

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- 36
2.2.1.2 運転管理	2.2.1- 78
2.2.1.3 施設管理	2.2.1-121
2.2.1.4 燃料管理	2.2.1-164
2.2.1.5 放射線管理	2.2.1-184
2.2.1.6 放射性廃棄物管理	2.2.1-212
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	2.2.1-284
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 構築物、系統及び機器における追加措置	2.4-1
2.4.2 体制における追加措置	2.4-2
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原子力安全に対する思い(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はなく、法律では定められない「社会のルール」を守るという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>

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原子力安全に対する思い(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 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 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原子力安全に対する思い(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

川内原子力発電所第2号機（以下「川内2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川内原子力発電所が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

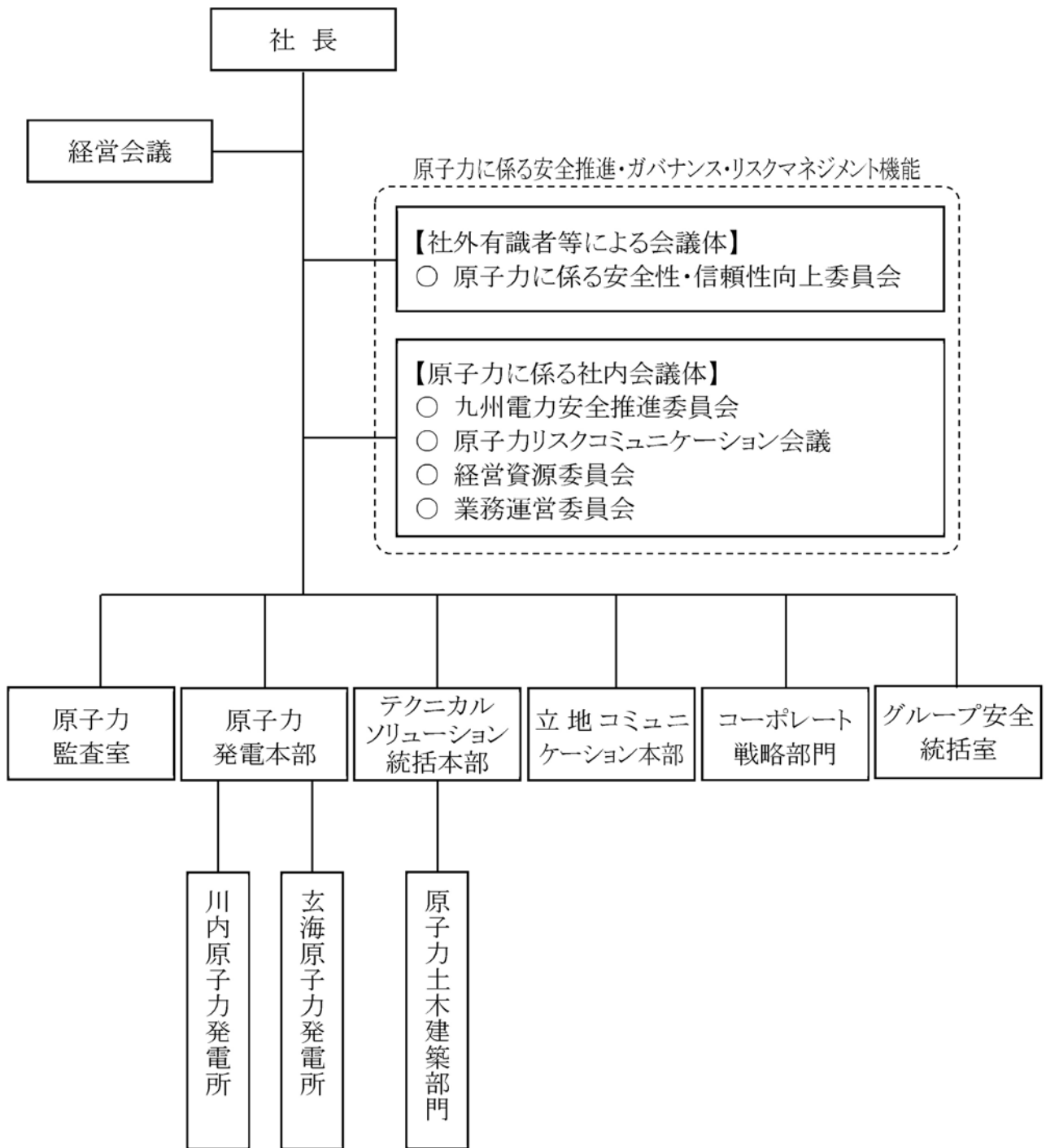
原子力発電所の安全性向上のための継続的な取組みは、QMSの継続的改善のプロセスを基本とする。QMSの各プロセスは文書化され、これらに基づきプロセスが実施される。

QMSプロセスの順序及び相互関係を参考資料Ⅱに示す。

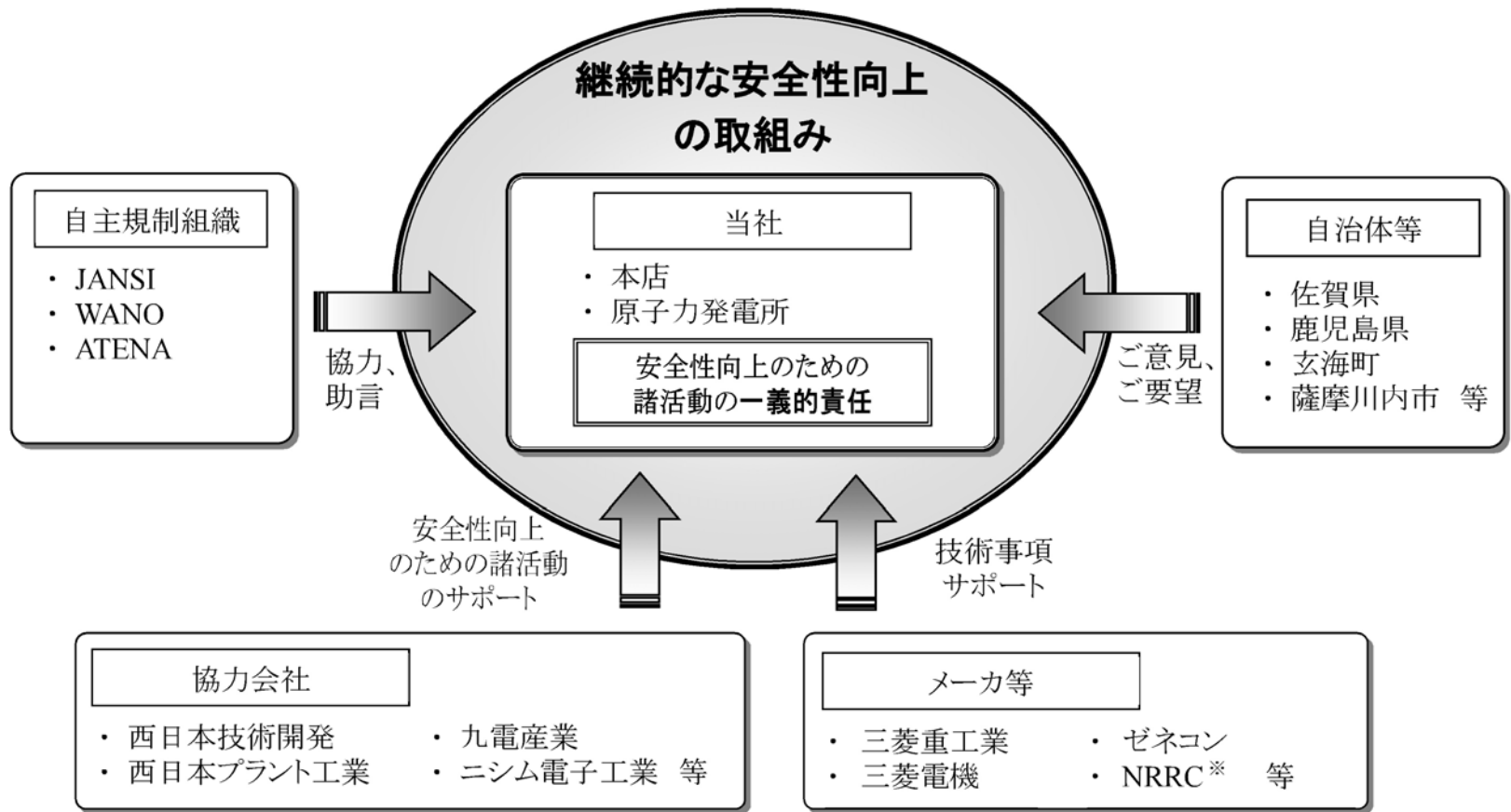
b. 安全性向上評価のプロセス

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。

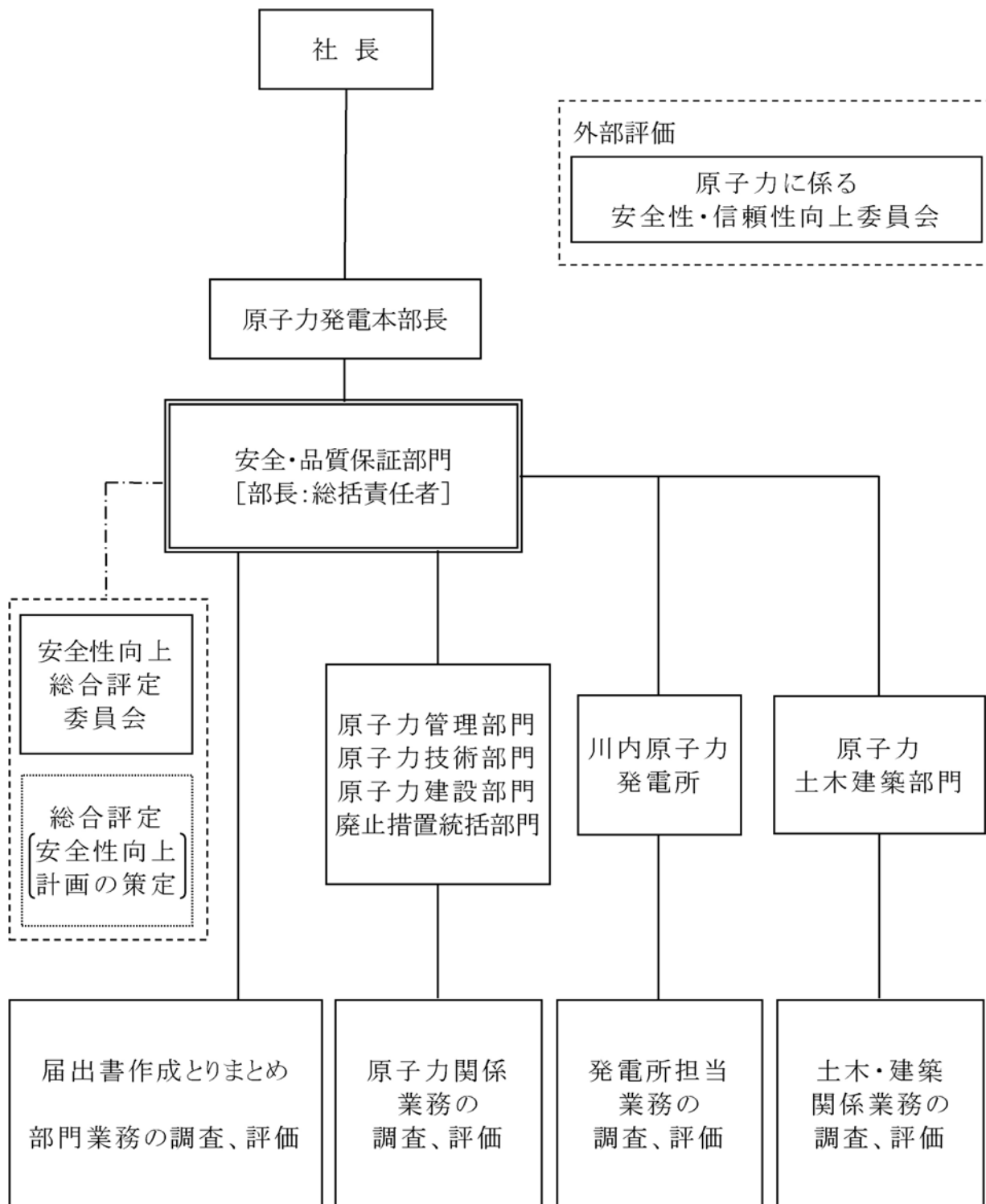


第 2.1.3-1 図 自主的・継続的な安全性向上への取組み体制



※ 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25回定期事業者検査終了日の翌日（2022年7月12日）から評価時点となる第26回定期事業者検査終了日（2023年8月15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

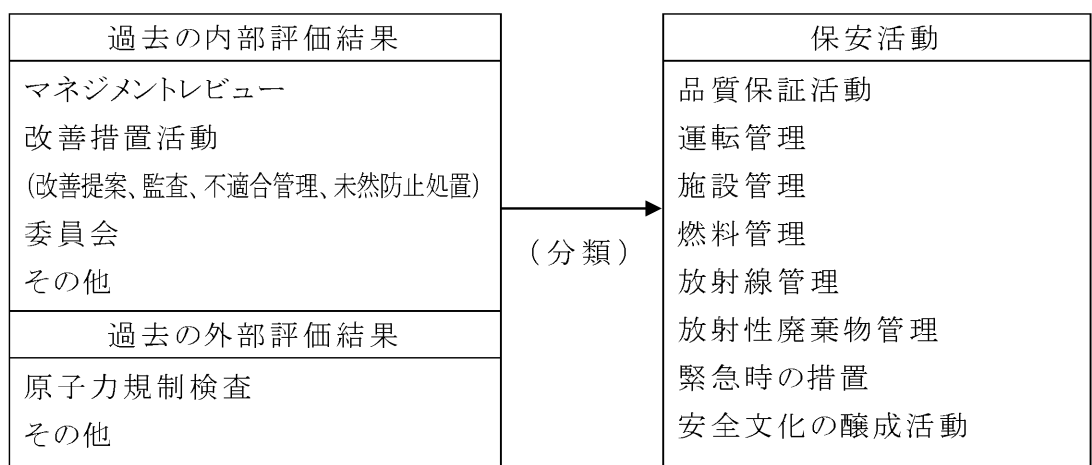
改善活動は、川内2号機に関する、過去に自ら実施した内部評価結果及び過去に外部評価機関等から受けた外部評価結果について調査し、保安活動の仕組み（組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練）に係る改善又は設備の改善に分類し、保安活動ごとに整理を行い、有効性を評価する。

