、「LAリーダーシップ」を発揮し高め合うことが有用であることを意味する。 対策部署以外にも起こりうる可能性は十分あることから、これらの事案を共有し、必要であれば、改善につなげることを期待する。</p> <p>「特重施設の工事現場における火災及び請負会社社員の負傷について」は、関係者全員が同じ理解・納得感を持ち危険を回避する活動を実践するとして、安全文化の一層の醸成を推進している。 また、これらの思いを込めた、2022年度安全文化醸成活動スローガンを策定した。</p> <p>【まとめ】 上記のとおり、自己評価、独立評価等により2021年度における安全文化醸成活動状況について確認した結果、更なる改善の余地が確認されたものの、全体的には「安全文化のあるべき姿」を目指した保安活動を主体的に計画、実施、評価し、継続的に改善している姿が見られ、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についても特記すべきものは見られなかった事から、安全文化状態は醸成されている状態にあると評価する。 なお、今年度評価を通じて得られた改善が望ましい事項に関しては、次年度につなげ更なる高みを目指した活動となるように取組みを行う。</p>
-------------------	---

第2.2.1.8-2表 玄海原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2021年度の例) (5/5)

<p>次年度への改善事項</p>	<p>次年度においては、以下の改善に取り組んでいく。</p> <p>安全文化醸成活動のプロセスの理解・浸透</p> <ul style="list-style-type: none"> ・各階層が正しく計画・評価のプロセスを理解するため、主体的に各課自身で各課の改善事項にあった目標を設定し、活動を行うことができるようにする。(CL) ・そのため、安全文化事務局は、分かりやすくする活動及び業務を行う全所員まで理解を促進する活動に取り組む。(CL) ・また、管理職は、一般職に対して、自分事として主体的に活動できるように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、目標達成や改善活動等へ働きかけていく。(LA) ・今後、本店と連携して、パフォーマンススペースの保安活動を実施するための専門家の育成・維持について取り組んでいく。(CL)
------------------	---

第2.2.1.8-3表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係

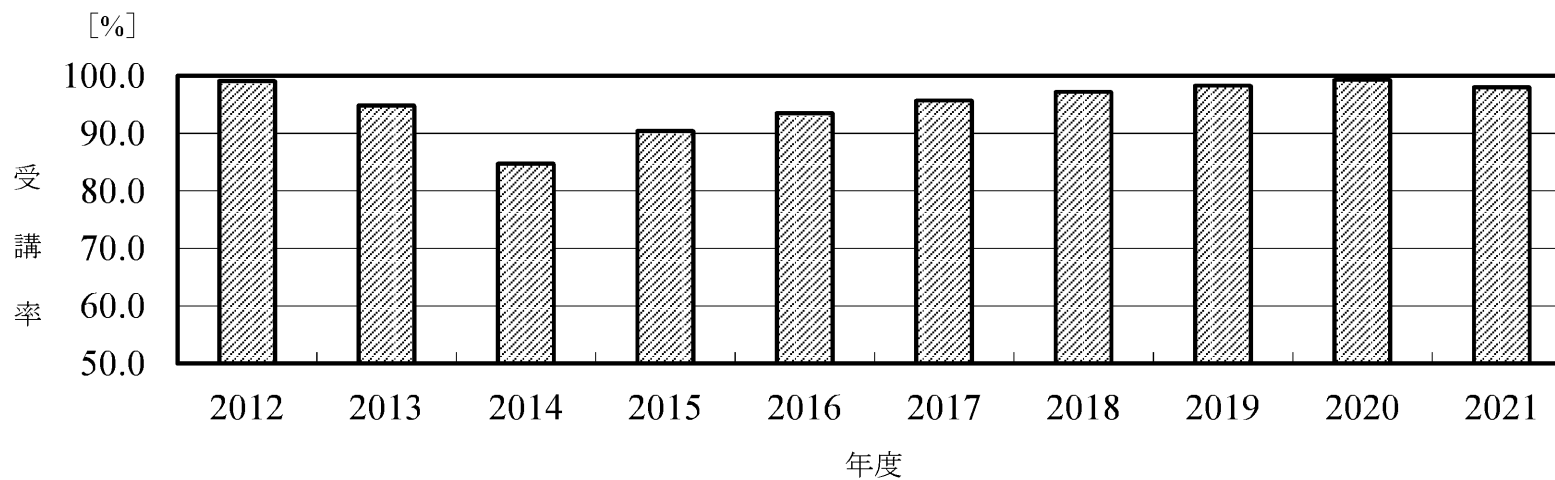
仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
(玄海原子力発電所安全運営委員会) —	(社内マニュアルの改善) オーソライズ「玄海原子力発電所プロセス監査見直しについて」に伴う改正 (プロセスの監視及び測定に関する記載の変更) ・「評価改善活動管理基準」 (2022年度)	・作業プロセス	



【実線:原子力安全文化醸成活動管理基準 点線:他の規定類】

第2.2.1.8-1図 安全文化醸成に関する業務フロー

年度	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021
安全文化に関する教育の受講率[%]	99.1	94.8	84.7	90.4	93.5	95.7	97.2	98.3	99.3	98.0



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)	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	1台	型式:うず巻式 容量:約3,310m ³ /h 揚程:約620m 材料:合金鋼	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】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
				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	4台 (7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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。	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	1基	型式:ステンレス鋼内張りブル型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼				
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 (7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
			燃料油貯蔵タンク		2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油					
			タンクローリ		1台 (7備2)	容量:約14kℓ/台					
			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	12個	型式:空気作動式 容量:約225(t/h)/個 材料:炭素鋼	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

2.2.1-308

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 ・タービン動補助給水ポンプ油ポンプ手動起動 ・タービン動補助給水ポンプ油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)	2個	型式:電気直流作動式 本体材料:炭素鋼	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	1台	型式:うず巻式 容量:約3,310m ³ /h 揚程:約620m 材料:合金鋼	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】S/G除熱機能の維持 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継統 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練	
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金					
				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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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ビ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 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継統 【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 ・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) ・中間受槽及び復水ビット・使用済燃料ビ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	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
						復水ビット	1基	型式:ステンレス鋼内張りボール型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼				
						中間受槽	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
			燃料油貯蔵タンク			2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油					
			タンクローリ			1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台					
			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	12個	型式:空気作動式 容量:約225(t/h)/個 材料:炭素鋼	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S/G減圧継統 【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		3台	型式: うず巻式 容量: 約45 (m ³ /h)/台 揚程: 約1,770m 接液部材料: ステンレス鋼				
		全交流動力電源喪失又は直流電源喪失でも、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 手動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) タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(手動)	3台 2個	型式: ENEX-P24-125D-8K 容量: 4,800wh 出力: DC125V 型式: 電気直流作動式 本体材料: 炭素鋼	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。	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 ・タービン動補助給水ポンプ油ポンプ手動起動 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
		弁の機能回復	窒素ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンプ(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プ(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 ・窒素ポンプ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、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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁	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、電動消火ポンプ又は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 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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁				
原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)									
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)	1台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	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	1基	型式:ステンレス鋼内張りプール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼				
			代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
		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)	1台	型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h/台 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼	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
				燃料取替用水ピット	燃料取替用水ピット	1基	型式:ステンレス鋼内張りブール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼				
			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)	1台	型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h/台 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼	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（格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ）	電動消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁	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、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。 原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくい、原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによ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 ・中間受槽及び復水ビット・使用済燃料ビ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イ及び代替使用済燃料ビ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 消防自動車等を用いた使用済燃料ビット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁				
					原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
					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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m				
					中間受槽	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台				

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)	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	1台	型式:うず巻式 容量:約3,310m ³ /h 揚程:約620m 材料:合金鋼	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	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
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	4台 (予備2)		型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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修業務要領(3,4号) ・中間受槽及び復水ピット・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	1基		型式:ステンレス鋼内張りプル型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼							
	蒸気発生器	4基		型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金							
	中間受槽	4個 (予備1)		型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個							
	燃料油貯蔵タンク	2基		型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200k0/基 使用燃料:A重油							
タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14k0/台									
		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	12個	型式:空気作動式 容量:約225(t/h)/個 材料:炭素鋼	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	

2.2.1-316

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	4台 (7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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	1基	型式:ステンレス鋼内張りブール型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼					
				蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金					
				中間受槽	4個 (7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個					
				燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油					
				タンクローリ	1台 (7備2)	容量:約14kℓ/台					
	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(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	4台 (7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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】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 ・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	1基	型式:ステンレス鋼内張りブール型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼				
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 (7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
					タンクローリ	1台 (7備2)	容量:約14kℓ/台				

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
			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							
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次側のフィードアンドブリード	窒素ポンベ	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 【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	4台 (7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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 ・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	1基	型式:ステンレス鋼内張りブル型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼					
				蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金					
				中間受槽	4個 (7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個					
				燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油					
				タンクローリ	1台 (7備2)	容量:約14kℓ/台					

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)	1基	型式:ステンレス鋼内張りプール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼	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水頭圧を利用するため、燃料取替用水ピットの水頭圧が低下した場合は、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
		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	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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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。	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。
					原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
					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)	高压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	1台	型式:うず巻式 容量:約3,310m ³ /h 揚程:約620m 材料:合金鋼	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。	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	4台(7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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。	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修業務要領(3,4号) ・中間受槽及び復水ビット・使用済燃料ビ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
					復水ビット	1基	型式:ステンレス鋼内張りボール型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼				
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa [*] 管側最高仕様圧力:約18.9MPa [*] ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個(7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
					タンクローリ	1台(7備2)	容量:約14kℓ/台				
					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	12個			

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	4台 (7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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	1基	型式:ステンレス鋼内張りボール型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼						
				蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa [※] 管側最高仕様圧力:約18.9MPa [※] ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金						
				中間受槽	4個 (7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個						
				燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油						
				タンクローリ	1台 (7備2)	容量:約14kℓ/台						
	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	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)	1基	型式:ステンレス鋼内張りボール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼	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ドした場合には、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)による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	1台					型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h/台 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼
				燃料取替用水ピット		燃料取替用水ピット	1基					型式:ステンレス鋼内張りボール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼
						A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	1台					型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h/台 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼
				燃料取替用水ピット		燃料取替用水ピット	1基					型式:ステンレス鋼内張りボール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼
					A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	1台	型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h/台 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼					

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)	1台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	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、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】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
				燃料取替用水ビット	1基	型式:ステンレス鋼内張りプール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼				
			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	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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ビ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	
				原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
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				緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ビット等への給水訓練

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)	1台	型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h/台 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼	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、格納容器再循環サンプ水を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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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。	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	1基	型式:ステンレス鋼内張りプル型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼	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。					
			蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金						
中間受槽	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個									
			燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油						
			タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台						
			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】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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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	1基	型式:ステンレス鋼内張りブル型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼				
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台				
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)	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式:うず巻式 容量:約3,310m ³ /h 揚程:約620m 材料:合金鋼	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	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				

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	4台 (7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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	1基	型式:ステンレス鋼内張りブール型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼				
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 (7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
					タンクローリ	1台 (7備2)	容量:約14kℓ/台				

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	12個	型式:空気作動式 容量:約225(t/h)/個 材料:炭素鋼	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、常用电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	3台	型式:回転無給油式 容量:約10(Nm ³ /min)/台	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、常用电源が健全であれば、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)	1台	型式:往復動無給油式 容量:約21(Nm ³ /min)/台	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 保守基準(3,4号) 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 (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)	4台	型式:うず巻式	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
		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(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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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、復水ビ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。
		復水ビット	1基	型式:ステンレス鋼内張りプル型 容量:約1200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼							
		蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高仕様圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金							
		中間受槽	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個							
		燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油							
		タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台							