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

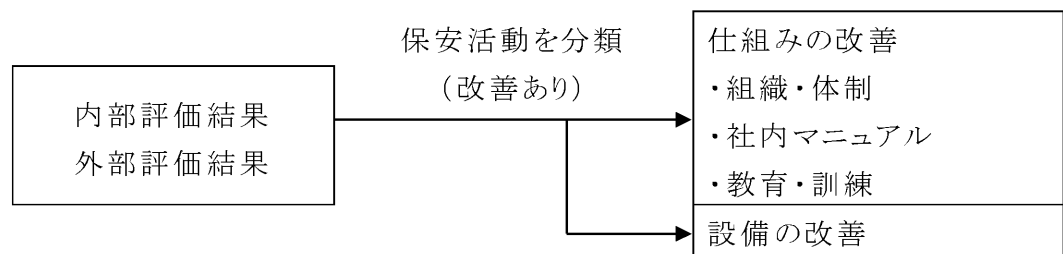
評価する。

(a) 改善活動の整理

川内2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。



内部評価結果及び外部評価結果の調査により得られた川内2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表及び

第2.2.1-2表に示す。

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、過去のデータを調査し、時間的な推移を確認する。

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。
	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。
燃料管理	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	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 (1/29)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
マネジメントレビュー	専門性の確保を含む人的資源の強化	以下の活動により、専門知識の向上を図った。 (1) 協力会社等(西日本プラント工業(株)、三菱重工業(株)、三菱電機(株)、ゼネコン等)との意見、情報交換 (2) 原子力土木建築部門における、他電力との人材交流(交換出向)による、他電力のノウハウ(現場施工管理等)の習得 (3) 原子力管理部門における、発電所若手社員の西日本プラント工業(株)への教育出向(5名)による、現場力向上 (4) 川内保修課若手社員による課題発表会の実施 (5) 専門知識に係る資料の作成、社内勉強会の実施、社外研修の受講 (2022年度)	安全文化の醸成活動	教育・訓練	
		専門性の確保に向けて、以下の活動を実施した。 (1) デジタルトランスフォーメーション(以下「DX」という。)に係る人材の中途採用を計画(1名)し、2023年度内に採用予定 (2) エキスパートルート(DX及びサイバーセキュリティ)を設定し、移行希望者の募集を開始 (2022年度)	安全文化の醸成活動	組織・体制	
品質目標に対する対応状況	安全対策工事及び定期事業者検査等における作業安全の達成	以下の活動により、作業安全の達成に向けた取組みを実施した。 (1) 原子力土木建築情報共有サイトにおける、安全に関する情報の共有 (2) 夏季・冬季安全懇談会等を活用した作業安全に関する情報共有 (3) 作業前ミーティングにおける、3H(初めて、変更、久しぶり)、計画変更等の確認 (2022年度)	安全文化の醸成活動	教育・訓練	
	デジタル技術への変革(DX)を踏まえた業務プロセスの改善	会議資料(原子力発電安全委員会等)の電子化 (2022年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
		原子力土木建築部門の設備点検アプリの試運用開始 (2022年度)	施設管理	設備	
	安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透	以下の活動により、安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透を図った。 (1) 管理者向け説明会、原子力安全教育の実施 (2) 安全文化醸成活動プロセスに関する理解度テストの実施 (3) 安全文化醸成に係るアンケートの実施 (4) (一社)原子力安全推進協会(以下「JANSI」という。)提供のeラーニング受講 (2022年度)	安全文化の醸成活動	教育・訓練	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (2/29)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善措置活動 改善提案	—	「運転基準」を改正する改善提案を採用した。 内容:タービン動補助給水ポンプの停止時において、起動時と同様に起動弁A、Bを、同時に操作する旨を追記し、手順の統一を図った。 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	「運転基準」を改正する改善提案を採用した。 内容:復水器真空の早期回復を目的とした、復水器逆洗時の復水器真空ポンプ追加起動に関しての記載を行った。 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	管理層による現場観察(MO)報告書に係る改善提案を採用した。 内容:MO報告書の作成において、その重大性や優先性を分析しやすくすることで、より効果的なパフォーマンス改善活動に努めるため、「マイナスファクトが存在することによって引き起こされる結果を記載する。」こととし、業務連絡票を発行し周知を行った。 (2022年度)	品質保証活動	教育・訓練	
	—	「運転基準」を改正する改善提案を採用した。 内容:特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)を使用するための準備操作において、受電状態確認項目の記載の明確化を図った。 (2023年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	「運転基準」を改正する改善提案を採用した。 内容: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。)第5回安全性向上評価確率論的リスク評価により抽出された追加措置に対する対応として、フィルタベントの成否に影響を与える運転操作(気密扉の閉止操作)について、確認行為(リカバリーステップ)を追加した。 (2023年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	「運転基準」を改正する改善提案を採用した。 内容:SG管板上部水抜きのため、SG全ブローの操作内容にSGドレン元弁開操作を追加した。 (2023年度)	運転管理	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 (3/29)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善措置活動 改善提案	—	「未然防止処置基準」を改正する改善提案を採用した。 内容: 未然防止処置に係る運用は、CAPシステムによる管理とし、「未然防止処置対策検討票」及び「未然防止処置対策実施確認票」を廃止した。また、従前よりCAP会議の参考資料としていた進捗管理表を未然防止処置基準の様式として新たに定めた。 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	「運転基準」を改正する改善提案を採用した。 内容: RCS降圧に伴う、抽出ライン流量低下時の抽出オリフィスの追加操作については、操作内容及びタイミングについて詳細が記載されていなかったため、抽出オリフィスの切替、追加タイミングを明記した。 (2023年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	「運転基準」を改正する改善提案を採用した。 内容: RCSヒートアップでのRCS温度80°Cからの昇温操作のうち、加圧器比例ヒータを活かす手順について、加熱率の確保及び加圧器気相生成促進の観点から、加圧器比例ヒータ出力を最大出力とすることの記載を明記した。 (2023年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	「運転基準」を改正する改善提案を採用した。 内容: 川内2号機第24回定期事業者検査のRCS水張りにおいて、1次冷却系満水到達前に余熱除去ポンプを2台運転としたことで、低インベントリ期間における余熱除去ポンプの共通原因故障により、炉心損傷頻度(CDF)が上昇したと状態報告(CR)された。これを受け、川内原子力発電所1号機(以下「川内1号機」という。)第26回定期事業者検査以降は、当該操作のタイミングをRCS水張り完了後とし、運用してきた。今回、運用実績が蓄積され、妥当性が確認できたことから当該操作のタイミングを加圧器水位50%後からRCS水張り完了後に変更した。 (2023年度)	運転管理	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 (4/29)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善措置活動 改善提案	—	放射化学室における可燃物の保管について改善提案を採用した。 内容:放射化学室の可燃物保管においては、可燃物の出し入れ後に難燃シートの養生に隙間が生じやすい状況であることから、改善対策として、現在使用中のキャビネット(金属製)に可燃物保管場所を新たに設け、保管するようにした。 (2023年度)	緊急時の措置	設備	
改善措置活動 (本店) 改善提案	—	「本店非常事態対策基準」を改正する改善提案を採用した。 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。 (1)名称の修正 (2)その他の原子力防災資機材の台数 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
改善提案	—	本店・発電所の「保安活動に関する法令・規制要求事項等の管理要領」及び「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」を改正する改善提案を採用した。 内容:本店、玄海・川内原子力発電所の「保安活動に関する法令・規制要求事項等の管理要領(以下「法令要領」という。)」には、法令・通達・民間規格・自主基準等の一覧表(以下「法令リスト」という。)を記載している。 法令リストは法令要領に記載しているため、本店、発電所では、ほぼ毎月、法令要領の改正作業が発生している。そのため、法令リストの見直しに伴う業務負荷を削減するため、法令リストの管理プロセスの見直しを行った。 (2023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 (5/29)

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>「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」を改正する改善提案を採用した。</p> <p>内容:原子力発電安全委員会へ付議が必要な規定文書改正時は、付議前に、社内規定に基づく規程管理箇所(コーポレート戦略部門)の審査を受けることを「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」に定めているが、当該審査は、社内の規定文書としての審査であり、原子力発電安全委員会における技術的な審議とは異なるものである。</p> <p>柔軟な業務運営を行う上で、付議前の審査を必須としない運用とするため、発行責任者は、業務要領以外の規定文書を制定改廃する場合は、発行責任者による審査完了後、所定の権限者の承認を受ける前までに、コーポレート戦略部門の審査を受ける運用とした。</p> <p>(2023年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル	
改善措置活動(本店) 改善提案	—	<p>「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」を改正する改善提案を採用した。</p> <p>内容:保安に関する規定文書を制定改廃する場合は「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に基づき、「規定文書の制定・改廃時における関連規定文書・業務要領の変更要否及び関係部門による適切性確認チェックシート[保安]」により制定改廃内容の事前周知、関連規定文書の変更要否等の確認を行うこととしているが、軽微な修正の場合は関係箇所の業務プロセス等に影響を及ぼさない変更であることが明白であり、関連規定文書の変更要否等の確認が不要と考えられる。</p> <p>当該プロセスの適用について、業務効率化等の観点から、変更理由が、「記載の適正化」、「組織改正等に伴う名称のみの変更」及び「保安に関する事項以外の変更」の場合を除くことを明確化した。</p> <p>(2023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 (6/29)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善措置活動 内部監査	放射線管理基準では、受注者が行う放射線管理について必要に応じ指導と助言を行うために、受注者から提出される「放射線管理計画書」を安全管理課長が確認することとしているが、記録(初版)では原子力発電所長(以下「所長」という。)までの上覧となっている。さらに改訂版の所長への上覧は安全管理課長の判断で決められているが、その基準が明確になっていない。その目的に照らし同計画書の上覧範囲を整理し、規定文書において運用を明確化することが望ましい。 (2021年度川内助言事項)	放射線管理計画書の目的は、管理区域内作業を行う工事の体制等について指導・助言するものであり、安全管理課長が確認することを規定文書に記載している。また、所次長までの上覧は、安全管理課長の確認後に管理区域内作業を行う工事体制等が確立していることについて情報回覧の位置付けである。 これを踏まえ、放射線管理計画書は安全管理課長が最終の確認者であることから、記載内容の変更時は所次長の回覧は不要であることを「放射線管理要領」に明確化した。 (2022年度)	放射線管理	社内マニュアル	
	「マルファンクション仕様書(3号機)」の納入図書コメント処理表において、設計管理要領(3, 4号)に基づく納入図書コメント処理表作成フローに従って処理が実施されていない記録が確認された。 供給者より提出された納入図書に対しコメントがあった場合は、作成フローに従い、コメントへの処理状況を供給者が記載し、その内容を各課長が審査することになっているが、供給者のコメント処理状況に対する各課長の審査が実施されていない。 個別業務を実施するに当たっては、規定文書に定めた手順の通り、プロセスの次の段階に進むことの承認を確実に実施すべきである。 (2021年度玄海指摘事項水平展開)	本事象を例に「個別業務を実施するに当たっては、規定文書に定めた手順の通り、プロセスの次の段階に進むことの承認を確実に実施することの重要性」について業務連絡票を発行し周知した。 (2022年度)	品質保証活動	教育・訓練	
	発電所においては、保護具(保護手袋、メガネ、耳栓等)着用に関し、作業内容に応じたルールや期待事項を文書にて具体的に定めるとともに、必要に応じ現場表示を行っているが、今回確認した検査及び定期試験において、必要な保護具を着用していない対応者が一部見受けられた。保護具の適正・確実な着用について、各職場におけるミーティングでの共有や管理層からの注意喚起等を積極的に行うことで更なる周知徹底を図ることが望まれる。 (2022年度川内気付き事項)	本件について業務連絡票を発行し、所員へ保護具の着用に関する周知徹底を図った。 (2022年度)	運転管理 施設管理	教育・訓練	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (7/29)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善措置活動 内部監査	<p>玄海原子力発電所においては、状態報告(CR)を活用してリスクを常に意識することの重要性を根付かせることを目的とし、ヒューマンエラーに関するCRを教育資料として紹介している。</p> <p>この取組みは、要員が常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持つことにつながることから、良い取組みであると考えられる。</p> <p>(2021年度玄海良好事例水平展開)</p>	<p>当所においては、重大なヒューマンエラーに関する情報等については所員へ都度共有し注意喚起を図っているものの、リスク意識を更に高めるために、重大なヒューマンエラーや、リスク意識を高めることに有効なCRについて、「品質管理及び安全作業教育」にて紹介した。</p> <p>(2022年度)</p>	安全文化の醸成活動	教育・訓練	
	<p>成立性確認訓練実施要領において、原子力訓練センター所長は「成立性確認訓練等月間計画表」を原則として前月の20日までに作成するよう定めているが、20日までに作成されているものが少なかった。規定文書で定めている期限内に作成できるよう検討することが望ましい。</p> <p>(2022年度川内気付き事項)</p>	<p>翌月の業務計画等を立案するタイミングを加味し余裕をもって「成立性確認訓練等月間計画表」を原則として前月の20日までに作成するよう設定している。しかし、実際のプロセスは、翌月の業務計画等が確定しなければ当該計画表は作成できないことから、結果的に20日以降に作成したものである。</p> <p>このことから、成立性確認訓練実施要領を改正し、成立性確認訓練等月間計画表を前月までに作成するよう見直しを行った。</p> <p>(2023年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル	
	<p>救急対策基準において、傷病者を発電所構外に運び出す場合は、汚染検査の結果を必要に応じて「救急患者記録用紙(情報提供用)」に作成し、医療機関へ情報提供するように定めているが、2022年10月28日に発生した廃棄物処理建屋(放射線管理区域内)における作業員の負傷の際は、作成する必要がないと判断したことを聞き取りにて確認した。組織の外部の者に適切に情報を通知する観点から、同記録用紙の活用について、医療機関へ情報提供を漏れなく正確に行うために、原則として作成することが望ましい。</p> <p>(2022年度川内助言事項)</p>	<p>救急対策基準を改正し、放射線管理区域内で傷病者が発生し発電所構外の医療機関へ移送する場合は、汚染検査等の結果を救急患者記録用紙へ記入し、医療機関へ持参するルールへ変更した。</p> <p>(2023年度)</p>	緊急時の措置	社内マニュアル	
改善措置活動 (本店) 内部監査	<p>保安規程教育、コンプライアンス研修及びコンプライアンス推進活動計画については、実績評価を行い、次年度への改善に向けた取組みを実施しているが、聞き取り及び記録の記載内容からその取組みが毎年恒常的なものとなっている傾向があると思われる。</p> <p>このため、教育内容の工夫等を行うことで、より効果的な活動とすることが望ましい。</p> <p>(2022年度本店気付き事項)</p>	<p>より効果的な活動とするため、2022年度の教育にて下記(1)から(3)を実施した。</p> <p>(1)教育資料の充実</p> <p>(2)教育方法の見直し</p> <ul style="list-style-type: none"> ・資料をパワーポイントの「合成音声ナレーション付き動画」にて作成することで、従来の代表者への決まった時間の教育から、個人ごとの任意の時間での教育を可能とする等、教育方法の多様化を図った。 <p>(3)教育終了後に理解度テストを実施</p> <p>(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 (8/29)

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>改善措置活動 (本店)</p> <p>内部監査</p>	<p>承認後の「納入図書チェックシート【品質保証計画書】」の誤記修正に当たり、承認者(グループ長)の承認を受けず、担当者だけのサインで修正している記録が確認された。</p> <p>当該記録は、記録の内容に影響しない修正であることが自明であるため、担当者だけのサインで修正し、識別したことを聞き取りにて確認した。</p> <p>保安活動に関する文書及び記録の管理基準においては、監査証拠により確認された「記録の内容に影響しない修正」に関する記載はなく、当該運用は記録の内容に影響する修正か否かを担当者だけが判断していることになり、不適切な修正に至る可能性がある。</p> <p>よって、上記が常態化することを避けるための必要な対応について検討することが望ましい。</p> <p>(2022年度本店助言事項)</p>	<p>本事象を踏まえ、下記(1)から(3)を実施し、当該プロセスへの認識を強化することで記録の不適切な修正を防止することとした。</p> <p>(1)本店CAP会議において周知を行った。</p> <p>(2)文書にて本店QMS組織各グループで注意喚起を行うよう周知を行った。</p> <p>(3)本店・発電所QMS各組織へ「品証便り①(誤記修正)改1」を発行し、要員への理解推進活動を行った。</p> <p>(2023年度)</p>	<p>品質保証活動</p>	<p>教育・訓練</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (9/29)

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>改善措置活動 不適合・是正 処置</p>	<p>川内2号機第25回定期事業者検査 2A余熱除去冷却器開放点検作業 における伝熱管のへこみ・擦り傷に ついて (概要) 川内2号機第25回定期事業者検査 の2A余熱除去冷却器開放点検に 伴い、ワイヤーロープ及びチェー ンブロックを使用し、伝熱管管群と胴 が接触しないよう、伝熱管管群及 び胴を吊上げた状態で、チルホー ルにより横方向に胴の引抜き作業 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2本にへこみ・擦り傷が生じた。 (原因) 胴と管群の切離し時に、管群の荷 重を胴に預けたまま胴を引抜いた ため。 (1)作業上の要因 ・胴と管群切離し時において、 管群の荷重を胴に預けたまま になっていないことの確認と して、胴と管群の隙間を確認 するが、胴と管群が完全に接 触していないことが分かる深 さまでの隙間確認方法が手 順に記載されていなかったた め、「胴と管群が接触してい ないこと」の確認が不十分で あった。 (2)人的要因 ・冷却器開放点検では、「胴と 管群の切離し作業」が、機器 損傷防止の観点で最も重要 な作業であることの理解が不 十分であった。 ・胴と管群の隙間確認(胴と管 群が接触していないことの確 認)の目的の理解が不十分 であった。 ・冷却器の構造と詳細寸法の 把握が不十分であった。 ・過去の同様な事象発生の原因 についての理解が不十分 であった。 (2021年度)</p>	<p>(1)余熱除去冷却器開放点検の標 準作業手順書を以下のとおり 改訂した。 a.最終胴引抜き前に、以下の方 法にて「胴と管群が接触して いないこと」を確認することを 明確化 ・胴と管群の隙間確認におい て、「胴と管群が完全に接触 していないこと」が分かる深さ まで十分に挿入できる治具を 用いて確認することを具体的 に記載し、また、隙間確認 は、担当者のみならず工事責 任者も含めて確認することを 追記 ・上記に加え更なる確認とし て、荷重が胴に乗っていない ことを確認するため、胴を人 の手で軽く揺らして、左右ス ムーズに揺れることの確認 (人の手による確認)を追記 b.作業要領書の各作業ステップ に、必要な冷却器の構造図を 添付 c.本点検では、「胴と管群の切 離し作業」が最も重要な作業 手順であることを追記 (2)余熱除去冷却器開放点検の作 業前打合せの際に、本事象の ように機器損傷防止の観点で 重要な作業手順も含め、他の 重要な作業手順についても、 九州電力(株)、西日本プラント 工業(株)で確認するよう周知し 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 (10/29)

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>改善措置活動 不適合・是正 処置</p>	<p>川内1、2号機特重施設の計装設備について、一部の部品の未装着(概要) 川内1、2号機特重施設の計装設備において、一部の部品が、未装着であることを発見した。 (原因) (1)メーカーによる、調達先間の事業移管の管理不足 ・メーカーは、調達先間での事業移管に関し、メーカーにて必要な情報すべてを収集し、移管を確実なものとする事ができなかった。 (2)メーカーによる、事業移管された製品調達時の管理不足 ・メーカーは、開発後に他調達先へ移管された製品において、必要な要求仕様(製品の機能実現のために必要な情報等)が、設計図書や現地施工要領書にすべて反映されていることを確認しなかった。 (3)コネクタ納入図書における、シール部材の記載の不備 ・設計上の確認を必要とする納入図の一部に、確認を必要としない参考図としてシール部材が混在して記載されており、シール部材の位置付けが不明瞭な記載となっていた。 (2022年度)</p>	<p>(1)本事象に伴い、メーカーが実施する再発防止対策で制定するマニュアルについて、今回の不適合事象への再発防止対策が有効であることを確認した。 (2)設計上の確認が必要な納入図中に、確認を必要としない参考図等の記載が混在しないよう、以下の対策を実施した。 ・設計管理要領において、納入図中に参考図の内容が混在することを防止するために、現状不明確である納入図や参考図等の図書の種類を明確化した。 ・上記で図書の種類を明確化したのちに、当社の図書の種類に応じてメーカーが図書を提出するよう、「当社の図書の種類に応じて図書を提出する」との表現を調達管理要領に追記した。 ・メーカーが、納入図中に参考図の内容を混在して提出しないよう、「納入図中に参考図の内容を混在して記載することを原則禁止する」との表現を調達管理要領に追記した。 (3)現状の調達管理要領における「供給者が行う調達に関する要求事項」では、「調達先とのインターフェイスを適切に行うこと」を記載するとともに、適切に行われなかった際の不適合の例を記載しているが、この例に今回の不適合事象を追記した。 (4)当該コネクタの納入図書については、部品リストにシール部材(Cリング)の追加の改訂がなされていることを確認した。 (2022年度)</p>	<p>品質保証活動</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 (11/29)

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>改善措置活動 不適合・是正 処置</p>	<p>安全協定に基づく定期報告書「ばい煙量等測定報告書(2021年度第1回報告分)」の一部誤記(概要) 鹿児島県、薩摩川内市、いちき串木野市及び阿久根市に報告した、川内原子力発電所に関する安全協定に基づく定期報告書のうち「ばい煙量等測定報告書(2021年度第1回報告分)」の一部に誤記があることを確認した。 (原因) 「ばい煙量等測定報告書」の作成時、「ばい煙の濃度 窒素酸化物(体積ppm)」の欄に、本来委託記録の「NOX酸素4%換算値」の値を使用すべきだったが、委託記録に別途、「窒素酸化物濃度」という酷似した名称の記載があることから、誤ってその値を転記した。 また、報告書ダブルチェック時及び上覧時の確認において、委託記録の参照元について手書きの記載があり、上記と同様の理由から、誤記に気付けなかった。 (2021年度)</p>	<p>発電所各課で作成している川内原子力発電所に関する安全協定書や法令に基づく定期的な連絡、報告に係る提出資料(以下「公文書」という。)においても同様な事象が発生する可能性があることから、以下の水平展開と再発防止を実施した。 (1)水平展開 ・技術課作成の「ばい煙量測定報告書」以外に発電所各課で作成している公文書の抽出を行った結果、同様な事象が発生する可能性がある公文書はないことを確認した。 (2)再発防止 ・本事象や再発防止の内容を技術課員へ教育するとともに、公文書の重要性について再周知を行い、再発防止に向けた意識付けを図った。 ・公文書に係る委託記録の様式の改善「ばい煙量等測定報告書」の「窒素酸化物」の誤記防止を含め、委託記録に「ばい煙量等測定報告書」に合わせた様式を新たに追加し、名称を統一することにより再発防止を図った。 ・本事象について、業務連絡票を発行し、関係各課へ周知した。 (2022年度)</p>	<p>品質保証活動</p>	<p>教育・訓練</p>	
	<p>薬品ドレン蒸留水タンクのトリチウム濃度の誤り(概要) 液体廃棄物測定においては、放射能濃度測定及びトリチウム濃度測定を行い、その測定結果を「放射性液体廃棄物処理承認票」に記載し、承認している。 2022年9月8日に測定した川内1号機A薬品ドレン蒸留水タンクのトリチウム濃度の測定結果に誤りがあることが分かった。 (原因) 不適合が発生した状況と内容に基づき原因分析した結果、以下の原因が特定された。 (1)トリチウム測定記録は電子データであり、事前に入力している値の書き換え(コピー&ペースト)が可能であった。 (2)トリチウム濃度算出時の測定記録に関するチェック方法が明確ではなかった。 (2022年度)</p>	<p>以下の再発防止と水平展開を実施した。 (1)再発防止 ・トリチウム測定記録においては、事前に入力している値(「試料量」、「測定時間」)を書き換え(コピー&ペースト)ができないようにした。 ・トリチウム測定記録のチェック方法を明確にした。 ・放射性液体廃棄物放出タンクの試料量を統一し、化学業務要領を改正した。 ・今後同様の不適合が発生しないよう教育を実施した。 (2)水平展開 ・薬品ドレン蒸留水タンクだけではなく、それ以外の放射性液体廃棄物放出タンクにおいても、上記の再発防止対策を実施した。また、業務連絡票にて今回の不適合に対する内容を周知した。 (2022年度)</p>	<p>放射性廃棄物管理</p>	<p>社内マニュアル 教育・訓練</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (12/29)

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>改善措置活動 不適合・是正 処置</p>	<p>QMSに対する認識不足による規定文書の管理に係る業務の未実施(概要) 「救急対策基準」及び「放射線業務従事者健康管理要領」において、定期レビューが必要な時期に定期レビューを実施していないことが発見された。 さらに、上記の処置に際し、以下の規定文書の管理に係る業務の未実施が発見された。 (1)「救急対策基準」の改正において、規定文書管理システムへの登録(更新)、業務連絡票による関係箇所への通知及び「規定文書配付前確認及び通知兼配付管理表」の作成を行っていないかった。 (2)「救急対策基準」の見直しの必要性について確認した結果、同基準の改正が必要な時期に改正を行っていないかった。 (3)「救急対策基準」の各チェックシートについて、特重施設の運用開始に伴い、健康管理室保管のヨウ素剤の数量変更が必要であったが、同基準の改正は行わず、チェックシート様式の電子データを都度修正し、使用していた。 (原因) 不適合が発生した状況と内容を確認し、発生原因を以下のとおり特定した。 (1)担当者は、「多忙であるために規定文書の定期レビュー及び適切な時期の改正並びに基準改正に係る登録、通知及び配付管理表の作成を失念したこと」、「チェックシート様式の使用に当たって、基準の改正は必要ないと誤解したこと」、「発電所の勤務が初めてであったこと」を考慮すると、QMSに対する認識が薄かった。 (2)副長及び課長は、新型コロナウイルス感染症予防対策や担当者が休職したことから多忙となり、「規定文書の定期レビュー及び適切な時期の改正並びに基準改正に係る登録、通知及び配付管理表の作成が未実施であること」を失念し、担当者へ「規定文書の定期レビューの実施及び適切な時期に改正されていること並びに基準改正に係る登録、通知及び配付管理表が作成されていること」を確認しなかった。また、基準を改正せずに様式(電子データ)の数量を修正して使用していたことに、点検結果の数量は正しい値であったことから、気付かなかった。 (2021年度)</p>	<p>以下の再発防止を実施した。 (1)7月、8月の定期異動において、原子力部門以外の組織から赴任した組織員に対し、QMSの重要性を認識させる教育として「QMSの重要性に関する教育」を安全品質保証統括室が実施した。 (2)安全品質保証統括室が実施した全所員対象の「品質保証に関する教育」において本事象を紹介し、QMSに対する認識を高めた。 (3)本事象について、総務課員へ教育するとともに、関係箇所へ周知した。 (2022年度)</p>	<p>品質保証活動</p>	<p>教育・訓練</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (13/29)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善措置活動 不適合・是正 処置	<p>川内1号機ΔTの校正について(再設定) (概要) 100%電気出力においてΔTの校正を実施したが、校正後のパラメータを確認した結果、全チャンネルほぼ同等の値となるべきものがチャンネル間でばらつきがあることが確認された。状況を確認した結果、計器スパン値導出の過程で入力データのB(IV)とC(III)を取り違えたため、校正に使用した計器スパン値の一部に誤りがあることが判明した。</p> <p>(原因) (1) ΔT校正作業が起動時における定例的な作業であること及びメーカーが導出した値であることから、問題ないとの思い込みがあった。 (2) 起動工程における業務輻輳により組織としての関与やコミュニケーションが不足していた。 (3) ΔTのチャンネルがA(I)、B(II)、C(III)、B(IV)の4chのうち、C(III)、B(IV)についてアルファベットとローマ数字の順番が逆となっていることに対し、メーカーのマニュアルにおいて注意喚起が不足していた。 (2023年度)</p>	<p>(1) 新スパン妥当性確認の実施 ・燃料管理業務要領へ新スパン妥当性確認フォーマットを追加し、新ΔT計器スパン値(°C)の妥当性確認を実施した。また、メーカー内における新スパン妥当性確認の実施状況について併せて確認した。</p> <p>(2) 担当2人によるダブルチェック ・ダブルチェック要員(副担当)により、主担当者と独立した視点での新スパン妥当性確認を実施した。</p> <p>(3) 燃料関連業務の見直しによる業務平準化 ・従来ΔT評価と同じタイミングで実施していた出力分布測定検査の出力ステージの見直し(100%電気出力到達時→定格熱出力到達時)を行い、ΔT評価時の業務負担を緩和した。</p> <p>(4) 再発防止教育 ・本事象を含む定期事業者検査中に発生した不具合事例について各定期事業者検査前に教育を実施することを技術課教育訓練要領に追加した。また、川内2号機第26回定期事業者検査起動時のΔT評価に先立ち当該教育を実施した。</p> <p>(5) メーカーにおける再発防止対策の確認 ・本事象に伴いメーカーが実施する再発防止対策が実施されていることを確認した。 (2023年度)</p>	品質保証活動 燃料管理	社内マニュアル 教育・訓練	
改善措置活動 (本店) 不適合・是正 処置	<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。</p> <p>(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。</p> <p>(1) 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 (14/29)

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>改善措置活動 (本店)</p> <p>不適合・是正 処置</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。 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)</p> <p>本事象の原因は以下のとおり。 (1)原子力エネルギー協議会(AT ENA)の「原子力規制検査にお いて活用する安全実績指標(P I)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。 (2022年度)</p>	<p>(1)「定期報告作成要領」に各四半 期の報告期限を明記した。 (2)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。 (3)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。 (2022年度)</p>	<p>品質保証活動</p>	<p>社内マニュアル 教育・訓練</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (15/29)