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46.7ℓ 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】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)	1台	型式:往復動無給油式 容量:約21(Nm ³ /min)/台	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	A、B格納容器再循環ファン	4台	容量:約3,400m ³ /min/台	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 保安規定に基づく保修業務要領(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
					電動消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
			代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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	
				原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)					
				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 (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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台				
			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台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	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					1基
			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)による代替格納容器スプレイ	よう素除去薬品タンク	1基	型式:横置円筒型 容量:約15m ³ 薬品:か性ソーダ(約30wt%) 材料:ステンレス鋼				

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	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁	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	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41, SS400)				
				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	4台 (7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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次系統水タンク、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	4個 (7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
				燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
				タンクローリ	1台 (7備2)	容量:約14kℓ/台				

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	電動消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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。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ビ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ビット等への給水訓練
				ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41, SS400)				
				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	4台 (7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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) ・中間受槽及び復水ビット・使用済燃料ビ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	4個 (7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
				燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
				タンクローリ	1台 (7備2)	容量:約14kℓ/台				

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)	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	1台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	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。 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 ・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	1基	型式:ステンレス鋼内張りプール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼				
					よう素除去薬品タンク	1基	型式:横置円筒型 容量:約15m ³ 薬品:か性ソーダ(約30wt%) 材料:ステンレス鋼				

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。	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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41, SS400)					
				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					
			代替格納容器スプレイ	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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台				

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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁	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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁				
				原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
				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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
				燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
				タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台				

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)	1台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	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	1基	型式:ステンレス鋼内張りプール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼				
			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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
				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 (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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個								
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油								
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台								
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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄								
					原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)								
					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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m					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	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個								
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油								
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台								

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	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	1台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	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、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	1基	型式:ステンレス鋼内張りプール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼					
			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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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溶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	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)					
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 (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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台				
	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、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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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	
				ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄					
				原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41, SS400)					
				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。	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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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(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。 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) ・中間受槽及び復水ピット・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	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個					
				燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油					
				タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台					
			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)	1台※	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	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、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	1基	型式:ステンレス鋼内張りブル型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼				

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。	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	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁	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)(RHRSS-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ビ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ビット等への給水訓練
				原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41, SS400)				
				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	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	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) ・中間受槽及び復水ビット・使用済燃料ビ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	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
				燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油				
				タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台				

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	教育又は訓練
										(人員配置及び指揮命令系統)	
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装置による水素濃度測定	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リング冷却器 窒素ポンプ(事故時試料採取設備兼用) 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	1台(予備2) 1台 1台 1台 2台 4台 2基 1台(予備2) 2台 2台	計測範囲:0~20vol% 容量:約1m ³ /h 容量:約4Nm ³ /h 吐出圧力:約0.6MPa 伝熱容量:約7.5×10 ⁶ J/h 種類:鋼製容器 容量:約46,7t/台 型式:うず巻形 容量:約1,320m ³ /h/台 揚程:約140m 型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200k ^l /基 使用燃料:A重油 容量:約14k ^l /台 計測範囲:10 ³ ~10 ⁵ mSv/h% 検出器:プラスチックシンチレーション検出器 計測範囲:10cpm~10 ⁷ cpm	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、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
				燃料取替用水ピット	1基	型式:ステンレス鋼内張りプール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼				
				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	4台	型式:うず巻式 容量:約235m ³ /h/台 本体材料:鋳鉄				
				2次系純水タンク	2基	型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼				
								燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査時等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S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。		
								耐震S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	電動消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
				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配管が使用可能であれば使用済燃料ピット代替給水配管を使用し、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、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。	使用済燃料ピットの監視	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アモニタ	1個	計測範囲: 1~10 ⁵ μ Sv/h 種類: 半導体検出器	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アモニタにより実施する。重大事故等発生時には、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台	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	1台	消火剤:水又は泡水溶液 消火剤量:水槽/薬槽容量 1.3m ³ /0.5m ³	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)	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
				小型動力ポンプ付水槽車	1台	消火剤:水 消火剤量:5m ³				
				可搬消防ポンプ	3台	容量:60m ³ /h 揚程:70m				
				電動消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
			防火水槽	4個	容量:56m ³	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) ・中間受槽及び復水ピット・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・SFPへのスプレイ接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m					
			小型放水砲	2台 (予備1)	型式:可搬型ノズル					
			中間受槽	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個					
			燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油					
			タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14kℓ/台					

2.2.1-346

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	4個 (予備)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個	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用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。	【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修業務要領(3,4号) ・中間受槽及び復水ピット・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	2基	型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼					
			原水タンクから中間受槽への供給	中間受槽	4個 (予備)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個	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用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、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。	【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】 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	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41, SS400)					

2.2.1-347

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)の代替手段及び復水ピットへの供給	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	2基	型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼	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	4個 (予備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個	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	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa [*] 管側最高仕様圧力:約18.9MPa [*] ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 (予備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m					
				燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200k ^l /基 使用燃料:A重油					
タンクローリ	1台 (予備2)	容量:約14k ^l /台									

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	原水タンク等を水源とする電動消火ポンプ、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	原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)	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。	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 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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁				
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:铸铁				
					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				

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	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)	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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				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	4個 (7備1)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
			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	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 (7備2)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m				
			燃料油貯蔵タンク	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:A重油					
			タンクローリ	1台 (7備2)	容量:約14kℓ/台					

2.2.1-350

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	1個	ラック容量:燃料集集体約1,500体分(全炉心燃料の約490%相当分) ラック材料:ボロン添加ステンレス鋼 ライニング材料:ステンレス鋼	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時再循環サンブスクリーン閉塞 【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	2台	型式:うず巻式 容量:約690m ³ /h(1台当たり) 本体材料:ステンレス鋼				
				2次系純水タンク	2基	型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼				
				2次系補給水ポンプ	4台	型式:うず巻式 容量:約235m ³ /h/台 本体材料:铸铁				
			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	2台	型式:たて置円筒型 容量:約400m ³ /h/台	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	2基	容量:約120m ³ /基 ほう素濃度:約7,000ppm 本体材料:ステンレス鋼				
				ほう酸ポンプ	2台	型式:うず巻式 容量:約17m ³ /h/台 本体材料:ステンレス鋼				
			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)				

2.2.1-351

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	重大事故等の取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取束に必要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	2基	
			格納容器再循環サンプスクリーン	2基	型式:ディスク型 容量:約2,540m ³ /h/基 材料:ステンレス鋼						
			A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	1台	型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h/台 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼						
			使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ビット	1基	型式:ステンレス鋼内張りプール型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:約2,500ppm ライニング材料:ステンレス鋼	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給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。	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。燃料取替用水補給タンクは耐震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		
					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)	
					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	2基				型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼	
					2次系補給水ポンプ	4台				型式:うず巻式 容量:約235m ³ /h/台 本体材料:鋳鉄	

2.2.1-352

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	原水タンク等 を水源とする 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	原水タンク	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ 材料:一般構造用圧延鋼 (SS41、SS400)	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、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。	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 ・消防自動車等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	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄						
			ディーゼル消火ポンプ	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄						
			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						

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	予備変圧器2次側電路	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 (保修基準(3,4号)) 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
				後備送電線連絡高圧電路による代替電源(交流)からの給電	後備送電線連絡高圧電路	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、後備送電線連絡高圧電路から送電が可能であることを確認できた場合、後備送電線連絡高圧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 ・後備送電線連絡高圧電路を使用した号炉間電力融通	緊急処置訓練

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	—	—	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。	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	—	—	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。		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	—	—	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(保守基準(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。	放射性物質の濃度の代替測定	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	1台	—	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。	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空気中の放射性物質の濃度の測定	可搬型放射線計測器等	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。	Geγ線多重波高分析装置、可搬型Geγ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Geγ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水中の放射性物質の濃度の測定	可搬型放射線計測器	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。	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Geγ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	可搬型放射線計測器	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。	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Geγ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	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。	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Geγ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	1台	観測項目:風向、風速、日射量、放射収支量、雨量 伝送方法:有線	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。	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	3台	容量:約3kVA 電源:鉛蓄電池 電圧:100V	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 保修基準(3,4号) 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	1式	—	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	1式	—				
				テレビ会議システム(社内)	1式	—				
				無線連絡設備(無線通話装置(固定型 ^{*1} 、携帯型)) ※1:モニタリング用	1式	—				
				加入電話設備	1式	—				
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、デジタル無線ページング装置)	1式	—	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) ^{*3} 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)	1式	—				
				無線連絡設備 (無線通話装置(固定型 ^{*2} 、携帯型 ^{*2} 、モニタリングカー)) ※2:モニタリング用	1式	—				

※3 発電用原子炉設置変更許可申請書(平成29年1月18日原規発第1701182号にて許可)にて緊急時対策所の変更における許可を受けた記載としているが、評価時点において当該工事は完了していない。

このため、評価時点においては代替緊急時対策所及びその機能に係る設備は運用中であり、緊急時対策所(緊急時対策棟内)、緊急時対策棟及びその機能に係る設備は運用していない。

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)	1式	—	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)	1式	—					
			テレビ会議システム (社内)	1式	—					
			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	1式	—					

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*	容量:約14kℓ/台	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

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

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

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、営業運転開始後に得られた新たな知見についても評価の上、設備改造や運用面の改善等により適切に反映してきた。

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

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

プラントの安全性向上に資する重要な新知見について、以下の分野ごとに収集結果及びそれらの反映状況を示す。

- a. 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等(以下「安全に係る研究」とい

う。)

- b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓
- c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ
- d. 国内外の基準等
- e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)
- f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)
- g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案
- h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

2.2.2.1 新知見の収集方法

(1) 収集の仕組み

a. 安全に係る研究

当社が実施した研究については、とりまとめ箇所にて各所管箇所が行った研究に関する情報を収集する。

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

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

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

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

原子力発電所の安全、安定運転を確保し、より安全性、信頼性を維持、向上させるためには、厳正な運転管理、施設管理等を行うことはもとより、玄海4号機での事故、故障等の経験を含めた国内外の原子力施設の運転による事故、故障等から得られた教訓について新たな知見として採り上げ、再発防止対策を反映することが重要である。当社はこの仕組みを未然防止処置として整備しており、設備及び運用管理の継続的な改善活動を展開している。

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

概要を示す。

当社原子力発電所の事故、故障等は、当該発電所で原因の究明、再発防止対策の立案が行われた上で、その情報が本店に送付される。

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

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

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

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

入手した情報は、本店及び発電所において、未然防止等の要否、処置内容の検討及び対策を行っている。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

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

d. 国内外の基準等

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

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

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

国外の基準等については、日本エヌ・ユー・エス(株)の協力を得て公開情報

を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備しており、既設プラントの安全性、信頼性の確保や、今後、国内規制化された場合における対応の円滑化の観点から、制定、改訂に係る動向を把握することとしている。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)

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

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)

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

入手した情報は、当社の原子力施設への反映要否を判断し、社内の「耐震及び耐津波に係る安全性向上検討委員会」、「竜巻、火山その他自然災害への防護に係る安全性向上検討委員会」において確認を受けることとしている。

g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案

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

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

国内事業者の安全性向上評価にて抽出された安全性向上に資する自主的な追加措置(以下「追加措置」という。)については、公開情報や国内事業者との各種ワーキング等の情報交換の場を通じて入手した情報をもとに、既設プラントへの反映要否を検討している。