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>改善措置活動 (本店)</p> <p>不適合・是正 処置</p>	<p>標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査対応資料の不備 (概要)</p> <p>標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査対応資料について、6件の事業者ヒアリング及び審査会合にて提出した資料「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉標準応答スペクトルを考慮した地震動評価における地下構造モデルの設定について」に記載に誤りがあった。</p> <p>いずれも同じ箇所に関する不備であり、「伝達関数の比較」に用いる図面として正しくは減衰$Q=12.5$とした結果の図面を掲載すべきところを誤って減衰$Q=100$とした結果の図面を使用していた。</p> <p>さらに、水平展開として、標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関するこれまで提出した資料に図の誤りがないか確認した際に、2件の事業者ヒアリング及び審査会合にて提出した資料の記載に誤りがあった。</p> <p>いずれも同じ箇所に関する不備であり、既許可時点の地震動審査の資料を加工して安全審査資料に再掲する際に、誤ったデータを参照し作図した図面を使用していた。</p> <p>(原因)</p> <p>(1) 当社</p> <ul style="list-style-type: none"> ・図面編集があった場合の確認方法に対する認識不足 ・審査資料に用いた図面に対する正しい視点でのチェック不足 <p>(2) 委託先</p> <ul style="list-style-type: none"> ・思い込みによるデータ参照の誤り ・担当者と承認者間のコミュニケーション不足 <p>(2022年度)</p>	<p>以下の再発防止を実施した。</p> <p>(1) 委託先にて図面を編集して審査資料に使用する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・これまでの編集箇所のみでの確認ではなく、編集前後で図面が整合するか確認することとした。 ・図面受領に合わせて委託先でのチェック方法も確認することを、土木建築本部原子力グループ内オーソライズ(玄海原子力発電所標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査資料の不備に対する再発防止策について)に記載した。 <p>(2) 安全審査資料のチェックを行う場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・図、表等を作成・変更し申請書等に反映する場合は、作業方法(委託先を含む。)、作業前後の図、表等の整合性を確認することとした。 ・チェック項目を更に具体化する必要があると判断した場合は、別途、チェック方法を明確化し、チェックシートに添付することを社内マニュアルに反映した。 <p>(3) QMS組織全体への教育を実施し、意識の向上を図った。</p> <p>(4) 委託先の是正処置計画が適切であることを確認し、適切に運用中であることを確認した。</p> <p>(2023年度)</p>	<p>品質保証活動</p>	<p>社内マニュアル 教育・訓練</p>	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (16/29)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善措置活動 (本店) 未然防止処置	<p>川内1、2号機 (概要) 「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。 (原因) 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ひ込み、レビュー結果に関わる記録を作成しなかった。 また、講師及び原子力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。 (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。 (2022年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル	
	<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>	<p>(1) オーンライズ「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。 (2) 「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。 (3) 「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)</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 (17/29)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
改善措置活動 (本店) 未然防止処置	川内1、2号機 (概要) 川内1、2号機特重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) 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)	(1) 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。 (2) 「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	
委員会 川内原子力 発電所安全 運営委員会	—	川内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(緊急時対策棟(指揮所)と緊急時対策棟(休憩所)の接続による緊急時対策所機能の移行) ・「非常事態対策基準」「火災防護計画(基準)」「技術基準」「放射線管理基準」「教育訓練基準」「救急対策基準」「非常事態対策要領」「放射線管理要領」「保安規定に基づく保修業務要領」「保安規定に基づく土木建築業務要領」「通信連絡設備管理要領」「気象観測装置関連業務要領」「運転基準」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	川内原子力発電所原子力事業者防災業務計画の修正に伴う改正(原子力防災管理者の代行順位について、役務や所掌する業務を踏まえた、より実態にあった順位への見直し、通報経路の適正化等) ・「非常事態対策基準」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所原子力事業者防災業務計画の修正に伴う改正(原子力災害医療体制の充実に伴い、平常時において連携を図る機関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	
	—	本部長等の代行順位見直しに伴う改正(自衛消防隊本部長の代行順位について、役務や所掌する業務を踏まえた、より実態に合った順位への見直し等) ・「火災防護計画(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 (18/29)

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 川内原子力 発電所安全 運営委員会	—	オーソライズ「緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策棟換気空調設備の操作手順等に係る運用面の整理について」に伴う改正(加圧設備の待機時における系統構成見直し及び事故時操作手順を合理化) ・「非常事態対策要領」 (2022年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	運用の明確化に伴う改正(添付資料-30原子力災害発生時の放射線管理要領の<手順書>の[記事欄]に「車両運搬時、資機材等が転倒しないよう積み込む。」を追記) ・「放射線管理要領」 (2022年度)	放射線管理	社内マニュアル	
	—	オーソライズ「補助巡視点検チェックシートに関わる運用の変更について」に基づく改正(主蒸気配管室チェックシート削除を反映、巡視点検を効率的に実施できるよう巡視直の変更を実施) ・「運転基準」 (2022年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	「原子力発電工作物に係る電気関係報告規則」の一部改正に伴う改正(「原子力発電工作物に係る電気関係報告規則」第3条第1項における報告期限(速報)の時間が、48時間から24時間に変更となったことから、「技術基準」の該当する記載を改正) ・「技術基準」 (2022年度)	品質保証活動 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	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のための改正(マネジメントレビューインプットを審議する会議体の変更に伴う変更) ・「品質マニュアル(基準)」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	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のための改正(データの収集・分析プロセスの合理化、データ収集・分析における改善措置活動(CAP)の活用等) ・「評価改善活動管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	マネジメントレビューに関する運用の明確化(データ作成要領の明確化) ・「評価改善活動管理基準」 (2023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 (19/29)

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 川内原子力 発電所安全 運営委員会	—	品質目標に関する運用の明確化 (品質目標設定に関する運用の明確化) ・「評価改善活動管理基準」 (2023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(発電所品質目標の設定に関する記載の追加等) ・「評価改善活動管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	運用の明確化(本店より情報入手後、検討課の選定に当たり、検討課の妥当性についてCAP会議に諮るプロセスを追加等) ・「未然防止処置基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	高感度型主蒸気管モニタ(N-16モニタ)鉛遮蔽操作手順追加に伴う改正(N-16モニタ鉛遮蔽操作方法を反映) ・「運転基準」 (2023年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	オーソライズ「施錠管理に関する運用の改善について」に基づく改正(施錠管理対象弁の見直し解錠による反映(弁直列設置、フランジ設置、弁単独による漏えいが発生しない等)) ・「運転基準」 (2023年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	オーソライズ「川内1、2号機放射化学室サンプル絞り弁の運用見直しについて」に基づく弁確認表の変更に伴う改正(試料採取系統起動前弁確認表の変更を反映) ・「運転基準」 (2023年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	マスク着用解除基準の明確化(工事期間中の放射線管理遵守事項にマスク着用解除基準を追記(マスク着用を解除する場合は、空気中の放射性物質濃度をGey線多重波高分析装置にて測定し、核種分析結果が検出限界値未満であることを確認することを追加)) ・「放射線管理基準」 (2023年度)	放射線管理	社内マニュアル	
	—	川内2号機ソフトウェア共通要因故障(CCF)対策工事に伴う改正(多様化自動作動設備作動警報発信時の「CCF時事故直後の操作及び事象判別」への移行手順の追加等) ・「運転基準」 (2023年度)	運転管理 施設管理	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 (20/29)

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 川内原子力 発電所安全 運営委員会	—	川内2号機2次系電気防食装置盤更新工事に伴う改正(速断ヒューズ「断」警報発信時のリセット回路追設に伴う運転操作を反映) ・「運転基準」 (2023年度)	運転管理 施設管理	社内マニュアル 設備	
	—	オートライズ「軸受冷却水系統温度上昇時及び軸冷水系統異常時の対応手順の充実について」に基づく改正(軸受冷却水ポンプ3台運転中において、1台トリップ、及び更なる海水温度上昇に対応する処置を反映) ・「運転基準」 (2023年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	運用の見直し(規定文書審査における規定管理箇所の審査時期の見直し) ・「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	運用の見直し(規定文書制定改廃時の業務連絡票による通知の廃止) ・「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	本店組織改正に伴う改正(用語の定義から原子力統括部門の削除、原子燃料部門の追加等) ・「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	文書構成の見直し、及び運用の明確化(傷病者発生時の連絡手順等について明記) ・「救急対策基準」 (2023年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	運用の明確化(「救急対策要領」新規制定による記載の見直し) ・「救急対策基準」 (2023年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	川内2号機制御棒全引抜位置の変更に伴う改正(川内2号機制御棒全引抜位置の変更を反映) ・「運転基準」 (2023年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	運転操作の明確化に伴う改正(発電機並列後の「ロードリミッタ制御」と「電力系統安定化装置(PSS)」を使用とする順序の統一等) ・「運転基準」 (2023年度)	運転管理	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 (21/29)

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 川内原子力 発電所安全 運営委員会	—	緊急時モニタリング訓練の気付き事項に伴う改正(手順書の記事欄に、「雨天時等は、必要により天候対策を実施する。」を追記等) ・「放射線管理要領」 (2023年度)	放射線管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	不適合・原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)判断基準の見直しに伴う改正(不適合管理手順の移行による不適合処理プロセスの追記、「原因の調査レベルの振分け」の追記、原子力安全(品質)に影響を及ぼさない状態(Non-CAQ)に対する処置区分に「是正処置」を追記、是正処置(不適合/不適合以外)の区別の廃止、不適合・是正処置報告書の状態報告(CR)への統合等) ・「改善措置活動管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	根本原因分析(RCA)実施手順の移行に伴う改正(不適合の処置に係る記載を不適合管理基準から移行) ・「改善措置活動管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	運用の明確化(CAP会議の確認事項の追加、計画した是正処置の有効性レビューを実施することの明記) ・「改善措置活動管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	不適合・原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)判断基準の見直しに伴う改正(不適合管理及び是正処置に関する運用管理を「改善措置活動管理基準」に統合) ・「不適合管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	改善措置活動(CAP)プロセスの合理化(「改善措置活動管理基準」との統合)に伴う改正(根本原因分析(RCA)に関する運用管理を「改善措置活動管理基準」に統合) ・「根本原因分析実施基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	不適合・原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)判断基準の見直しに伴う改正(不適合・CAQ判断基準の見直しに伴い、記録項目が変更されたことから、「添付資料-2 保修依頼票作成運用要領」の該当する記載を改正) ・「技術基準」 (2023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 (22/29)

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 川内原子力 発電所安全 運営委員会	—	不適合・原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)判断基準の見直しに伴う改正(不適合・CAQ判断基準の見直しに伴い、記録項目が変更されたことから、「表-1 主任技術者が確認する項目」の該当する記載を改正) ・「ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	不適合・原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)判断基準の見直しに伴う改正(不適合・CAQ判断基準の見直しに伴う記録帳票名の変更) ・「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	テレビ会議システム端末のバージョンアップに伴う操作手順の見直し(操作手順についてバージョンアップ後の操作及び画面変更を反映) ・「通信連絡設備管理要領」 (2023年度)	緊急時の措置 施設管理	社内マニュアル 設備	
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	
	—	川内1号機廃棄物搬出設備設置工事に関する公害の防止に係る工事計画届出 ・騒音規制法に規定する特定施設に該当する電気工作物を設置する事業場の電気工作物に係る工事 (2022年度)	放射性廃棄物管理	設備	
	—	川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請(長期施設管理方針を策定) ・川内2号機は2025年11月28日に、運転を開始した日以後、40年を経過することから、発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価を実施し、この評価結果に基づき、長期施設管理方針を策定したことから、関連する条文を変更 (2022年度)	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 (23/29)

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	—	川内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	
	—	川内2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	
	—	川内2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(以下「火災防護審査基準」という。)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	
	—	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	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (24/29)

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	—	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	
	—	運用の明確化(議長が指名した者など特定の委員の代理が必要な場合に対応できることを明確化等) ・「改善措置活動管理基準(本店)」 (2023年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請(受電系統の変更に伴う変更等) ・外部電源の信頼性確保の観点から、特高開閉所の受電系統の2ルート3回線から3ルート6回線への変更による外部電源回線数の増強及び開閉所の設置場所が変更となることに伴う、関連条文の変更 (2023年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	川内1号機受電系統の変更工事に関する公害の防止に係る工事計画届出 ・騒音規制法に規定する特定施設に該当する電気工作物を設置する事業場の電気工作物に係る工事 (2023年度)	施設管理	設備	
	—	川内2号機設計及び工事計画認可申請(火災防護のうち電線管内ケーブルの系統分離対策工事) ・電線管内の火災防護対象ケーブルについて、耐火隔壁等による設備対策と対象電線管の周囲に可燃物を保管しない等の運用を組み合わせた措置に伴う、系統分離の信頼性向上 (2023年度)	緊急時の措置	設備	
	—	川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請(火災防護審査基準に基づき実施する電線管の系統分離対策に伴う変更) ・火災防護審査基準に基づき実施する電線管の系統分離対策に伴う、関連条文の変更 (2023年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請(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内への統合に伴う業務所掌の変更)の一部補正 ・第5条(保安に関する職務)における原子燃料部門及び資材調達部門が実施する業務に係る記載の適正化 (2023年度)	品質保証活動	組織・体制	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (25/29)

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	—	川内2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 ・記載の適正化 (2023年度)	緊急時の措置	設備	
	—	原子力発電本部組織改正に伴う改正(原子力発電本部原子燃料部門の統合) ・「原子力発電所保守要則」「原子力発電所品質マニュアル(要則)」「品質マニュアル(基準)(本店)」「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」「本店非常事態対策基準」「保安活動に関する関係法令等遵守活動基準(本店)」 (2023年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	付与業務の見直しに伴う改正(原子燃料品質管理、品質保証関係(海外MOX)を原子燃料技術グループから品質保証グループに変更) ・「設計・調達管理基準(本店)」「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」 (2023年度)	品質保証活動 燃料管理	社内マニュアル	
	—	オンライン「原子力発電本部の組織改正に伴う本店非常事態対策基準の見直しについて」に伴う改正(2023年7月の原子力発電本部の組織改正(原子燃料部門の統合、原子力総括グループの廃止等)に伴い、本店対策本部及び原子力事業所災害対策支援拠点に係る構成について見直し) ・「本店非常事態対策基準」 (2023年度)	品質保証活動 緊急時の措置	組織・体制	
	—	川内2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) ・記載の適正化 (2023年度)	緊急時の措置	設備	
委員会 川内原子力 発電所品質 保証委員会	発電所品質目標	「発電所品質目標(2023年度)」の設定内容について説明 (2023年度)	品質保証活動 安全文化の醸成活動	社内マニュアル	
委員会(総合) 原子力品質 保証委員会	原子力発電本部品質目標	「原子力発電本部品質目標」の設定内容について説明 (2023年度)	品質保証活動 安全文化の醸成活動	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 (26/29)

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	川内1、2号機ディーゼル発電機潤滑油主こし器エレメント予備品購入 (2022年度)	ディーゼル発電機の潤滑油主こし器エレメントの洗浄は特危作業(引火性洗浄液使用)であることから、ディーゼル発電機室内に仮設ハウスを設置する必要があり、多くの時間を要している。また、定期事業者検査における目視点検時、エレメントに損傷が見られた場合、定期事業者検査期間内で補修できず、定期事業者検査の工程に影響を与えるおそれがある。 そのため、潤滑油主こし器エレメントを予備品で保有し、ローテーション運用することにより、作業の効率化が図られること及び定期事業者検査の工程に与える影響を低減できることから、潤滑油主こし器エレメントを予備品として購入した。	施設管理	設備	
	デジタルレベルチェッカー購入 (2022年度)	発電所内で電波受信不良があった際に各地点で電波レベルを測定・調整する必要があるため、測定器を新たに備品として購入した。	施設管理	設備	
	川内2号機蓄電池(重大事故等対処用)取替工事 (2023年度)	川内1号機第27回定期事業者検査において実施した蓄電池(重大事故等対処用)の容量試験の結果から、1、2号蓄電池(重大事故等対処用)の寿命到達時期が近いことが予測されたため、保安規定逸脱のリスク回避及び予防保全の観点から2号蓄電池(重大事故等対処用)の全数取替えを実施した。	施設管理	設備	
	緊急時対策所(指揮所)の立上げに係る訓練用モックアップの設置 (2022年度)	緊急時対策所(指揮所)の立上げについては、代替電源からの給電及び非常用空気浄化系の起動等があり、指揮所立上げに係る教育訓練については、防災課主管の「力量維持訓練(総括班)」において実施しているものの、訓練形式が現場模擬操作主体である。 今後の対応要員の更なる力量維持・向上を図り非常時に確実に対応できるよう訓練用モックアップ設備を設置した。	緊急時の措置	設備	
	耐震裕度向上工事 (2023年度)	原子力規制委員会にて震源を特定せず策定する地震動の見直しが検討されるなど、原子力発電所が想定すべき地震は更に大きくなる可能性がある。 これら最新知見や設備の経年劣化等に適切に対応するため、現状の基準地震動Ssに対する安全裕度が低い設備のうち、対策が大規模となる設備(川内1、2号機C/Vスプレ配管、川内1、2号機主蒸気・給水配管、川内1、2号機余熱除去冷却器、川内1号機ほう酸濃縮液タンク、川内1、2号機中央制御室空調ダクト)等に対する耐震安全性向上工事を実施した。	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 (27/29)

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	<p>原子力事業者防災業務計画に基づく緊急時モニタリング訓練気付き事項</p> <p>緊急時モニタリング訓練は、炉心損傷後に格納容器圧力が上昇し格納容器排気筒から環境へ放射性物質が放出されたことを想定して訓練している。</p> <p>緊急時モニタリングにおいて、放射性物質放出後の現場での放射線防護等に係る注意事項を現場へ向かう人に周知するようにした方が良い。</p> <p>(2022年度)</p>	<p>所内防災訓練において、緊急時対策所から現場対応者が現場へ行く際に、放射性物質放出後の現場での放射線防護等に係る注意事項について、口頭にて周知を実施した。今後も継続的に実施する。</p> <p>(2022年度)</p>	緊急時の措置	教育・訓練	
	<p>2022年度大規模損壊訓練における気付き事項</p> <p>特重施設要員は、空気呼吸具の装着状態での昇降が必要であったが、はしごを上昇する際に、偶発的にはしご安全枠に装置が引掛かり、安全上好ましくない場面があったが、コントローラは不安全行動であることを判断せずに訓練を進行させていた。</p> <p>(2022年度)</p>	<p>次回の大規模損壊訓練に先立ち、参加者へ配付する資料を整理し、本件を登録した。</p> <p>(2022年度)</p>	緊急時の措置	社内マニュアル 教育・訓練	
	<p>1Bタービン動主給水ポンプシール水ドレンの堰外への漏れ</p> <p>保修依頼「1B給水ブースタポンプ入口ストレーナ差圧上昇」の系統隔離に伴う1Bタービン動主給水ポンプ停止時、シール水ドレンがドレン受け用の堰外へ漏れていた。通常、ドレン水は堰内の排水口から排水される構造になっているが、常設ホースにより排水口の流路が狭められたことで排水ができず堰外へ漏れ出た。</p> <p>(2022年度)</p>	<p>給水ブースタポンプの作業手順書に、「事前に常設ホースが堰内排水口の流路を狭めていないこと」を確認する旨を記載した。</p> <p>(2022年度)</p>	施設管理	社内マニュアル	
	<p>妥当性評価対象計器の見直し</p> <p>計器許容誤差外れが発生した際に実施する妥当性評価対象計器は、JEAGで妥当性評価の要求のある「検査または試験の結果の判定に使用する測定機器」を考慮し、定期事業者検査の検査用計器及び保安規定で要求のある試験の検査用計器を対象としてきた。また、試験・検査ではないが保安規定の運転上の制限(LCO)判断に必要な計器についても妥当性評価対象としてきた。</p> <p>今回、更なる原子力安全の向上を目指し、これ以外の定期試験で使用している検査用計器等の追加について検討した。</p> <p>(2022年度)</p>	<p>定期事業者検査及び保安規定で定める試験に加え、規定文書にて定めた定期試験で検査判定に使用する計器を、「監視機器、測定機器及び計測器管理要領」に追加した。</p> <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 (28/29)

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	<p>火山対策用倉庫扉シャッターの施錠</p> <p>火山対策用倉庫のシャッターの鍵については、有事の際に速やかに資機材を取り扱うことができるように、通常は施錠をしない運用としていたが、10月下旬から11月中旬までの期間において施錠された状態になっていた。</p> <p>なお、火山対策用倉庫のシャッターの鍵については、原子力訓練センターの宿直室に保管しており、開錠するために鍵を取りに戻る時間を考慮しても、有事の際に必要なとされる作業時間に影響のないことは確認済みである。</p> <p>(2022年度)</p>	<p>シャッターの鍵は常時「開」運用であることをシャッターの鍵穴近くに視認性を高めた形にて表記した。</p> <p>また、有事の際に速やかに資機材を取り扱うことを可能とするように、通常時は「開」の運用としていること及び鍵の保管場所について、業務連絡票で所内周知し、火山影響等発生時の対応教育の場でも教育対象者へ周知した。</p> <p>(2022年度)</p>	緊急時の措置	教育・訓練	
	<p>未然防止処置における速やかな実施</p> <p>未然防止処置が速やかに実施されないことにより、当所においても同様の不適合が発生したり、不適合状態の特定が遅れている案件が見られたり、リスクに応じた未然防止処置の優先順位の設定等の管理プロセスに不十分な点がある。</p> <p>(2021年度)</p>	<p>未然防止処置の進捗管理表を新たに作成し、未処置分について一元管理を行うことにより、未然防止処置の速やかな処理につなげる。</p> <p>また、四半期ごとに実施している安全運営委員会における未処置分の処理の働きかけについては継続して実施する。</p> <p>リスクに応じた未然防止処置の優先順位の設定等の管理については、本店にてオーソライズされた「2021年度チーム検査(PI&R)を踏まえた今後の未然防止の試運用について」により試運用を開始した。</p> <p>(2022年度)</p>	品質保証活動	教育・訓練	
	<p>改善措置活動の実効性</p> <p>品質マネジメントシステムの運用(PI&R)チーム検査にて、改善措置活動の運用について、以下の気付き事項を受領した。</p> <p>「問題の重要度分類及び評価」において、「不適合管理基準」における不適合の分類が「設備故障」や「検査」等に係る事象に偏っていること、また、原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)/原子力安全(品質)に影響を及ぼさない状態(Non-CAQ)の判定においても、不適合の分類に基づくものとなっているため、リスク情報が活用できにくい社内規定となっている。</p> <p>(2021年度)</p>	<p>川内原子力発電所におけるPI&Rの気付き事項を受けて、本店にて以下の活動を実施した。</p> <p>(1)2022年11月から2023年3月まで「不適合、CAQ判断基準の見直し」に係る試運用を実施した。</p> <p>(2)2023年4月より、従来の「不適合管理基準(本店)」による、不適合判断、不適合管理、是正処置管理について、「改善措置活動管理基準(本店)」へ統合した。</p> <p>また、不適合判断は、要求事項を満たすか満たさないかで判断することとし(不適合処理区分は廃止)、合わせて、CAQ/Non-CAQの判断においても、リスクの考慮を踏まえたCAQ区分例を定め、運用を開始した。</p> <p>(2023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 (29/29)

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	<p>原子力事業者防災業務計画に基づく緊急時モニタリング訓練気付き事項</p> <p>通信連絡設備を現場へ持って行く前に、事前に通信確認をして持って行く方が良い。 (2022年度)</p>	<p>放射線管理要領の添付資料「原子力災害発生時の放射線管理要領」の手順書の「資機材の準備」の項目に、「衛星携帯電話等の通話チェックを実施する」を追記した。 (2023年度)</p>	放射線管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	<p>不適合管理および改善措置活動における「問題の重要度分類及び評価」について</p> <p>不適合管理基準における不適合の分類が設備故障や検査等に係る事象に重要度の評価が偏重しており、かつ、改善措置活動管理基準における原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)/原子力安全(品質)に影響を及ぼさない状態(Non-CAQ)の判定においても決定論的に判断することが大半となるような社内規定となっている。 (2021年度)</p>	<p>以下のとおり改善措置活動管理基準、不適合管理基準等の規定類を改正し、リスク情報を活用しやすい業務プロセスとした。</p> <p>(1)「別表-1」及び「軽微な不適合」を廃止し、「業務及び原子力施設に対する要求事項を満足するか否か」のみにより不適合判断をするプロセスとした。</p> <p>(2)不適合判断に依存せず、個々の事象の原子力安全のパフォーマンスへの影響の程度に応じてCAQ/Non-CAQ判断するプロセスとした。 (2023年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル	
	<p>川内2号機RCP軸シールのローテーション運用導入に伴うミッドループ運転期間の短縮 (2022年度)</p>	<p>川内2号機第26回定期事業者検査から、RCP軸シールのローテーション運用によるミッドループ運転期間短縮の成立性を確認した。</p>	運転管理	設備	

第2.2.1-2表 主な外部評価結果及び改善状況 (1/1)

項目	外部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
<p>原子力規制 検査</p> <p>原子力規制 検査報告書</p>	<p>川内1、2号機放射線管理区域内の放射線作業環境測定における不適切な評価</p> <p>川内1、2号機における放射線被ばく評価及び個人モニタリングのチーム検査において、作業環境評価として、放射線管理区域内の空气中放射性物質濃度の算出方法について、放射線管理要領に定められている計算式に適用する定数を確認したところ、「自然放射性ダストの$\alpha + \beta$線とα線の正味計数率の比」の定数の値に誤りがあることを原子力検査官が確認した。</p> <p>具体的には、放射線管理要領では、空气中放射性物質濃度を算出する過程において、測定装置で得られる測定値から、α線とβ線の正味計数率を求めるために「自然放射性ダストの$\alpha + \beta$線とα線の正味計数率の比」を定数として値を定めているが、この値の根拠を確認したところ、正味計数率の比ではなく、測定装置のバックグラウンド値を含んだ測定値の比を用いていた。</p> <p>原子力検査官が確認した記録の範囲において、空气中放射性物質濃度は、正味計数率の比を用いた場合と測定値の比を用いた場合ではα線に比例したβ線の寄与が2倍程度過剰に減算されることを確認した。</p> <p>空气中放射性物質濃度は、放射線管理区域内での放射性物質による汚染が発生する可能性のある作業が行われた後に、当該作業エリアに立ち入る者に対するマスク着用判断に用いられており、空气中放射性物質濃度がマスク着用基準を下回り、更に検出限界値未満の場合、マスク着用を要しないと判断する運用となっている。このため、本来の正味計数率の比を用いた場合は空气中放射性物質濃度が検出限界値未満にならず、マスク着用を要すると判断されるところ、測定値の比を用いた場合は空气中放射性物質濃度が検出限界値未満となり、マスク着用を要しないと判断していた可能性がある。</p> <p>(2022年度第4四半期指摘事項)</p>	<p>(1)係数Kについて、「正味計数率の比」に見直しを行い、放射線管理要領を改正した。</p> <p>(2)過去の濃度の記録について、保存年限の間、不適合が含まれていることの識別表示を実施した。</p> <p>(3)協力会社に濃度を求める計算式に用いた自然放射性ダストに関する係数に誤りがあること、過去の「計数値」の比を用いた濃度を「正味計数率」の比を用いて計算し直した結果、法令値(放射線業務従事者の呼吸する空气中の濃度限度)に比べて十分低い値であり、放射線業務従事者の被ばくへの影響はない等について周知した。</p> <p>(4)再発防止のため、放射線管理要領を改正し、β/α比は、正味計数率から算出すること、装置を変更した場合はβ/α比を算出し、β/α比の見直しの要否について検討することを追記した。</p> <p>(2023年度)</p>	放射線管理	社内マニュアル	

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川内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 川内原子力発電所

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（正は号炉ごとに1名、副は1、2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長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
- ・ 所長承認に先立つ確認
- ・ 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、発電用原子炉主任技術者、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、安全品質保証統括室副室長、原子力訓練センター所長、各課長等で構成する「川内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、次長、安全品質保証統括室長、安全品質保証統括室副室長、原子力訓練センター所長、各課長等で構成する「川内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、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、原子燃料部門、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、安全・品質保証部門、原子力建設部門、原子力技術部門、原子燃料部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門及び資材調達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、原子力管理部長、原子力建設部長、原子力技術部長、原子燃料部長、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

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 原子燃料部門の原子力発電本部への統合

当社は電力自由化、廃炉決定の進展や再稼働進捗状況等もあり、サイクル事業に対する方針や費用負担に関し、調整・合意を迅速に進める必要がある。

これに戦略的に対応する体制を構築するため、2023年7月に企画・需給本部の原子燃料部門を原子力発電本部へ統合する組織改正を行った。

この結果、原子力発電本部長の下、社内意思決定の一本化・迅速化が図られる。

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。

川内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、発電所運営に係る品質保証活動に必要な文書を定めている。

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、川内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。