(2) 収集期間

新知見に関する情報の収集期間は、第14回定期事業者検査の終了日翌日(2022年8月10日)から評価時点となる第15回定期事業者検査終了日(2023年3月8日)までを基本とする。

なお、収集対象の分野によって、例えば数か月ごとや年度ごとにまとめて入手する情報もあるため、当社が整備している情報収集の仕組みを通じて、上記収集期間に入手した情報を検討対象とする。

(3) 収集対象

各収集分野における新知見に関する情報の収集対象は以下のとおりとする。

a. 安全に係る研究

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

具体的な収集対象を第2.2.2-1表に示す。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

原子力施設の安全性、信頼性に係る運転経験から得られた教訓を反映する

仕組み(未然防止処置)を通じて入手した情報(当社で発生した不適合情報、国内他社及び国外原子力施設のトラブル情報等)及び原子力規制委員会が文書で指示した事項及び原子力エネルギー協議会(以下「ATENA」という。)が文書で発出した事項を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-2表に示す。

なお、ATENAガイド「設計の経年化評価ガイドライン(ATENA 20-ME03 Rev.0)(2020年9月25日)」について、収集対象期間外の発出であるが、同ガイドに基づく一部の評価を実施しており、その内容を添付資料に記載する。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」を実施する上で必要なデータについては、「原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準(レベル1PRA編):2022」((一社)日本原子力学会発行)等の確率論的リスク評価を実施するに当たり参考とする実施基準に示される作業項目に該当するものを収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-3表に示す。

d. 国内外の基準等

国内の基準として、原子力発電所の設計、運用に適用されている、(一社)日本電気協会、(一社)日本機械学会、(一社)日本原子力学会の発行する民間規格類を収集対象とする。

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

具体的な収集対象を第2.2.2-4表に示す。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)

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

具体的な収集対象を第2.2.2-5表に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)

自然現象(地震、津波、竜巻、火山その他自然災害)に関する情報として、国の機関等の報告、学協会等の大会報告、論文、雑誌等の刊行物、海外情報等を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-6表に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

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

具体的な収集対象を第2.2.2-7表に示す。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置については、各社HP等で掲載されている安全性向上評価届出書(公開情報)を収集対象とする。

(4) 整理、分類方法

収集対象の情報について、検討対象とする情報を以下の考え方により整理、分

類した。

a. 安全に係る研究

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

自社研究、電力共通研究に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-1図に示す。

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

国内機関、国外機関の研究開発に係る新知見に関する情報については、第2.2.2-5図に示す整理、分類方法とする。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内外の原子力施設において発生した事故、故障等の情報を反映する仕組みは、第2.2.2-2図に示すとおりであり、事故、故障等の情報を踏まえ、玄海4号機の同一機器、設備又は類似設備に対する評価、検討を行い、同種トラブルの発生防止の観点から未然防止処置が必要と判断されたものを新知見に関する

情報として抽出し、記載対象とする。

原子力規制委員会が文書で指示した事項及びATENAが文書で発出した事項については、収集対象期間中に発出されたもののうち、玄海4号機が対象となっているものを抽出し、記載対象とする。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価を実施する上で必要なデータとして、収集対象期間中に入手したデータについて、新規性の有無、玄海4号機の確率論的リスク評価への適用性を踏まえ、新知見及び参考情報に関する情報を抽出する。

確率論的リスク評価を実施する上で必要なデータに係る新知見及び参考情報に関する情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-3図に示す。

d. 国内外の基準等

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

国内の基準等に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-4図に示す。

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

認する。

国外の基準等に係る新知見に関する情報については、第2.2.2-5図に示す整理、分類方法とする。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)

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

収集対象の情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-5図に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)

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

① 反映が必要な新知見情報(記載対象)

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

② 新知見関連情報(記載対象)

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

③ 参考情報(記載対象外)

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

④ 検討対象外情報(記載対象外)

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

自然現象に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-6図に示す。

なお、地震、津波に対する原子力施設の安全性に関する知見の整理、分類については、2009年5月8日付け指示文書「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組について」(平成21・04・13原院第3号)に基づき、2009年度から2015年度まで継続的に実施し、原子力安全・保安院又は原子力規制委員会に報告してきた。その後、2016年6月27日付け文書「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等について(内規)」を用いないことについて(通知)(原規規発第1606278号)」により報告は不要となったが、知見の収集等に係る取組は現在も継続しており、本項で示す地震、津波に関する知見の整理、分類方法は、この取組みと同様の方法である。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

メーカー提案については、施設管理の仕組みの中で、メーカーから設備の運用・保守性の向上や設備改善の推奨提案、部品の製造中止情報等を受けた案件のうち、新知見が反映されており、かつ当該プラントの安全性向上に資すると判断される知見を抽出する。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

収集期間中に提出された国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置について、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で当社プラントへ反映できると判断される知見を抽出する。

収集対象の情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-7図に示す。

2.2.2.2 安全性向上に資する新知見情報

今回「2.2.2.1 新知見の収集方法」に基づき収集した情報を「2.2.2.1(4) 整理、分類方法」に基づき収集分野ごとに整理、分類した結果を以下に示す。

(1) 新知見情報の収集結果

a. 安全に係る研究

安全に係る研究から抽出された新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 自社研究、電力共通研究

玄海4号機に反映した安全研究成果について、反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

(b) 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報は抽出されなかった。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

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

(a) 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓

当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報について

ては、6件抽出された。抽出結果を第2.2.2-8表に示す。

(b) 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓

国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報について、12件抽出された。抽出結果を第2.2.2-9表に示す。

(c) 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報について、1件抽出された。抽出結果を第2.2.2-10表に示す。

(d) 原子力規制委員会指示文書等

原子力規制委員会指示文書等のうち、玄海4号機が対象のものについて、5件抽出された。抽出結果を第2.2.2-11表に示す。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見に関する情報について、3件抽出された。抽出結果を第2.2.2-12表に示す。

d. 国内外の基準等

国内外の基準等に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 国内の規格基準

新知見に関する情報について、2件抽出された。抽出結果を第2.2.2-13表に示す。

(b) 国外の規格基準

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)

自然現象に関する情報以外の新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

①反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

②参考情報

参考情報について、2件抽出された。抽出結果を第2.2.2-14表に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)

自然現象に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

①反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

②新知見関連情報

新知見関連情報については、地震関連が7件、津波関連が3件、竜巻関連が2件、火山関連が1件抽出された。抽出結果を第2.2.2-15表に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

①反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

②参考情報

参考情報は抽出されなかった。

(2) まとめ

今回の収集対象期間に収集した新知見に関する情報に対して評価を行い、安全性向上に資すると判断し、玄海4号機に反映すべき知見を抽出した。

玄海4号機に反映すべき知見については、その反映状況を確認し、既に反映されていること又は反映に向けた検討が進められていることを確認した。

このことから、新知見に関する情報の収集、評価及びプラントへの反映に係る仕組みは適切に機能している。

第2.2.2-1表 安全に係る研究の収集対象

区分	収集対象	収集件数
自社研究及び電力共通研究	<ul style="list-style-type: none"> ・自社研究 ・電力共通研究 	1件
国内機関の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・経済産業省 (METI) ・日本原子力研究開発機構 (JAEA) ・原子力規制委員会 (NRA) 	約20件
国外機関の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・経済協力開発機構／原子力機関 (OECD/NEA) ・国際PSAM^{※1}協会 ・米国原子力規制委員会 (NRC) NUREG/CR報告書 ・米国電力研究所 (EPRI) ・EU安全研究 (NUGENIA) ・欧州原子力学会 (ENS) ・欧州技術安全機関 (EUROSAFE) 	— ^{※2}

※1 Probabilistic Safety Assessment and Management

※2 継続的に収集しているものの、調査対象期間中に収集数の整理(1回/年)を実施していないため未計上。

第2.2.2-2表 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集対象

区分	収集対象	収集件数
国内外の不適合情報等	<ul style="list-style-type: none"> ・当社の不適合情報 ・国内他社のトラブル情報等 (ニューシア情報(トラブル情報、保全品質情報)) ・国外原子力発電所トラブル情報 米国 原子力規制委員会(NRC)情報 米国 原子力発電運転協会(INPO)情報 世界 原子力発電事業者協会(WANO)情報 国際原子力機関(IAEA)情報 仏国 安全規制当局(ASN)情報 ・海外メーカー情報 ・原子力安全推進協会重要度文書 	約60件
原子力規制委員会指示事項等	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会指示文書 ・原子力エネルギー協議会(ATENA)発出文書 ・被規制者向け情報通知文書 	5件

第2.2.2-3表 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの収集対象

項目	収集対象	収集件数
プラント情報の調査	プラントの設計、運用等のデータ 他	—
ハザード評価	第2.2.2-6表を参照	約30件
フラジリティ評価	電力共通研究	
システム評価 (CDF評価／CFF評価※)	<ul style="list-style-type: none"> ・伊方プロジェクトにおける原子力リスク研究センター(NRRC)技術諮問委員会(TAC)及び海外専門家レビューコメント ・電力中央研究所報告書 ・NRC報告書(NUREG等) ・EPRI報告書 	
(1) 起因事象の選定及び発生頻度の評価／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化		
(2) 成功基準の設定		
(3) 事故シーケンスの分析		
(4) システム信頼性の評価		
(5) 信頼性パラメータの作成		
(6) 人的過誤の評価		
(7) 炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化		
ソースターム評価		
被ばく評価		
上記以外の知見		
国内知見	<ul style="list-style-type: none"> ・電力共通研究 ・電力中央研究所報告書 	
海外知見	<ul style="list-style-type: none"> ・NRRC技術諮問委員会(TAC)コメント ・海外専門家レビューコメント ・国際会議(PSAM)予稿 	

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

第2.2.2-4表 国内外の基準等の収集対象

区分	収集対象	収集件数
国内の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・日本電気協会規格(規程(JEAC)、指針(JEAG)) ・日本機械学会規格 ・日本原子力学会標準 	約10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)基準 ・米国 連邦規則(10CFR)連邦規制コード ・米国 NRC審査ガイド(Reg.Guide) ・米国 NRC標準審査指針(SRP) ・米国 暫定スタッフ指針(ISG) ・米国 原子力規制委員会(NRC)一般連絡文書(Bulletin, Generic Letter, Order) ・米国 原子力エネルギー協会(NEI)ガイダンス ・欧州連合(EU)指令 ・西欧原子力規制者会議(WENRA)ガイダンス ・仏国 政令(décret)、省令(arrêté) ・仏国 基本安全規則(RFS)、原子力安全規制機関(ASN)ガイド ・仏国 原子力安全規制機関(ASN)決定(décision)、見解(avis) ・独国 原子力技術基準委員会(KTA)基準 ・独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省(BMUB)指針等 ・独国 原子力安全委員会(RSK)勧告 ・独国 放射線防護委員会(SSK)勧告 ・独国 廃棄物管理委員会(ESK)勧告 ・英国 基本安全原則(SAP)等 ・英国 技術評価、技術検査ガイド(TAG、TIG) ・スウェーデン 放射線安全庁 安全規則(SSMFS) ・フィンランド 政令、安全指針(YVL) ・海外の規制活動に係る会合情報 等 	_※