(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 未然防止処置に係る運用の見直し

未然防止処置の検討・反映結果に係るプロセスについては、「改善措置活動管理基準」に基づきCAPシステムに登録し、検討・反映結果を入力の上、CAP会議で審議・確認を行っている。一方、「未然防止処置基準」に基づく帳票に、検討・反映結果を記入の上、関係箇所へ紙面にて審査・承認処理を行っており、CAPシステムと未然防止処置基準に基づく帳票の重複運用となっている。このため、2023年6月に社内マニュアルを改正し、現行の帳票の「未然防止処置対策検討票」及び「未然防止処置対策実施確認票」の廃止等を実施した。

この結果、未然防止処置に係るプロセスの効率化が図られた。

ロ 不適合・原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)判断基準の見直し等

2021年度の原子力規制検査(品質マネジメントシステムの運用年次検査)において、不適合、改善措置活動(CAP)運用について議論し、顕在化した課題について、2023年に社内マニュアルを改正し、不適合判断基準、原子力安全への影響度判断(CAQ、Non-CAQの分類)の基準の見直し、社内マニュアルの統合等を実施した。

この結果、CAPプロセスの合理化等が図られた。

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、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、川内原子力発電所では、所員が自己啓発する精神を養うことを基本として、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・講習の受講を計画的に実施し、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。

川内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「訓練センター業務支援システム」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、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並びに原子力安全の重要性及び原子力

に対するリスク意識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並びにリスク意識の向上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、発電所の要員へ、自らの保安活動（品質保証活動）に係る次の事項を理解させることを目的として、教育を実施している。

- ・ 自らが担当する保安活動を理解し遂行する責任の認識
- ・ 組織の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
- ・ 品質目標の達成、QMSの有効性^{*}を維持するための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。）

※：当社では、原子力発電所品質マニュアル（要則）において品管規則でいう「実効性」は「有効性」と同意として定義している。

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

川内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。

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

イ 保安規程教育等の教育内容の改善

本店における保安規程教育、コンプライアンス研修及びコンプライアンス推進活動計画について、その取組みが毎年恒常的なものとなっている傾向があることから、教育資料の充実、教育方法の見直し(従来の集合教育から個人ごとに任意の時間での教育を可能とする等の教育方法の多様化)及び教育終了後の理解度テストの実施を行った。

この結果、教育内容の工夫等を行うことで、より効果的な活動が可能となった。

(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

川内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。

2013年度及び2014年度の不適合の発生件数は5件以内であったが、2015年度は、新規規制基準対応に係る適合性確認検査要領書等に関する不適合が45件発生している。

2015年度に発生した不適合は、適合性確認検査の要領書、成績書の誤記、記録の添付忘れ等、文書及び記録に係るものが31件と多かった。これは、適合性確認検査が初めて行う業務であったこと、また、他の検査業務等と輻輳していた中で発生しており、原因は「失念」、「見誤り」、「ルールの見解不足」等によるものであったことから、都度、注意喚起や教育を行う等の是正処置が図られている。

また、2016年度から2022年度までの不適合の発生件数は3～10件を推移している。

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っ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年度第4四半期以降の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年度第4四半期以降の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。

なお、2023年度第1四半期については、CAQ判断基準の見直し(様々な観点で原子力安全への影響度に応じたCAQ判断の例を整備した上で、リスクのある事象を想定し、その事象の発生可能性を踏まえてCAQ判断を行う。)の試運用を2023年2月から開始したことに伴うCAQの件数の増加である。

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

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を第2.2.1.1-2表に示す。

調査期間中において、社長からの決定及び処置、指示事項等への対応については、マネジメントレビューにより対応状況が確認されており、一部未達はあるものの、おおむね適切に実施されている。

(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2.2.1.1-3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 川内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、保安教育並びに記録及び報告に関すること並びに法令等の遵守 ・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 ・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
		火災防護教育	<ul style="list-style-type: none"> ・火災発生時の措置に関すること ・火災防護に対する知識 ・外部火災、内部火災発生時の措置 ・消火水放水時の注意事項・注意喚起、設備影響
		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"> ・内部溢水発生時の措置に関すること ・火山影響等、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 style="text-align: right;">(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 川内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)	・原子力発電所に関する概要と基本事項、原子力発電所の基本的な考え方及び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。
		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	・所員として必要な保安規定、安全協定等の知識の習得を図る。 ・管理職による人材育成の重要性について意識付けを図る。
		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。)の習得並びに原子力安全の重要性及び原子力に対するリスク意識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並びにリスク意識の向上を図る。
		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。
		品質保証活動に関する教育	・発電所の要員へ、自らの保安活動(品質保証活動)に係る次の事項を理解させる。 ①自らが担当する保安活動を理解し遂行する責任の認識 ②組織の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品質目標の達成、QMSの有効性を維持するための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19の手順のうち、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19の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等時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。		

第2.2.1.1-1表 川内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	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	・技術的能力に係る審査基準で要求される19の手順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有効性等を確認するための総合的な教育訓練を実施する。
	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。
	危険物保安及び防火・防災管理教育	・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・防災管理に関する意識の高揚を図る。
	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、消防計画(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処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、非常事態対策基準等)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)	・火災発生時に迅速かつ的確に所定の行動ができるよう、消火器及び水による初期消火活動等について、訓練を実施する。 ・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。
	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。	

第2.2.1.1-1表 川内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	新入社員教育(現場教育)	・前期集合教育終了後、発電課当直に配属して発電所の設備、系統を全般に理解させる等、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	・運転員及び重大事故等対策要員(運転対応要員)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	<ul style="list-style-type: none"> ・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習得を図る。 ・この教育は運転員の運転操作が受けもつ意味、操作の理解及び系統設備に対する十分な理解等について教育を行う。
		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	
		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	<ul style="list-style-type: none"> ・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、特に原子力防災教育の徹底を図る。
		作業時操作訓練	・系統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、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	・設備、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。
		管理班に係る教育	・管理班の業務遂行に必要な力量の取得及び向上を図る。
	保修課員	基本教育	・電気関係、原子炉関係、汽機関係、計測制御関係又はSA関係の日常整備保守、保修工事、定期点検・試験等の実施及び機材、記録・文書等の管理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、電気関係、原子炉関係、汽機関係、計測制御関係又はSA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。
	技術課員	基本教育	・技術課の業務概要、関連する規定・基準類の概要等について教育を行い、技術課員として業務を遂行するのに必要な知識を習得させる。
		初級教育	・原子力発電所の運営、保守、調査、委託、燃料、内挿物、炉心、記録・文書等の管理、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、環境保全、原子炉運転制御管理等を加えて、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。

(詳細は、
第2.2.1.2-9表参照)

第2.2.1.1-1表 川内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	安全管理課員	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、放射能測定並びに水質、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、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。
		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の判断に必要な知識の習得を図る。
	センター員	初級教育	・必修教育訓練又は運転教育訓練に関する基礎的な知識及び運用管理等、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、必修教育訓練又は運転教育訓練に関する計画、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。
	土木建築課員	基本教育	・原子力発電所の設備、組織・業務分担等の概要及び土木建築課の業務内容、関連する基準類の概要等について教育を行い、土木建築課員として業務を遂行するのに必要な基本的知識を習得させる。
		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必修工事等の実施及び調査、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必修工事の計画、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員	基本教育	・安全品質保証統括室業務に必要な知識・技能を習得する。
		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。
	総務課員	基本教育	・総務課業務に必要な知識・技能を習得する。
		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。
	防災課員	基本教育	・防災課業務に必要な知識・技能を習得する。
		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。
	防護管理課員	基本教育	・防護管理課業務に必要な知識・技能を習得する。
		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。
	担当員	基本教育	・業務を遂行するのに必要な基本的知識を習得する。
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 トップマネジメントによるQMSの評価結果及び対応状況(1/4)

決定及び処置、指示事項等 (2021年度)	決定及び処置、指示事項等への対応状況 (2022年度)	対応 評価
<p>(1) QMS及びそのプロセスの有効性の維持に必要な改善</p> <p>改善措置活動(CAP)に関する改善(不適合及び原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)の判断基準の見直し、設備保全管理システム(EAM)導入を踏まえた不適合管理を含むCAPプロセスの見直し等)に取り組むこと。</p>	<p>○以下の活動等により、業務プロセスが改善されたと評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2023年10月のEAMの運用開始に向け、仕様の検討や設計、動作試験を実施 ・EAM導入と併せて実施予定の「原子力発電本部内のペーパーレス化」の方針検討のため、四国電力(株)に対し、「EAM導入における文書・記録の管理方法、脱押印システム等」について実態を調査 ・不適合判断基準・CAQ判断基準の見直しを実施。計画からの遅延はあるものの(2022年11月試運用開始、2023年4月本運用開始)CAPに関するプロセスが合理化された。 ・複数の規定文書に定める文書管理に係る重複業務の合理化、及び規定文書管理システムの電子承認を用いた制定改廃等の実施 ・会議資料(原子力発電安全委員会等)の電子化 ・音声付きパワーポイント資料作成による教育の実施 ・設備点検アプリの試運用開始(原子力土木建築部門) <p>なお、玄海・川内において、EAM導入を見据えた規定文書改正に係るスケジュールの見直しに伴い、当初のスケジュール(年度内の改正留意事項整理)どおりに作業完了していないことを踏まえ、おおむね達成(一部未達)と評価された。</p> <p>また、川内において、不適合判断基準・CAQ判断基準の見直しの本運用開始が遅延していることを踏まえ、品質目標はおおむね達成(一部未達)と評価された。</p> <p>引き続き、2023年10月のEAM運用開始等を見据え、業務プロセスの改善に向けた活動を実施する必要がある。</p>	<p>一部未達</p>

第2.2.1.1-2表 トップマネジメントによるQMSの評価結果及び対応状況(2/4)

決定及び処置、指示事項等 (2021年度)	決定及び処置、指示事項等への対応状況 (2022年度)	対応 評価
<p>(2) 業務の計画及び実施に関わる改善</p> <p>作業安全達成に向け、災害の発生防止に引き続き取り組むこと。</p>	<p>○以下の活動等により、作業安全はおおむね達成されていると評価する。また、重大災害や火災は発生していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力土木建築情報共有サイトにおける、安全に関する情報の共有 ・夏季・冬季安全懇談会等を活用した作業安全に関する情報共有 ・作業前ミーティングにおける、3H(初めて、変更、久しぶり)、計画変更等の確認 <p>なお、玄海において、前年度に火災等が発生しており、ヒューマンエラーによる災害件数0(ゼロ)を目標とする中で、軽微な労働災害(配管移動時の指挟み、正門電動門との接触等)が複数発生している状況に鑑み、品質目標は未達と評価された。</p> <p>また、川内において、軽微な労働災害(廃棄物処理建屋における作業員の大腿部負傷、伸縮はしご短縮操作における指挟みによる骨折・挫創等)が複数発生している状況に鑑み、品質目標はおおむね達成(一部未達)と評価された。</p> <p>品質目標の未達内容について、引き続き作業安全達成に向けた活動を実施する必要がある。</p>	<p>一部未達</p>

第2.2.1.1-2表 トップマネジメントによるQMSの評価結果及び対応状況(3/4)

決定及び処置、指示事項等 (2021年度)	決定及び処置、指示事項等への対応状況 (2022年度)	対応 評価
<p>(3)資源の必要性 (4)健全な安全文化の育成 及び維持に関する改善</p> <p>「専門性の確保を含む人的資源の強化」及び「安全文化醸成活動のプロセスの理解・浸透」に取り組むこと。</p>	<p>○以下の活動等により、専門知識が向上したと評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・協力会社等(西日本プラント工業(株)、三菱重工業(株)、三菱電機(株)、ゼネコン等)との意見、情報交換 ・原子力土木建築部門における、他電力との人材交流(交換出向)による、他電力のノウハウ(現場施工管理等)の習得 ・原子力管理部門における、発電所若手社員の西日本プラント工業(株)への教育出向(5名)による、現場力向上 ・川内保修課若手社員による課題発表会の実施 ・専門知識に係る資料の作成、社内勉強会の実施、社外研修の受講 <p>特に、社内勉強会については、各部門において「未経験の要員が、業務遂行に必要な知識を習得した」や、「想定QAを準備する等により、ヒアリングスキルが向上した」等評価している。</p> <p>なお、安全・品質保証部門において、専門知識に係る資料の作成が計画どおり進行していないことを踏まえ、品質目標はおおむね達成(一部未達)と評価された。</p> <p>また、玄海において、保修訓練(安全品質保証統括室における検査業務の更なる力量向上を目的として受講を計画)が、計画どおり進行していないことを踏まえ、品質目標はおおむね達成(一部未達)と評価された。</p> <p>品質目標の未達内容について、引き続き、専門知識向上に関する活動を実施する必要がある。</p> <p>○専門性の確保に向けて、以下のとおり有効な活動を実施したと評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・DXに係る人材の中途採用を計画(1名)。内定済。2023年度内に採用予定。 ・エキスパートルート(DX及びサイバーセキュリティ)を設定し、移行希望者の募集を開始。 <p>○安全・品質保証部門において、各分野の専門性の確保(2023年度)に向けた検討及び調整の完了を計画。他社情報を収集した上で検討を行い、専門性の確保案を作成し関係箇所と調整を実施した。関係者からの意見を考慮し、2023年度も継続検討することとした(2022年度内に検討完了しなかった)ことを踏まえ、未達と評価された。</p> <p>品質目標の未達内容について、引き続き専門性確保に関する検討を実施する必要がある。</p>	<p>一部未達</p>

第2.2.1.1-2表 トップマネジメントによるQMSの評価結果及び対応状況(4/4)

決定及び処置、指示事項等 (2021年度)	決定及び処置、指示事項等への対応状況 (2022年度)	対応 評価
(続き)	<p>○以下の活動等により、安全文化醸成活動プロセスがおおむね理解されたと評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・管理者向け説明会、原子力安全教育の実施 ・安全文化醸成活動プロセスに関する理解度テストの実施 ・安全文化醸成に係るアンケートの実施 ・JANSI提供のeラーニング受講 <p>なお、安全文化懇談会を実施した際、玄海の一部の一般職において、安全文化要素と保安活動の関係が理解できていない状況を確認した。 そのため、安全文化総合評価へインプットし、次年度の活動を検討する。</p>	前のページと同じ
(5) 関係法令の遵守に関する改善 新たに改善が必要な事項は認められない。	○関係法令の遵守に関する新たに改善が必要な事項は認められないため、対応なし。	—
(6) 安全文化のあるべき姿、品質方針、品質目標の変更の必要性 安全文化のあるべき姿及び品質方針について、懸念事項は確認されておらず、変更の必要性は認められない。 原子力発電本部品質目標(暫定)は、品質方針と整合し、上記の項目(1)～(5)で抽出された取組みが必要な事項に対応しており、品質目標の設定に当たっては、定量評価を容易に行えるよう改善し、パフォーマンス向上を図っていることから、変更の必要性は認められない。	○安全文化のあるべき姿、品質方針及び品質目標の変更の必要はないため、対応なし。	—

第2.2.1.1-3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)(1/6)