※ 継続的に収集しているものの、調査対象期間中に収集数の整理(1回/年)を実施していないため未計上。

第2.2.2-5表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)の
収集対象

区分	収集対象	収集件数
国内の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> ・日本原子力学会(和文論文誌、Journal of Nuclear Science and Technology) ・日本機械学会(日本機械学会論文集、Mechanical Engineering Journal) ・日本電気協会 ・電気学会(論文誌B) 	約80件
国際機関及び国外の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> ・米国 原子力学会(ANS)(Nuclear Science and Engineering、Nuclear Technology) ・米国 機械学会(ASME)(Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science) ・Institute of Electrical and Electronic Engineers(IEEE)(Nuclear & Plasma Sciences Society) ・国際原子力機関(IAEA)会議資料、関連資料 ・米国 原子力エネルギー協会(NEI)会議資料 ・シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議(ERMSAR)予稿 ・米国 原子力規制委員会(NRC)規制情報会議(RIC)セッション 	約200件

第2.2.2-6表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)の
収集対象(1/2)(地震、津波)

区分	収集対象	収集件数
国の機関等の報告	<ul style="list-style-type: none"> ・地震調査研究推進本部 ・中央防災会議 ・地震予知連絡会 ・原子力規制庁 ・産業技術総合研究所 ・海上保安庁 他 	約70件
学協会等の大会報告、論文	<ul style="list-style-type: none"> ・日本機械学会 ・日本建築学会 ・日本地震学会 ・日本地震工学会 ・日本地質学会 ・日本原子力学会 ・日本活断層学会 ・日本堆積学会 ・日本学術会議 ・日本第四紀学会 ・日本海洋学会 ・日本船舶海洋工学会 ・日本自然災害学会 ・日本計算工学会 ・日本混相流学会 ・日本地すべり学会 ・日本応用地質学会 ・地盤工学会 ・土木学会 ・日本コンクリート工学会 ・日本地球惑星科学連合 ・歴史地震研究会 ・原子力安全推進協会 ・日本電気協会 他 	
雑誌等の刊行物	<ul style="list-style-type: none"> ・地震研究所彙報 ・月刊地球 ・科学 他 	
海外情報等	<ul style="list-style-type: none"> ・IAEA (International Atomic Energy Agency) ・NRC (Nuclear Regulatory Commission) ・ASME (The American Society of Mechanical Engineers) ・AGU (American Geophysical Union) ・SSA (Seismological Society of America) ・EERI (Earthquake Engineering Research Institute) ・USGS (United States Geological Survey) ・The Geological Society of London ・IUGG (International Union of Geodesy and Geophysics) 他 	
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・電力中央研究所 他 	

第2.2.2-6表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)の
収集対象(2/2)(竜巻、火山その他自然災害)

区分	収集対象	収集件数
国の機関等の報告	<ul style="list-style-type: none"> ・地震調査研究推進本部 ・産業技術総合研究所 ・中央防災会議 ・環境省(原子力規制庁) ・防災科学技術研究所 ・国土地理院 ・気象庁 ・国土交通省港湾局の観測記録 他 	約40件
学協会等の大会報告、論文	<ul style="list-style-type: none"> ・日本保全学会 ・日本建築学会 ・日本気象学会 ・日本風工学会 ・日本火山学会 ・日本原子力学会 ・日本応用地質学会 ・日本堆積学会 ・日本第四紀学会 ・日本地質学会 ・日本地球化学会 ・日本地球惑星科学連合 他 	
雑誌等の刊行物	<ul style="list-style-type: none"> ・地震研究所彙報 ・京都大学防災研究所年報 ・月刊地球 ・科学 他 	
海外情報等	<ul style="list-style-type: none"> ・アメリカ地球物理学連合(AGU) ・国際火山学及び地球内部化学協会(IAVCEI) 他 	
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・電力中央研究所 他 	

第2.2.2-7表 設備の安全性向上に係るメーカー提案

区分	収集対象	収集件数
設備の安全性向上に係るメーカー提案	<ul style="list-style-type: none"> ・メーカー提案書 ・Framatomeセミナー ・WH社ワークショップ 他 	約20件

第2.2.2-8表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見(1/2)

No.	発生年月日	ユニット／件名	概要	反映内容
1	2022年 9月30日	川内1号 ／特定重大 事故等対処 施設の計装 設備におけ る一部部品 の未装着に ついて	特定重大事故等対処施設の計装設備について、一部の部品が装着されていないことを確認した。 原因は、メーカーによる製品調達時の管理不足及びシール部材の納入図書への記載不備等と推定した。	メーカー納入図書の種類の明確化等、納入図書の管理方法について、社内マニュアルに反映した。
2	2020年 7月7日	川内1号 ／1号機第25 保全サイクル 定期事業者 検査実施要 領書におけ る判定基準 の一部不備 について	定期事業者検査実施要領書の体積検査の判定基準等の内容が、最新の「実用発電用原子炉及びその附属設備における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」の改正内容を反映せずに検査を着手したことを確認した。 原因は、同解釈の反映を失念したこと及び定期事業者検査実施要領書を制定する際のチェックシートに判定基準に係る確認事項が含まれていなかったことと推定した。	関係法令等の改正及び最新の技術基準に関する規則、引用する規格類等の内容が定期事業者検査実施要領書に反映されていることを確認する運用を社内マニュアルに反映した。
3	2021年 2月24日	川内1/2号 ／「原子力訓 練センター教 育訓練要領」 定期レビュー における「定 期レビューチ ェックリスト」 の不備	社内マニュアルの定期レビューにおいて、「定期レビューチェックリスト」によりレビュー項目の確認は、すべて実施し記録を作成していたが、レビュー結果に係る記録を作成していなかったことを確認した。 原因は、「定期レビューチェックリスト」にレビュー結果の作成は不要であると誤解を招くような記載があったため、レビュー結果の記録を作成しなかったと推定した。	社内マニュアルの定期レビューの作成、確認漏れの再発防止を図るため、社内マニュアルの定期レビューをシステムで実施する運用に変更する。

第2.2.2-8表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見(2/2)

No.	発生年月日	ユニット／件名	概要	反映内容
4	2021年 1月7日	川内1/2号 ／「原子力訓練センター業務要領」改正時における規定文書制定改廃書等の様式誤りについて	社内マニュアルの改正において、誤った規定文書制定改廃書及び規定文書作成チェックリストの様式を使用した。その結果、規定文書作成チェックリストの原子力安全への影響評価の審査が適切に行われなかった。 原因は、改正する社内マニュアルに応じた規定文書制定改廃書及び規定文書作成チェックリストの様式を識別する運用がなかったことと推定した。	規定文書制定改廃書及び規定文書作成チェックリストの様式の使用誤りの発生防止を図るため、文書分類に依らない共通様式に変更する。
5	2022年 3月10日	川内2号 ／川内2号機25回定検2A余熱除去冷却器開放点検作業における伝熱管の凹み・擦り傷について	2A余熱除去冷却器開放点検において、伝熱管管群から胴の引き抜き作業を実施していたところ、誤って伝熱管と胴側フランジを接触させ、伝熱管に凹み・擦り傷が生じた。 原因は、伝熱管管群の荷重を胴に預けたまま胴を引き抜いたためと推定した。	該当する熱交換器の開放点検において、伝熱管管群から胴の引き抜き作業を実施する際に、胴に荷重が乗っていないことを確認するための治具を作成し、その確認方法を作業手順書に反映する。
6	2021年 8月3日	川内1/2号 ／「救急対策基準」改正時における適切な時期での改正の未実施について	社内マニュアルの定期レビューにおいて、「定期レビューチェックリスト」に基づき確認した結果、必要な時期に改正を行っていないことを確認した。 原因は、社内マニュアルを所掌する部署のQMSに対する認識が薄かったため、改正を失念したと推定した。	全所員を対象とした品質保証活動に関する教育資料に、本事象の再発防止対策を反映し、教育を実施する。

第2.2.2-9表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見(1/6)

No.	発生 年月日	ユニット ／ 件名	概要	反映内容
1	2019年 5月20日	柏崎刈羽7号 ／ 7号機非常用 ディーゼル発 電機(A)空気 圧縮機(A,B) の電動機台座 一部損傷につ いて	非常用ディーゼル発電機の始 動用空気圧縮機用電動機の点 検において、電動機固定ボルト を緩めて電動機を移動したと ころ、電動機と基礎部の間に設 置されている台座に亀裂があ り、一部が損傷していることを 確認した。 原因は、位置決めボルトを過 トルクにて締め付けたことによ り、押さえプレートが変形し、 変形した押さえプレートが電 動機台座に局所的に当たった ため応力が集中し、当該箇所 が破損したと推定した。	対象機器の作業手順書に、電 動機台座位置決めボルトのトル ク管理等の対策を反映する。
2	2020年 8月31日	大飯3号 ／ 加圧器スプレ イ配管溶接部 における有意 な指示	加圧器スプレイ配管の超音波 探傷検査において有意な指示 が認められ、詳細な検査の結 果、当該部に傷があると評価 した。 原因は、溶接時の過大な入熱 と配管の形状による歪みの影 響が重なり、溶接部近傍の表 層の硬化が大きくなるととも に、溶接に伴い発生した高い 応力が作用したことにより、 粒界割れが発生し、その後、 応力腐食割れが進展したもの と推定した。	類似箇所について、超音波探 傷試験を実施し、有意な指示 がないことを確認した。 また、大飯3号機の原因究明 を踏まえた未然防止対策を 社内マニュアルに反映した。

第2.2.2-9表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見(2/6)

No.	発生年月日	ユニット ／ 件名	概要	反映内容
3	2022年 2月9日	柏崎刈羽1号 ／ 屋外熱交換器 建屋エリアに おける照明用 自動点滅器の 焦げ跡の確認 について	<p>照明用電源のブレーカーが落ちため現場調査を実施し、熱交換器建屋エリア(非管理区域)屋外照明用の自動点滅器の外観に、ひび割れや変色を確認したため、自動点滅器の内部を調査したところ、焦げ跡を発見した。</p> <p>原因は、長期使用によるネジの腐食でネジの体積が膨張し、カバーを圧迫したことで、カバーにヒビ割れが発生。その箇所から流入した雨水の水分によって内部の金属が錆び、絶縁抵抗が低下したことにより地絡が発生し、その熱によってソケット部が焦げたものと推定した。</p>	<p>屋外照明用自動点滅器の外観点検を実施し、雨水の侵入の原因となる、ひび割れがないことを確認した。</p> <p>また、作業手順書に、屋外照明用自動点滅器の外観点検の項目を反映し、同点検を定期的実施する。</p>
4	2017年 8月21日	東通1号 ／ 東通発電所1号 高圧炉心ス プレイ系注 入ライン試 験可能逆 止弁テスト 回路動作不 良について	<p>高圧炉心スプレイ系設備の点検時において、弁の動作確認を実施したところ、正常に動作しないことを確認した。</p> <p>原因は、弁点検後の復旧作業時に、弁のケーブルを収納しているボックスにケーブルが挟み込まれて被膜が損傷したことにより、正常に動作できない状態になっていたと推定した。</p>	<p>弁点検後の復旧作業時に、ケーブルの挟み込みがないかを確認することを作業手順書に反映する。</p>

第2.2.2-9表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見(3/6)

No.	発生年月日	ユニット ／ 件名	概要	反映内容
5	2021年 5月29日	高浜 ／ A廃棄物庫における不適切な放射性廃棄物の収容による管理区域境界の線量率(目安値)超過	A廃棄物庫外周の管理区域境界の線量率測定を実施し、管理区域の設定基準の目安値を超える線量率を確認した。調査を行ったところ、線量率を超過した地点の近傍のA廃棄物庫の内壁に、工事計画認可申請に記載されている収容条件を満足しない状態で高線量のドラム缶が設置されていた。原因は、管理区域境界の線量を確認することなくA廃棄物庫の壁際に高線量のドラム缶を配置したこと及び廃棄物庫点検において、A廃棄物庫には高い線量のドラム缶は保管されていないだろうとの保業員の誤った認識から不適切な測定を行っていたことと推定した。	固体廃棄物貯蔵庫の管理区域境界管理上設定するドラム缶等の表面線量当量率を超える高線量ドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫近傍に保管した場合、管理区域境界の線量当量率を測定するとともに管理区域設定基準を満足しているかを確認することを社内マニュアルに反映した。
6	2014年 10月8日	柏崎刈羽5号 ／ 柏崎刈羽原子力発電所5号機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の不具合について	定期検査中、高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系の点検終了に伴う試運転のための起動操作を行ったところ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が起動しないことを確認した。原因は、ロックアウトリレーの不具合によるものと推定した。	定期検査において、予防保全によるロックアウトリレーの取替を実施した。また、定期的にロックアウトリレーの取替を実施するよう計画した。
7	2021年 2月10日	東海第二 ／ 東海第二 管理区域における一時立入者の不適切な入域について(原子力規制検査結果)	第三者機関による現場視察に伴い、第三者機関の現場観察者及び現場案内担当者が廃液中和タンク室へ入室したが、この廃液中和タンク室は、社内マニュアルにより、一時立入者が入室する場合、事前申請が必要な特別立入制限区域に指定されているにもかかわらず、事前申請を行っていなかった。原因は、担当マネージャーが、現場案内担当者に対して、現場観察の対象は特別立入制限区域が含まれていないことの説明をしていなかったこと及び現場案内担当者が廃液中和タンク室の区域区分を正確に把握していなかったことと推定した。	一時立入者に随行する従事者は、管理区域入域前に一時立入者が立ち入る場所の区域区分を管理区域線量当量率分布記録等にて確認すること及び現場の区域区分の標識を確認することを社内マニュアルに反映した。

第2.2.2-9表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見 (4/6)

No.	発生年月日	ユニット／件名	概要	反映内容
8	2021年7月18日	伊方3号 ／ 伊方発電所3号機 総合排水処理装置の配管からの塩酸の漏洩について	総合排水処理装置建屋(管理区域外)内に、塩酸ガスが発生したことを示す警報が発信した。現場を確認したところ、塩酸注入ポンプ出ロフランジ付近から塩酸が漏れいしていることを確認した。原因は、配管接続部の締め付け力によりガスケットがライニング皮膜を押し付け、ライニング皮膜に膨れが発生し、膨れた箇所に応力が集中することでライニング皮膜の柔軟性の低下と相まって微小な傷が生じ、ライニング皮膜が裂け、そこから内部流体である腐食性の高い塩酸が侵入することにより鋼管の腐食が進展し、漏えいに至ったものと推定した。	排水処理装置計画整備工事塩酸注入系統の配管フランジ復旧時において、配管内部に異物がないことの最終確認及びライニング被膜の膨れ等異常がないかを確認することを作業手順書に反映する。
9	2021年11月1日	浜岡4号 ／ 発電所敷地内(屋外)における草刈り作業中の出火	タービン建屋北側(屋外)において、給油作業中の草刈機及びその周囲の草等からの出火を確認した。原因は、草刈機のエンジンを停止した直後に給油作業を実施(取扱説明書には、エンジンの停止直後はマフラ部が高温になっているため、マフラ部の温度が十分下がってから給油するよう記載されている。)したこと、草刈り作業中にガソリンの入った燃料補給用の缶を直射日光の当たる場所に置いており、気化したガソリンにより当該缶の内圧が上がっていたこと及び給油前に当該缶のガス抜きを実施していなかったことと推定した。	類似災害防止に万全を期すため、燃料補給時の順守事項を社内マニュアルに反映する。

第2.2.2-9表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見(5/6)

No.	発生年月日	ユニット ／ 件名	概要	反映内容
10	2016年 8月5日	柏崎刈羽 ／ 大湊側ディーゼル駆動 消火ポンプ 用燃料タンク の点検期限 超過について	大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク点検のための手続を行っていたところ、当該タンクの定期自主検査の点検周期が適切に設定されておらず、労働安全衛生規則に定める点検期限を超過していることを確認した。 原因は、労働安全衛生法令に基づく届出、点検自主点検に関わる運用は社内マニュアルで定めるものの、設備所管箇所に十分に共有・浸透しておらず、労働安全衛生法に係る機械等の計画の届出及び技術検討記録が適切に処理されなかったものと推定した。	安全衛生法令に係る届出等については、設備主管箇所において、社内マニュアルや保全計画を用いて適切に管理しているが、社内マニュアルに具体的な対象設備名の記載がないことから、対象設備を明確にするよう、社内マニュアルに反映する。 また、法令に基づく届出等の運用の共有・浸透を図るため、所内マニュアルの内容について、所内全体に周知を行う。
11	2021年 4月1日	九州電力送 配電東大分 変電所 ／ 東大分発電 所変圧器(2 次側ブッシング)破損事故	東大分変電所の巡視において、2号系統用変圧器2次側ブッシング(赤相)から絶縁油の漏えいを発見した。 原因は、コンタクト(ブッシングの膨張筒内に設置されており、中心導体の熱収縮を吸収する部品)の材料に、材質不良(高温下で固有抵抗の大きい化合物(青銅)を形成する銅と錫めっきを使用していた)及び機器の運転・経年に伴うコンタクトの接触抵抗増加により過熱現象が発生し、コンタクトが損傷・脱落したことから、抵抗値が大きい膨張筒に負荷電流が通電したため、ブッシング全体の過熱に進展し、油面計の破損による漏油、ブッシング破損に至った。	同型のブッシングを使用している4号機主変圧器について、取替計画に基づき定期検査にて、当該事象の対象ではない対策品に取替えた。 また、ブッシング取替までは、ブッシング取付部の放射温度計による定期的な温度測定を行い、状態管理を実施した。

第2.2.2-9表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見(6/6)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
12	2020年 9月5日	九州電力送 配電白石変 電所 ／ 白石変電所 V6形真空 遮断器の切 制御不応動	白石変電所管内での配電線事故時、回線名320のV6形真空遮断器(VCB)の切制御不応動が発生したため、現地調査を実施し、当該VCBにおいて、引外しコイルの焼損、切プッシュレバーの取付ねじの緩みが確認された。 原因は、切プッシュレバーの取付ねじの緩みの影響で、引外しコイル用のプランジャーと切プッシュレバー間の間隔が広がったことにより、引外し用コイル用のプランジャーが切プッシュレバーを動作させることができなくなり、その間引外しコイルに継続的に開放電流が印加され、加熱、焼損に至ったものと推定した。	同型の遮断器について、正常に動作することを確認した。 また、今後の当該遮断器の点検は、盤の外観点検に加えて、遮断器の点検を実施し、当該部のねじの緩みの確認及びねじ緩み対策を実施する。

第2.2.2-10表 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見

No.	発生 年月日	ユニット ／ 件名	概要	反映内容
1	2021年 12月17日	Callaway1号 ／ 復水器空気 抽出系統放 射線モニタド レン配管のル ープシール 喪失対策の 実施につい て	<p>燃料取替停止時の巡視点検において、復水器空気抽出系統放射線モニタドレン配管のループシールが喪失していることを発見した。ループシールの喪失により、空気が流入しサンプル流体が希釈され放射線モニタのサンプリング機能が失われたことにより、1次系から2次系への漏えい監視及びトレンドの中央制御室への表示機能が喪失した。</p> <p>原因は、燃料取替停止からループシールにドレンの流出がなく、70日間を経過していたことから、ループシールにドレンがなくなりループシールが喪失した。</p>	<p>放射線ガスモニタ周囲に設置されているループシールの機能を確認できるものがないことから、ループシール水位確認のためのサイトグラスを設置する。</p> <p>また、サイトグラス設置後は、巡視点検において、ループシール水位を確認する。</p>

第2.2.2-11表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(1/2)

No.	文書名 (発行番号) (発行日)	指示概要	対応状況
1	原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書(ATENA 20-ME05 Rev.1)(2022年10月5日)	事業者が自主的にデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障(CCF)影響緩和対策を行うにあたり、多様化設備への要求事項及び有効性評価手法を技術要件として提示するとともに、手順書の整備及び教育・訓練の実施要求について取りまとめている。	デジタル安全保護回路のソフトウェアCCF対策に関する実施計画書を2021年2月にATENAへ提出し、対策を実施中。基本設計を2021年10月に完了し、2023年度(第16回定検)の工事にて安全対策を完了予定。
2	原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン(ATENA 19-R01 Rev.1)(2023年3月2日)	「原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン」(2019年6月28日発行)について、運用実績蓄積に伴う解説追加及び関連する規則、ガイド等の反映を行い、改定版(Rev.1)として発行した。	内容を確認し、社内マニュアルの改正を実施した。
3	原子力規制庁被規制者向け情報通知文書「原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査から得られた潜在的懸念事項」(NIN1-20220511nu)(2022年5月11日)	火災時安全停止能力に係る米国運転経験調査から原子力規制庁が抽出した潜在的懸念事項(32件の米国事業者事象報告書(LER))を通知するもの。	事業者の自主的安全性向上の取組みとしてLER情報分析による現状把握を電力大で実施している。

第2.2.2-11表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(2/2)

No.	文書名 (発行番号) (発行日)	指示概要	対応状況
4	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「原子力発電所における安全関連据置鉛蓄電池の寿命劣化に係る懸案事項」 (NIN2-20220831-nu) (2022年8月31日)	第53回技術情報検討会(令和4年5月26日)にて報告された原子力発電所(NPP)における蓄電池の劣化に関する国際調査結果から、原子力規制庁が抽出した安全関連据置鉛蓄電池とその充電装置の寿命劣化や能力に係る懸案事項を通知するものである。	電力大で対応方針を検討中。
5	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「建設残置物が干渉した状態の下で地震力が作用した場合の杭支持構造物の損傷」 (NIN3-20230127-nu) (2023年1月27日)	東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所6号機大物搬入建屋の杭の損傷について通知したものを。	安全上重要な構造物、間接指示構造物で杭基礎の構造物はなく、対応不要であることを確認した。

第 2.2.2-12表 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見

項目	反映内容※2
プラント情報の調査	(プラントの設計や運用に関する情報であり、新知見としての対象としない)
ハザード評価	(収集の対象外)
脆弱性評価	(収集の対象外)
システム評価 (CDF評価/CFF評価※1)	
(1) 起因事象の選定及び発生頻度の評価／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	—
(2) 成功基準の設定	—
(3) 事故シーケンスの分析	—
(4) システム信頼性の評価	—
(5) 信頼性パラメータの設定	<ul style="list-style-type: none"> ・機器故障率データとして、国内故障率データを事前分布として、個別プラントの運転実績を用いたベイズ更新によって算出した機器故障率を使用 ・RCPシールの現実的な損傷確率の算出方法
(6) 人的過誤の評価	・人的過誤確率の算出に「HRA Calculator」を使用
(7) 炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化	—
ソースターム評価	—
被ばく評価	—
上記以外の知見	
国内知見	—(当社を含む電気事業者による電力共通研究やNRRCにより、リスク評価や自然外部事象、リスク情報を活用した意思決定に関する研究・検討を進めているところであるが、いずれも研究途上であり、現段階で研究成果を安全性向上評価届出書に反映すべき事例はなし)
海外知見	—(伊方プロジェクトでのTAC及び海外専門家レビューコメントのうち、未反映のものは、今後反映の要否も含めて検討する)