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
7.4.2	<p>調達物品等 要求事項</p> <p>(2022年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内1、2号機特重施設の計装設備について、一部の部品の未装着 (概要) 川内1、2号機特重施設の計装設備において、一部の部品が、未装着であることを発見した。 (原因) (1)メーカーによる、調達先間の事業移管の管理不足 ・メーカーは、調達先間での事業移管に関し、メーカーにて必要な情報すべてを収集し、移管を確実なものとする事ができなかった。 (2)メーカーによる、事業移管された製品調達時の管理不足 ・メーカーは、開発後に他調達先へ移管された製品において、必要な要求仕様(製品の機能実現のために必要な情報等)が、設計図書や現地施工要領書にすべて反映されていることを確認しなかった。 (3)コネクタ納入図書における、シール部材の記載の不備 ・設計上の確認を必要とする納入図の一部に、確認を必要としない参考図としてシール部材が混在して記載されており、シール部材の位置付けが不明瞭な記載となっていた。 (是正状況) (1)本事象に伴い、メーカーが実施する再発防止対策で制定するマニュアルについて、今回の不適合事象への再発防止対策が有効であることを確認した。 (2)設計上の確認が必要な納入図中に、確認を必要としない参考図等の記載が混在しないよう、以下の対策を実施した。 ・設計管理要領において、納入図中に参考図の内容が混在することを防止するために、現状不明確である納入図や参考図等の図書の種類を明確化した。 ・上記で図書の種類を明確化したのちに、当社の図書の種類に応じてメーカーが図書を提出するよう、「当社の図書の種類に応じて図書を提出する」との表現を調達管理要領に追記した。 ・メーカーが、納入図中に参考図の内容を混在して提出しないよう、「納入図中に参考図の内容を混在して記載することを原則禁止する」との表現を調達管理要領に追記した。 (3)現状の調達管理要領における「供給者が行う調達に関する要求事項」では、「調達先とのインターフェイスを適切に行うこと」を記載するとともに、適切に行われなかった際の不適合の例を記載しているが、この例に今回の不適合事象を追記した。 (4)当該コネクタの納入図書については、部品リストにシール部材(Cリング)の追加の改訂がなされていることを確認した。</p>	<p>「調達物品等要求事項」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、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2.2.1.1-3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)(2/6)

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 川内原子力発電所 不適合管理) 安全協定に基づく定期報告書「ばい煙量等測定報告書(2021年度第1回報告分)」の一部誤記(概要) 鹿児島県、薩摩川内市、いちき串木野市及び阿久根市に報告した、川内原子力発電所に関する安全協定に基づく定期報告書のうち「ばい煙量等測定報告書(2021年度第1回報告分)」の一部に誤記があることを確認した。</p> <p>(原因) 「ばい煙量等測定報告書」の作成時、「ばい煙の濃度 窒素酸化物(体積ppm)」の欄に、本来委託記録の「NOX酸素4%換算値」の値を使用すべきだったが、委託記録に別途、「窒素酸化物濃度」という酷似した名称の記載があることから、誤ってその値を転記した。 また、報告書ダブルチェック時及び上覧時の確認において、委託記録の参照元について手書きの記載があり、上記と同様の理由から、誤記に気付けなかった。</p> <p>(是正状況) 発電所各課で作成している公文書においても同様な事象が発生する可能性があることから、以下の水平展開と再発防止を実施した。</p> <p>(1)水平展開 ・技術課作成の「ばい煙量測定報告書」以外に発電所各課で作成している公文書の抽出を行った結果、同様な事象が発生する可能性がある公文書はないことを確認した。</p> <p>(2)再発防止 ・本事象や再発防止の内容を技術課員へ教育するとともに、公文書の重要性について再周知を行い、再発防止に向けた意識付けを図った。 ・公文書に関係する委託記録の様式の改善「ばい煙量等測定報告書」の「窒素酸化物」の誤記防止を含め、委託記録に「ばい煙量等測定報告書」に合わせた様式を新たに追加し、名称を統一することにより再発防止を図った。 ・本事象について、業務連絡票を発行し、関係各課へ周知した。</p>	<p>「個別業務の管理」に係る6件の不適合は、お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、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>	無

第2.2.1.1-3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)(3/6)

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 川内原子力発電所 不適合管理) QMSに対する認識不足による規定文書の管理に係る業務の未実施 (概要) 「救急対策基準」及び「放射線業務従事者健康管理要領」において、定期レビューが必要な時期に定期レビューを実施していないことが発見された。 さらに、上記の処置に際し、以下の規定文書の管理に係る業務の未実施が発見された。 (1)「救急対策基準」の改正において、規定文書管理システムへの登録(更新)、業務連絡票による関係箇所への通知及び「規定文書配付前確認及び通知兼配付管理表」の作成を行っていなかった。 (2)「救急対策基準」の見直しの必要性について確認した結果、同基準の改正が必要な時期に改正を行っていなかった。 (3)「救急対策基準」の各チェックシートについて、特重施設の運用開始に伴い、健康管理室保管のヨウ素剤の数量変更が必要であったが、同基準の改正は行わず、チェックシート様式の電子データを都度修正し、使用していた。 (原因) 不適合が発生した状況と内容を確認し、発生原因を以下のとおり特定した。 (1)担当者は、「多忙であるために規定文書の定期レビュー及び適切な時期の改正並びに基準改正に係る登録、通知及び配付管理表の作成を失念したこと」、「チェックシート様式の使用に当たって、基準の改正は必要ないと誤解したこと」、「発電所の勤務が初めてであったこと」を考慮すると、QMSに対する認識が薄かった。 (2)副長及び課長は、新型コロナウイルス感染症予防対策や担当者が休職したことから多忙となり、「規定文書の定期レビュー及び適切な時期の改正並びに基準改正に係る登録、通知及び配付管理表の作成が未実施であること」を失念し、担当者へ「規定文書の定期レビューの実施及び適切な時期に改正されていること並びに基準改正に係る登録、通知及び配付管理表が作成されていること」を確認しなかった。また、基準を改正せずに様式(電子データ)の数量を修正して使用していたことに、点検結果の数量は正しい値であったことから、気付かなかった。 (是正状況) 以下の再発防止を実施した。 (1)7月、8月の定期異動において、原子力部門以外の組織から赴任した組織員に対し、QMSの重要性を認識させる教育として「QMSの重要性に関する教育」を安全品質保証統括室が実施した。 (2)安全品質保証統括室が実施した全所員対象の「品質保証に関する教育」において本事象を紹介し、QMSに対する認識を高めた。 (3)本事象について、総務課員へ教育するとともに、関係箇所へ周知した。</p>	前のページと同じ	無

第2.2.1.1-3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)(4/6)

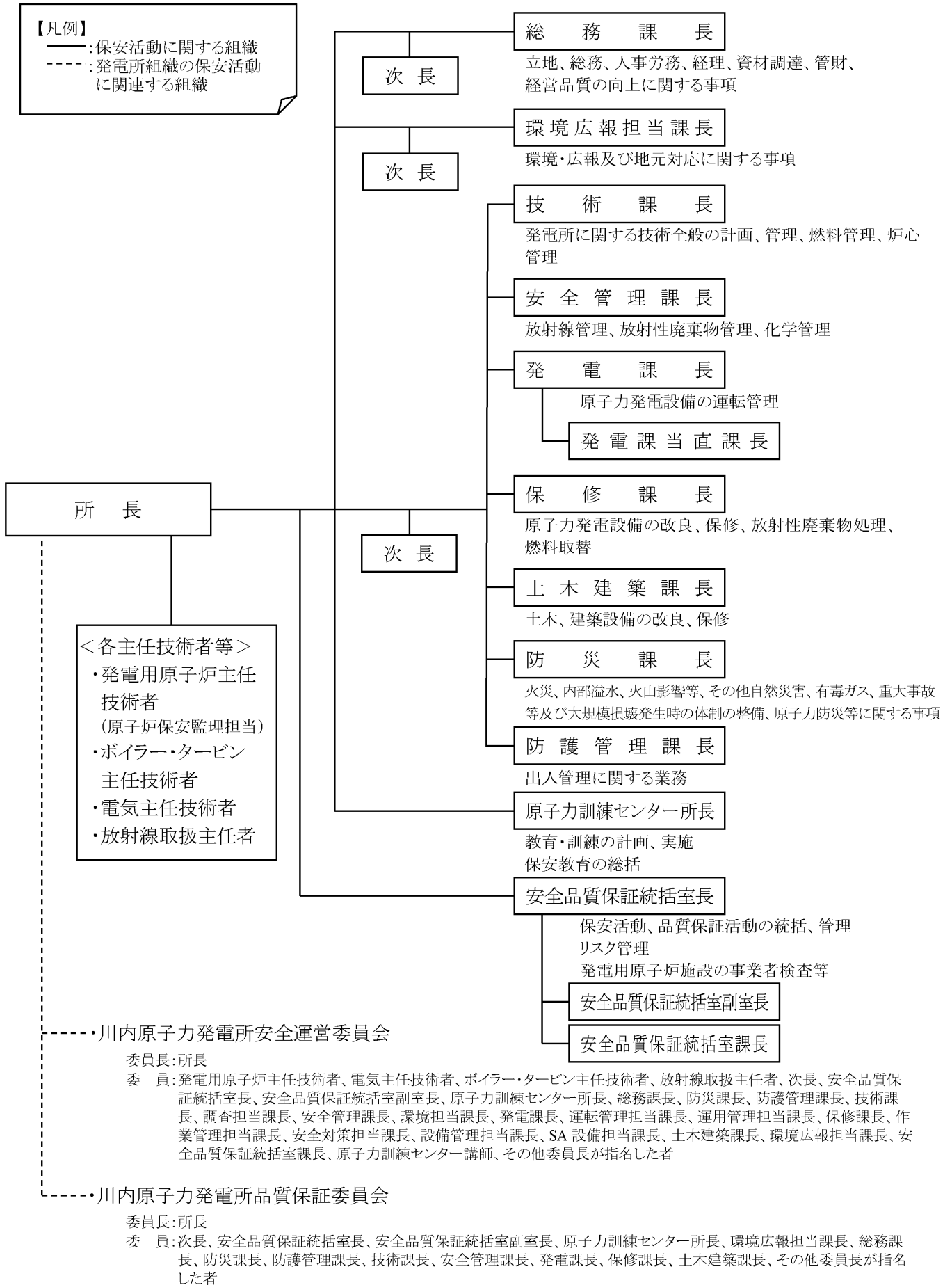
保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	<p>個別業務の管理</p> <p>(2023年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内1号機ΔTの校正について(再設定) (概要) 100%電気出力においてΔTの校正を実施したが、校正後のパラメータを確認した結果、全チャンネルほぼ同等の値となるべきものがチャンネル間でばらつきがあることが確認された。状況を確認した結果、計器スパン値導出の過程で入力データのB(IV)とC(III)を取り違えたため、校正に使用した計器スパン値の一部に誤りがあることが判明した。 (原因) (1) ΔT校正作業が起動時における定例的な作業であること及びメーカーが導出した値であることから、問題ないとの思い込みがあった。 (2) 起動工程における業務輻輳により組織としての関与やコミュニケーションが不足していた。 (3) ΔTのチャンネルがA(I)、B(II)、C(III)、B(IV)の4chのうち、C(III)、B(IV)についてアルファベットとローマ数字の順番が逆となっていることに対し、メーカーのマニュアルにおいて注意喚起が不足していた。 (是正状況) (1) 新スパン妥当性確認の実施 ・燃料管理業務要領へ新スパン妥当性確認フォーマットを追加し、新ΔT計器スパン値(℃)の妥当性確認を実施した。また、メーカー内における新スパン妥当性確認の実施状況について併せて確認した。 (2) 担当2人によるダブルチェック ・ダブルチェック要員(副担当)により、主担当者と独立した視点での新スパン妥当性確認を実施した。 (3) 燃料関連業務の見直しによる業務平準化 ・従来ΔT評価と同じタイミングで実施していた出力分布測定検査の出力ステージの見直し(100%電気出力到達時→定格熱出力到達時)を行い、ΔT評価時の業務負担を緩和した。 (4) 再発防止教育 ・本事象を含む定期事業者検査中に発生した不具合事例について各定期事業者検査前に教育を実施することを技術課教育訓練要領に追加した。また、川内2号機第26回定期事業者検査起動時のΔT評価に先立ち当該教育を実施した。 (5) メーカーにおける再発防止対策の確認 ・本事象に伴いメーカーが実施する再発防止対策が実施されていることを確認した。</p>	前のページと同じ	無

第2.2.1.1-3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)(5/6)

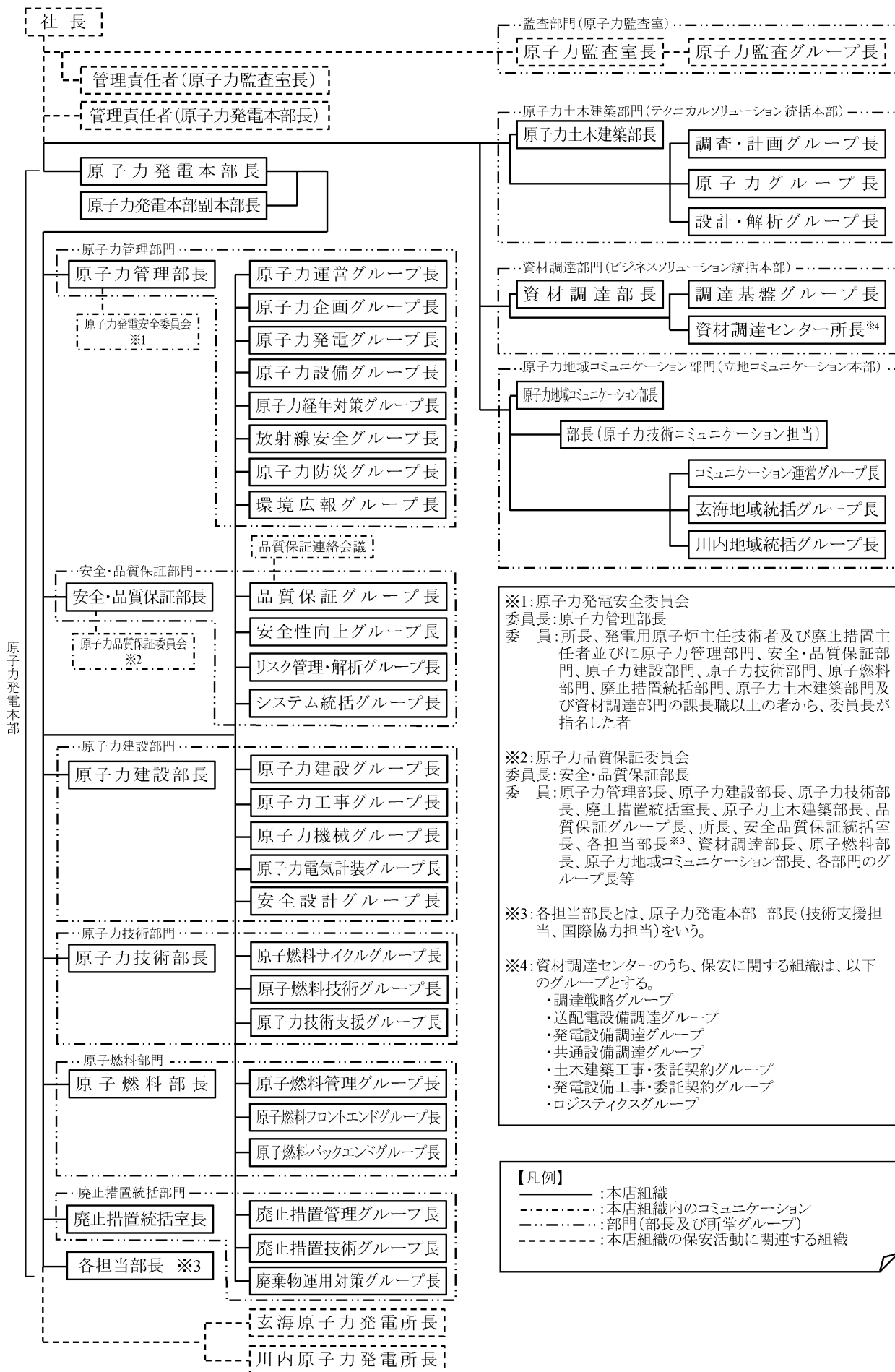
保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無	
7.5.1	個別業務の管理	<p>(2021年度 本店 不適合管理) 解析業務を含む委託の委託報告書に関する審査の不備 (概要) 「川内1、2号機高経年化技術評価に関する調査検討委託」及び「玄海3、4号機高経年化技術評価に関する調査検討委託」において、「解析業務チェックシート(委託報告書用)」が上覧されていないことを確認した。 (原因) 解析業務を含む委託の検収時において、委託報告書に対して実施すべき行為についての認識不足。 (是正状況) グループ内教育を行い、以下の項目について再認識させた。 (1) 解析業務を含む委託の検収時には、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>	前のページと同じ	無
		<p>(2022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、規則に基づき、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。 (1) 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) (1) 「定期報告作成要領」に各四半期の報告期限を明記した。 (2) 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。 (3) 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>		