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

※2 内部事象出力運転時PRAに反映した内容を示す。外部事象(地震、津波)等のその他PRAについては、次回評価時に反映を予定している。

注) 表中の「—」については、今回反映した新知見がなかったことを示す。

第2.2.2-13表 国内の規格基準等に係る新知見情報(1/2)(日本電気協会)

No.	規格名称	規格番号	反映状況
1	取替炉心の安全性の確認に用いる解析コードの適格性評価規程	JEAC 4215-2022	社内マニュアルに取込み適用している。

第2.2.2-13表 国内の規格基準等に係る新知見情報(2/2)(日本原子力学会)

No.	規格名称	規格番号	反映状況
1	原子力発電所の高経年化対策実施基準:2022	AESJ SC P005-2022	社内マニュアルに取込み、高経年化技術評価に利用している。

第2.2.2-14表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)に係る参考情報

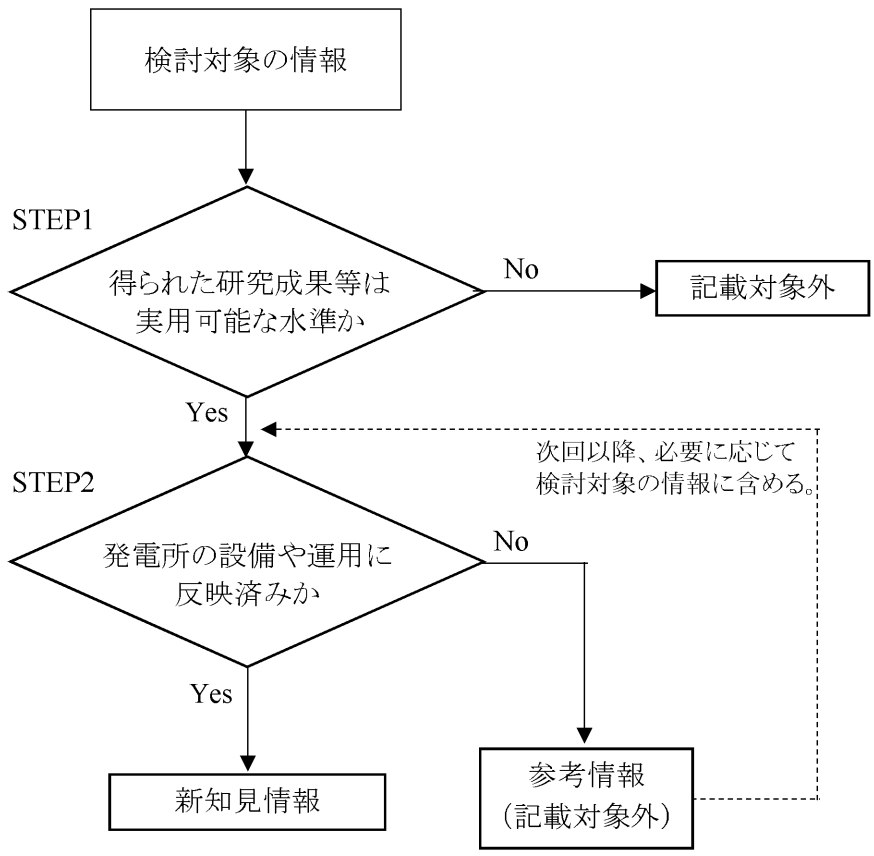
No.	表題	文献誌名
1	原子力発電所の格納容器に使用される腐食鋼の機械的特性に関する実験的研究	Journal of Nuclear Science and Technology
2	加圧水型原子炉冷却系ループドレンラインの流出挙動による熱疲労について	Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science

第2.2.2-15表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)に係る新知見関連情報(1/2)

No.	分野	表題	文献誌名
1	地震	原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2021 (AESJ-SC-RK009:2021)	—
2	地震	水平二方向載荷履歴が実規模RC部材のせん断耐力に与える影響に関する実験的検討	構造工学論文集Vol.67A
3	地震	水平二方向力が作用する実規模RC部材の破壊挙動の数値解析による分析	構造工学論文集Vol.67A
4	地震	密な地盤に埋設されたRC立坑の地震応答に関する実験的検討	コンクリート工学年次論文集Vol.43
5	地震	九州地域の震源特性・不均質伝播経路特性・サイト増幅特性の推定強震観測記録のブロックインバージョン解析に基づく検討	日本建築学会構造系論文集 第86巻
6	地震	An Empirical Method for Estimating Source Vicinity Ground-Motion Levels on Hard Bedrock and Annual Exceedance Probabilities for Inland Crustal Earthquakes with Sources Difficult to Identify in Advance	Bulletin of the Seismological Society of America (2021) 111 (5): 2426–2440.
7	地震	沸騰水型原子力発電所に使用される主蒸気隔離弁の耐震試験結果(その2)	日本原子力学会2021年秋の大会予稿集
8	津波	日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価(第二版)	地震調査研究推進本部HP
9	津波	日本海南西部の海域活断層の長期評価(第一版)-九州地域・中国地域北方沖-	地震調査研究推進本部HP
10	津波	浸水防止設備技術指針(JEAG4630-2020)	—

第2.2.2-15表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)に係る新知見関連情報(2/2)

No.	分野	表題	文献誌名
11	竜巻	確率論的強風飛来物解析コード TONBOS-proの開発	電力中央研究所報告
12	竜巻	高強度・軽量なアラミド繊維を用いた竜 巻飛来物防護ネットの開発	第17回学術講演会 要旨集
13	火山	連続運転可能な大流量微小差圧吸気 型火山灰除去装置の開発	第17回学術講演会 要旨集



【STEP1】

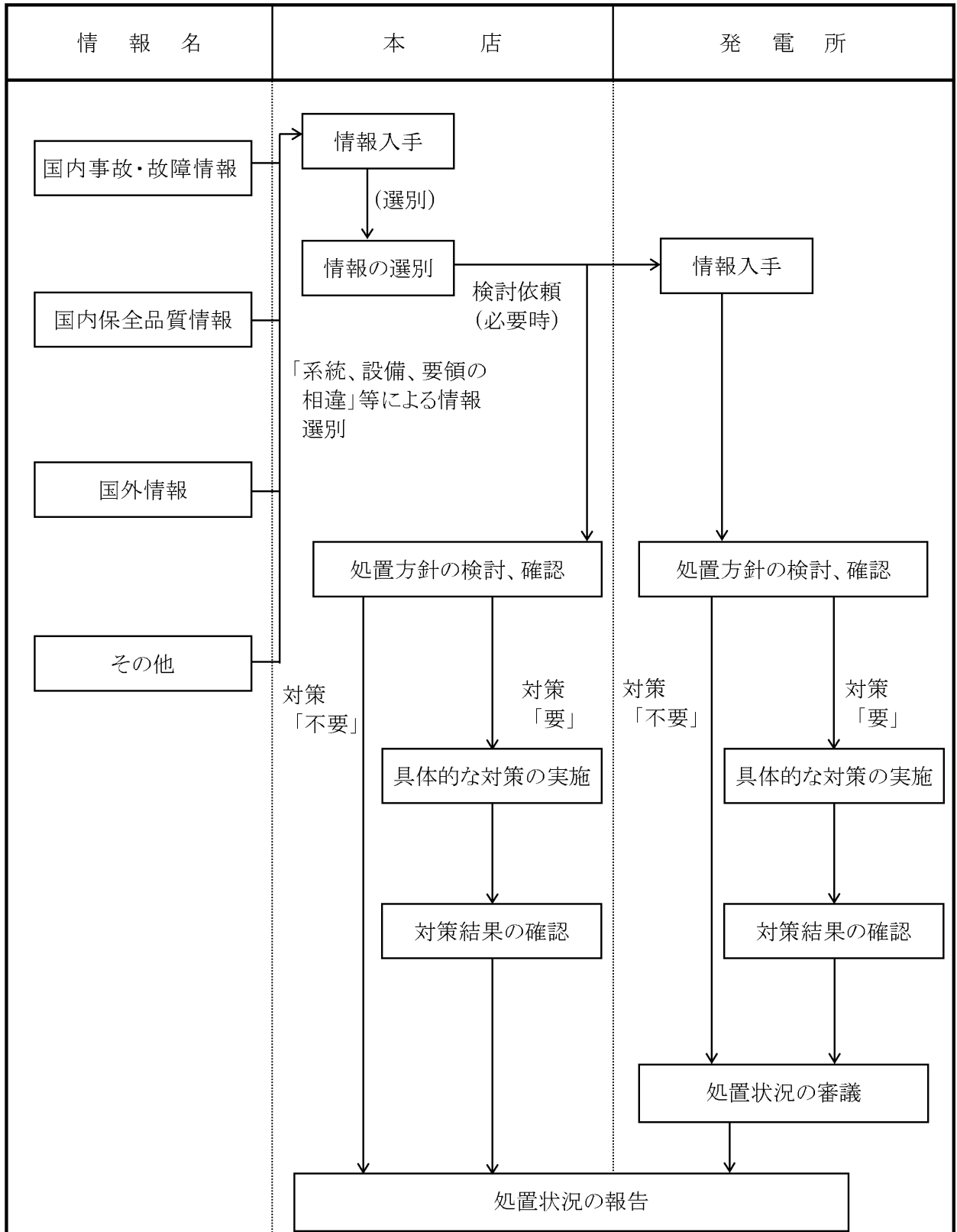
実用性のある水準に達していないもの(基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等)については記載対象外とする。(今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。)

【STEP2】

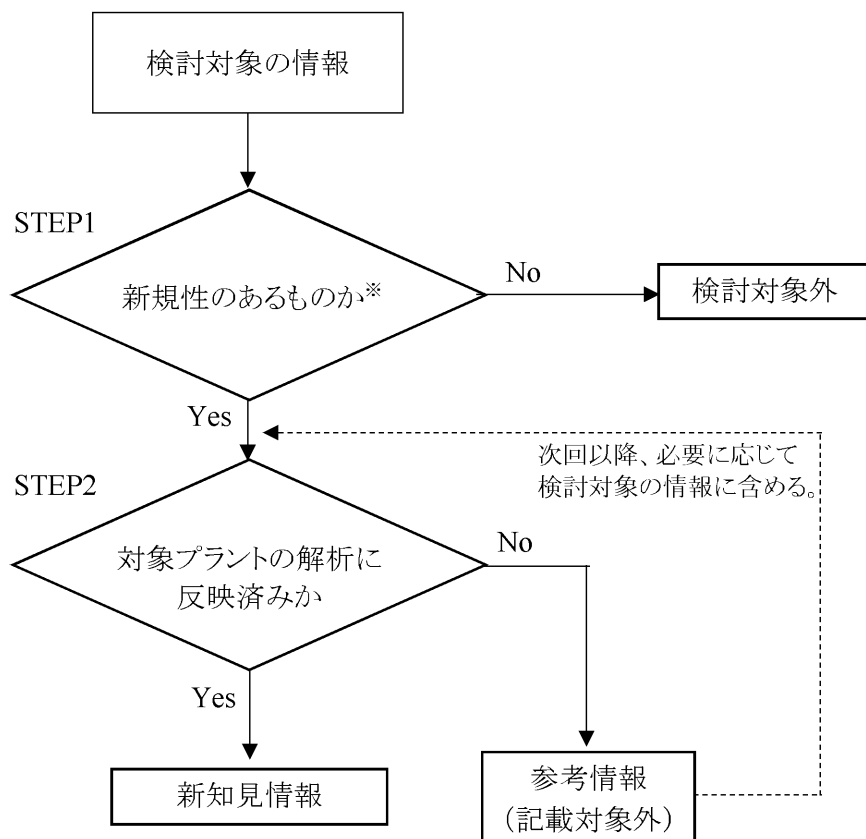
発電所の設備設計、マニュアル類に反映済みのもの(具体的な反映の見通しのあるもの)を記載対象として抽出する。

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

第2.2.2-1図 安全に係る研究の整理、分類方法
(自社研究、電力共通研究)

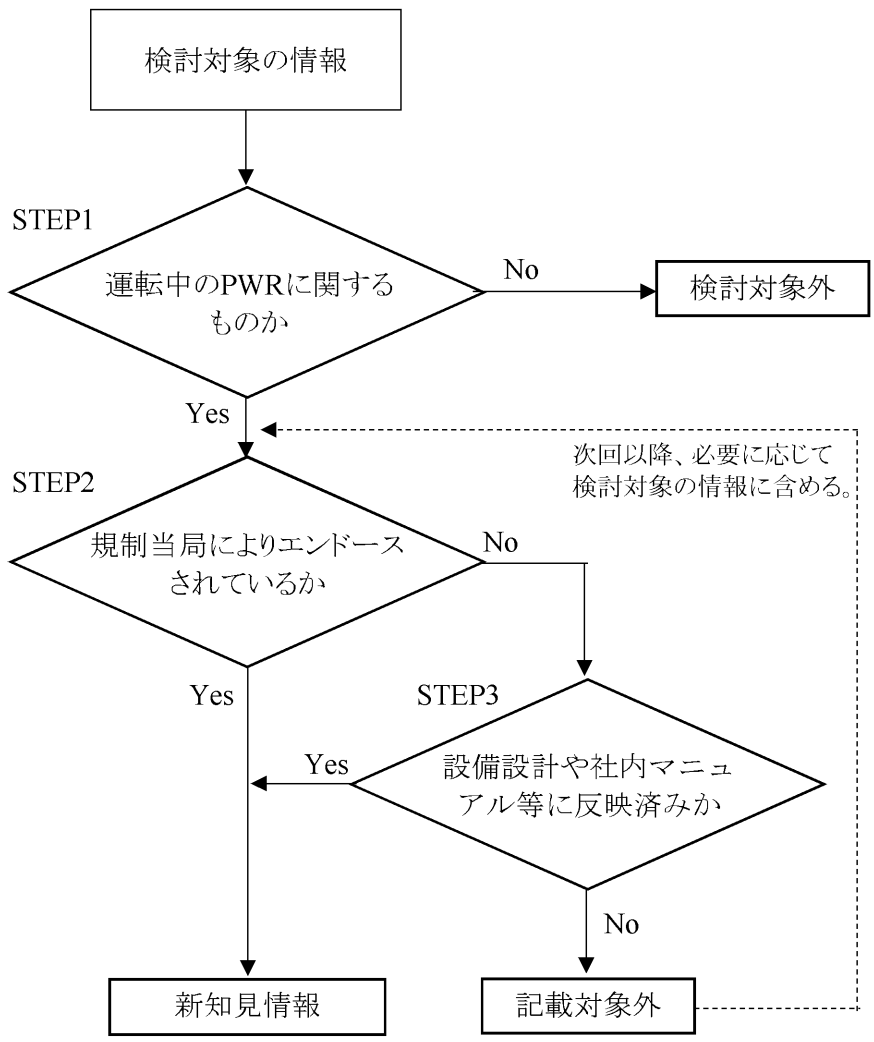


第2.2.2-2図 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法

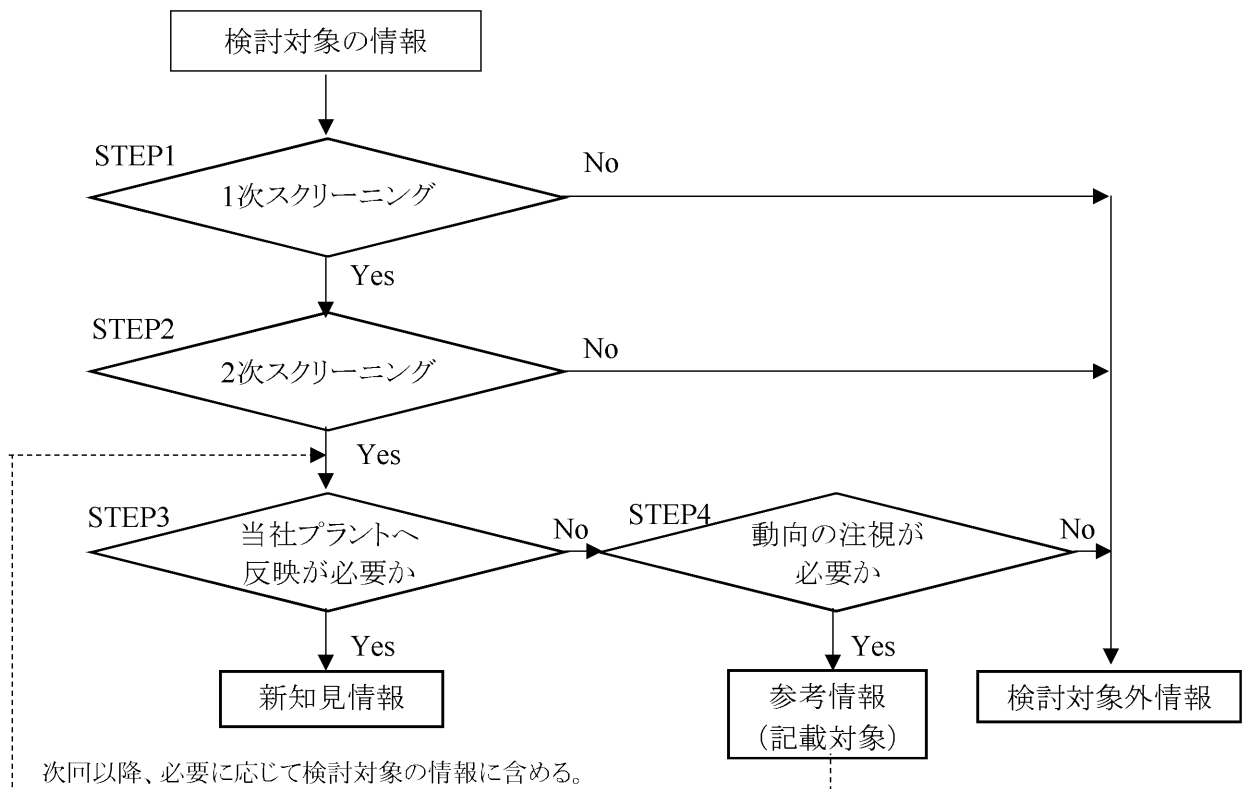


※ 単なるデータの蓄積といった、確率論的リスク評価を実施する上で自明なものを除く。
また、ハザード評価については第2.2.2-6図の整理、分類方法とする。

第2.2.2-3図 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの整理、分類方法



第2.2.2-4図 国内の基準等の整理、分類方法



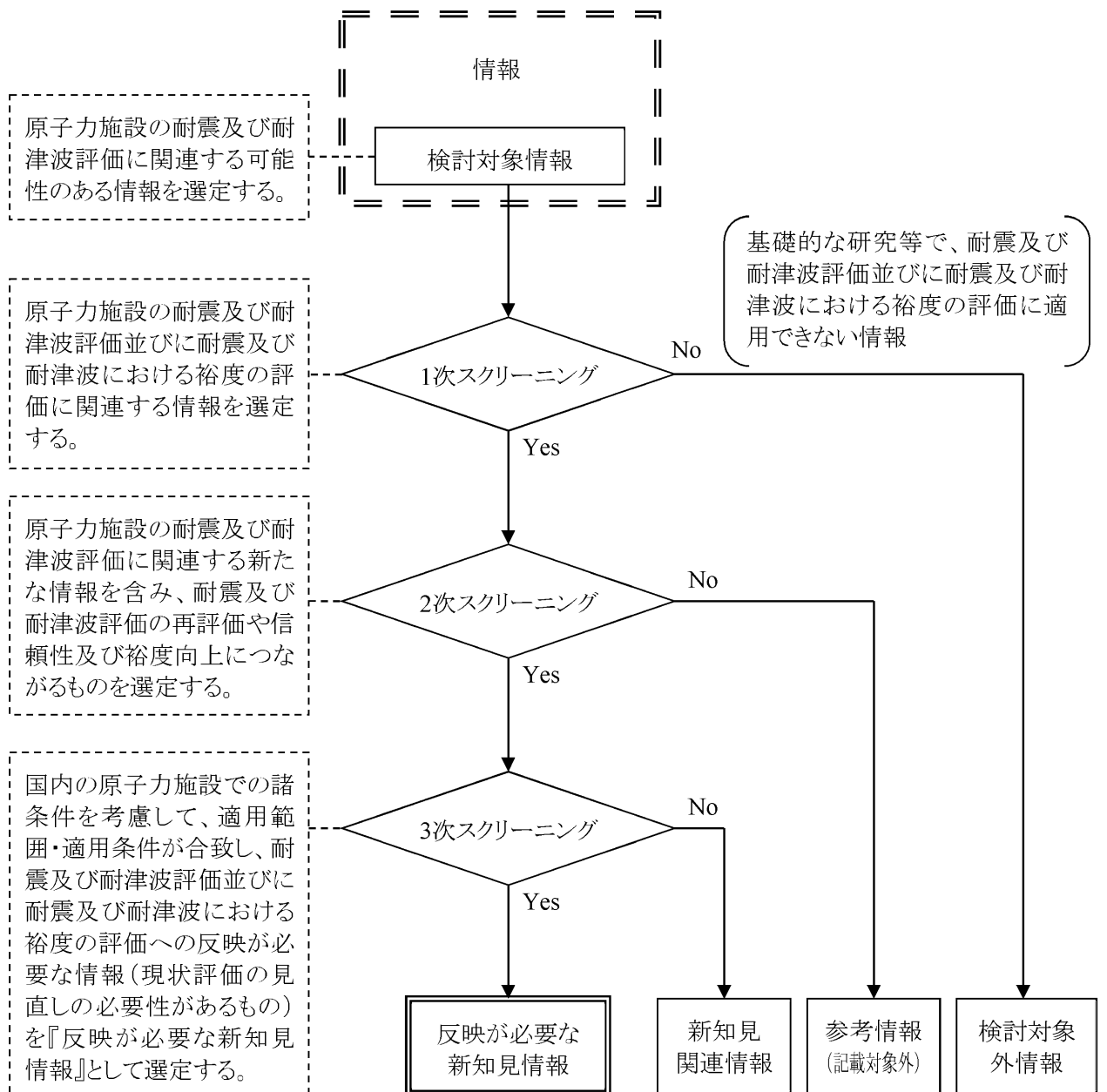
- 【STEP1】 1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報(Noに該当)
- ・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設(例 将来炉、再処理等)
 - ・将来の燃料技術
 - ・保障措置、核物質防護(核物質管理)(サイバーセキュリティ等は検討対象)
 - ・違法行為及び規則類への意図的な違反
 - ・事務的なもの等(例 型式認定承認の官報、PA・広報、コミュニケーション等)
 - ・商用軽水炉以外の施設(例 研究施設、医療施設、一般産業施設等)

- 【STEP2】 2次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報(Noに該当)
- ・既往データ等に基づいており、新たな知見が示されていない。
 - ・既往の知見の取りまとめ等であり、新たな手法等を提案していない。
 - ・既に反映済みである。
 - ・今後の研究動向を注視する必要がある。(検討事例が少ない、検証データ数が少ない等)
 - ・実務に適用するには、更なる検討が必要である。
 - ・工学的判断に基づき暫定的に採用した手法や条件が多数あり、実務に適用する段階にない。
 - ・具体的な効果が示されていない。
 - ・発電所の安全性を直ちに向上させるものではない。

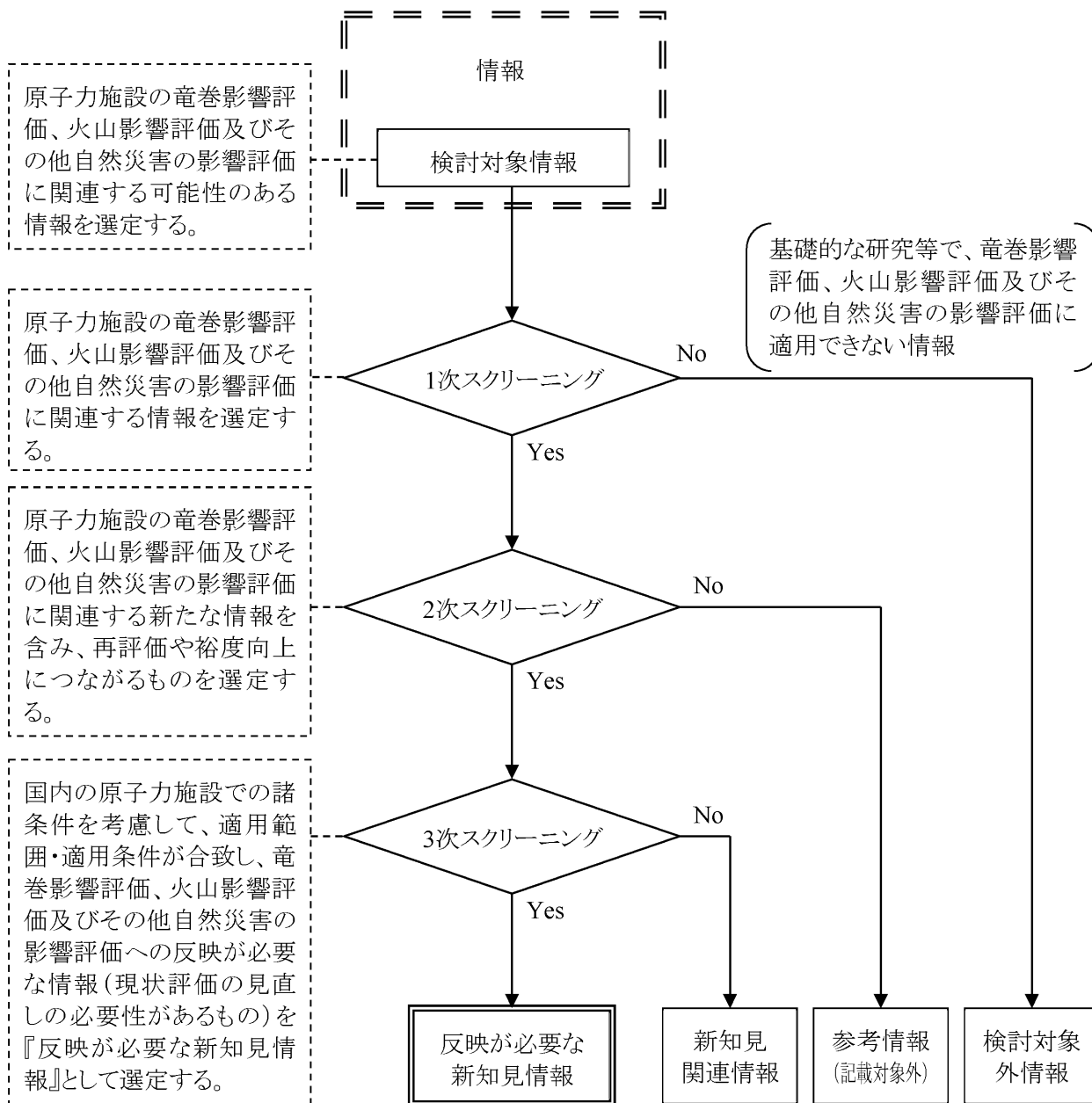
- 【STEP3】 評価対象の新知見情報とする情報
- ・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

- 【STEP4】 参考情報とする情報
- ・今後の研究動向等によっては、プラントの安全性、信頼性向上につながりうる情報。
(次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。)

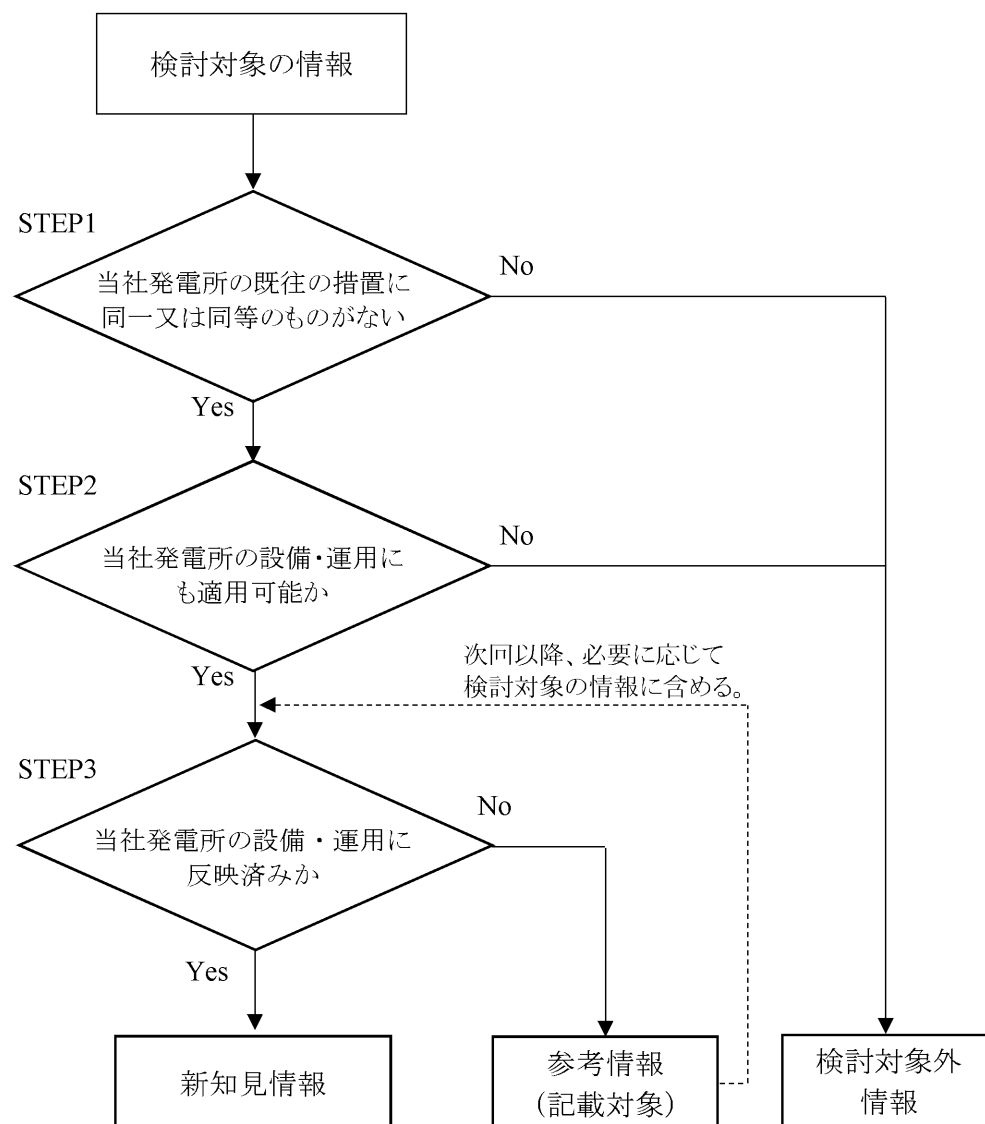
第2.2.2-5図 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)の整理、分類方法



第2.2.2-6図 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)の整理、分類方法(1/2)(地震、津波)



第2.2.2-6図 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)の整理、分類方法(2/2)(竜巻、火山その他自然災害)



【STEP1】

検討対象の措置と同一又は同等の内容の措置が、当社で実施されていないものを抽出する。

【STEP2】

当社発電所の設備・運用に、環境・物理的(配置等)条件・組織体制等を考慮しても適用可能かつ有効なものを抽出する。

【STEP3】

当社発電所の設備・運用に反映済みであるもの(具体的な反映の見通しがあるもの)を新知見情報として抽出する。

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

第2.2.2-7図 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置の整理、分類方法

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

今回の評価においては、「2.2.1 保安活動の実施状況」及び「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」から安全性向上に資する自主的な追加措置は新たに抽出されなかった。

2.4 追加措置の内容

今回の評価においては、「2.2.1 保安活動の実施状況」及び「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」から安全性向上に資する自主的な追加措置は新たに抽出されなかった。

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（東北大学 金属材料研究所附属量子エネルギー
材料科学国際研究センター 特任教授）

高田 孝（東京大学大学院 工学系研究科
原子力国際専攻 教授）

天日 美薫（博士（理学）、一般財団法人 九州環境管理協会
技術部 企画管理課長）

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 放射線総合センター 名誉教授）

※ 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

2023年7月14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、以下のご意見、ご助言を受けた。

- (1) 保安活動のなかで様々な評価や改善活動を実施しており、有効性を評価しているが、ここでチェックできるものは、いずれも予兆を捉えたものに限定される。今まで予兆として捉えていなかったものに対しても安全が担保できる枠組みを明確にして総合的に取り組み、いろいろな目線で可能性を探ることをした方がよいと考える。

また、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頂いた。

2.5.1.3 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価を踏まえた対応等

2023年7月14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受けた前項のご意見、ご助言について、以下のとおり対応する。

- (1) 「保安活動の実施状況」の調査では、改善活動に加え、状態報告(CR)件数等の先行指標を含む実績指標(PI)の評価において著しい変化がないか等の観点で確認し、原子力安全に影響する予兆を確認している。今まで予兆として捉えていなかったものに対しては、導入を進めている設備保全管理システム(EAM)にて全所員がPIのトレンドを確認できるようにすることで、気づきの機会を増やせるのではと考えている。また、PIのしきい値を細かく設定し、今まで予兆として捉えていなかったものに対し、予兆を見える化するといった改善も検討している。なお、WANOやJANSI等の第三者からの評価を踏まえた改善活動も実施し、改善の効果があつたのかPDCAを回し、次の改善につなげている。

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。