第2.2.1.1-3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)(6/6)

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>(2022年度 本店 不適合管理) 標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査対応資料の不備 (概要) 標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査対応資料について、6件の事業者ヒアリング及び審査会合にて提出した資料「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉標準応答スペクトルを考慮した地震動評価における地下構造モデルの設定について」に記載に誤りがあった。 いずれも同じ箇所に関する不備であり、「伝達関数の比較」に用いる図面として正しくは減衰$Q=12.5$とした結果の図面を掲載すべきところを誤って減衰$Q=100$とした結果の図面を使用していた。 さらに、水平展開として、標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関するこれまで提出した資料に図の誤りがないか確認した際に、2件の事業者ヒアリング及び審査会合にて提出した資料の記載に誤りがあった。 いずれも同じ箇所に関する不備であり、「伝達関数の比較」に用いる図面として正しくは減衰$Q=12.5$とした結果の図面を掲載すべきところを誤って減衰$Q=100$とした結果の図面を使用していた。</p> <p>(原因) (1) 当社 <ul style="list-style-type: none"> ・図面編集があった場合の確認方法に対する認識不足 ・審査資料に用いた図面に対する正しい視点でのチェック不足 (2) 委託先 <ul style="list-style-type: none"> ・思い込みによるデータ参照の誤り ・担当者と承認者間のコミュニケーション不足 (是正状況) 以下の再発防止を実施した。 (1) 委託先にて図面を編集して審査資料に使用する場合 <ul style="list-style-type: none"> ・これまでの編集箇所のみ確認ではなく、編集前後で図面が整合するか確認することとした。 ・図面受領に合わせて委託先でのチェック方法も確認することを、土木建築本部原子力グループ内オーソライズ(玄海原子力発電所標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査資料の不備に対する再発防止策について)に記載した。 (2) 安全審査資料のチェックを行う場合 <ul style="list-style-type: none"> ・図、表等を作成・変更し申請書等に反映する場合は、作業方法(委託先を含む。)、作業前後の図、表等の整合性を確認することとした。 ・チェック項目を更に具体化する必要があると判断した場合は、別途、チェック方法を明確化し、チェックシートに添付することを社内マニュアルに反映した。 (3) QMS組織全体への教育を実施し、意識の向上を図った。 (4) 委託先の是正処置計画が適切であることを確認し、適切に運用中であることを確認した。</p>	前のページと同じ	無



第2.2.1.1-1図 川内原子力発電所組織図



※1: 原子力発電安全委員会
 委員長: 原子力管理部長
 委員: 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、安全・品質保証部門、原子力建設部門、原子力技術部門、原子燃料部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門及び資材調達部門の課長職以上の者から、委員長が指名した者

※2: 原子力品質保証委員会
 委員長: 安全・品質保証部長
 委員: 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、各担当部長 ※3、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

※3: 各担当部長とは、原子力発電本部 部長(技術支援担当、国際協力担当)をいう。

※4: 資材調達センターのうち、保安に関する組織は、以下のグループとする。
 ・調達戦略グループ
 ・送配電設備調達グループ
 ・発電設備調達グループ
 ・共通設備調達グループ
 ・土木建築工事・委託契約グループ
 ・発電設備工事・委託契約グループ
 ・ロジスティクスグループ

【凡例】
 _____ : 本店組織
 - - - - - : 本店組織内のコミュニケーション
 - - - - - : 部門(部長及び所掌グループ)
 - - - - - : 本店組織の保安活動に関連する組織

第2.2.1.1-2図 本店組織図(1/3)

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 事業領域目標管理 6 本部情報発信 7 各種会議体調整 8 コンプライアンス推進 9 本部内庶務
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 放射性液体・気体廃棄物管理 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

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 DX関係

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

原子力技術部門

組織名称	分掌事項
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
原子力技術支援グループ	1 訴訟関係 2 研究計画・管理

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 2 原子燃料部門内の予算の策定・管理 3 原子燃料の業務機械化に関する事項 4 原子燃料の検収管理及び代金支払手続 5 原子燃料事業会社の会社管理業務 6 原子燃料に関する内部統制 7 原子燃料関係取引先の登録及び取消し
原子燃料フロントエンドグループ	1 原子燃料の購入(上流権益関連を含む。)及び関連業務委託、役務契約 2 廃炉に伴う燃料関連契約 3 内外原子燃料情勢の調査
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 4 内外の再処理・MOX燃料・放射性廃棄物に関する情勢の調査

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

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

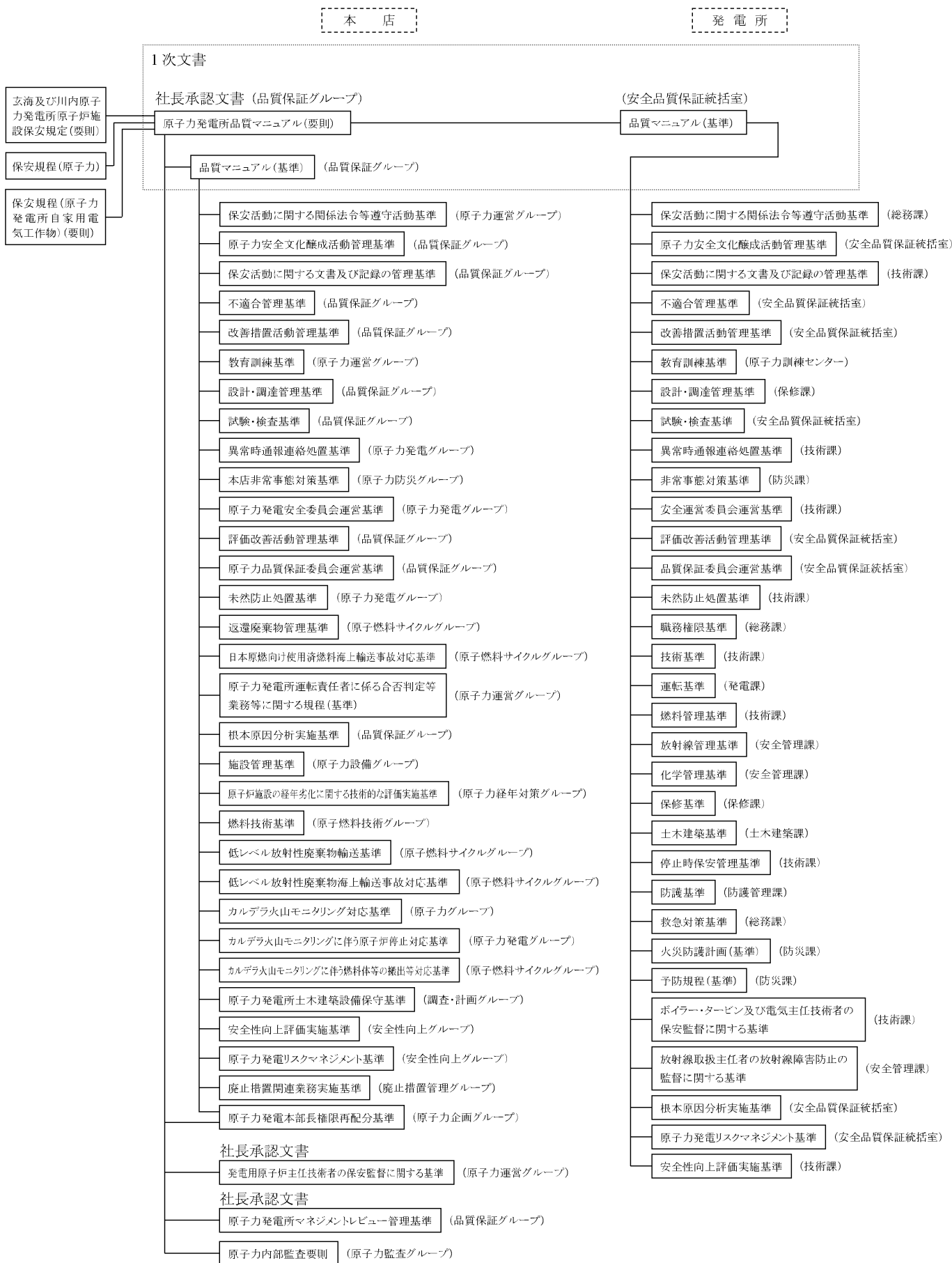
資材調達部門

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

原子力地域コミュニケーション部門

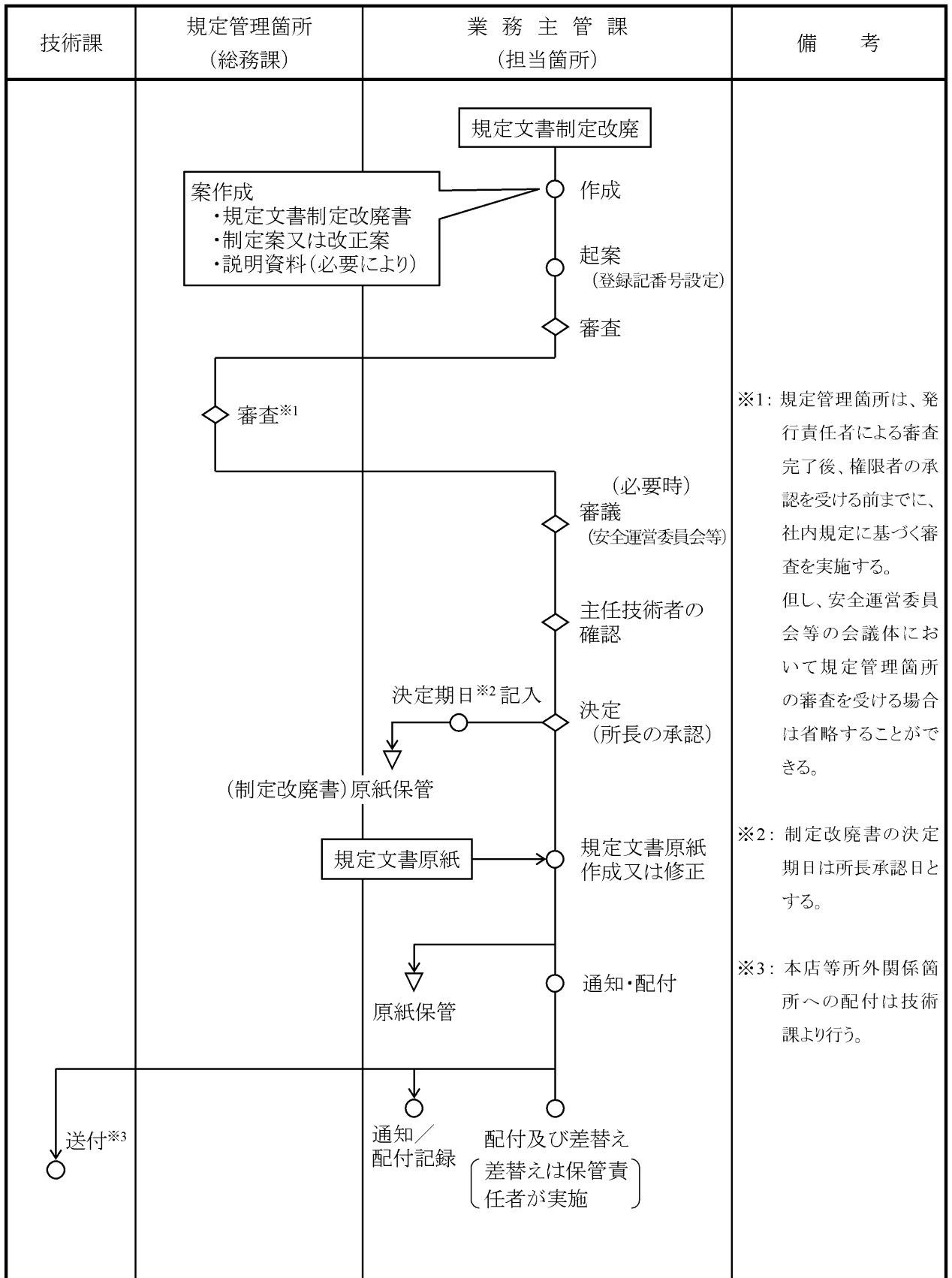
組織名称	分掌事項
コミュニケーション運営グループ	1 原子力立地・周辺自治体との安全協定等に関する事項
玄海地域統括グループ	1 玄海地点に係る自治体及び地域対応全般 2 玄海地点の原子力コミュニケーション活動の統括
川内地域統括グループ	1 川内地点に係る自治体及び地域対応全般 2 川内地点の原子力コミュニケーション活動の統括

第2.2.1.1-2図 本店組織図(3/3)[各グループ分掌事項]



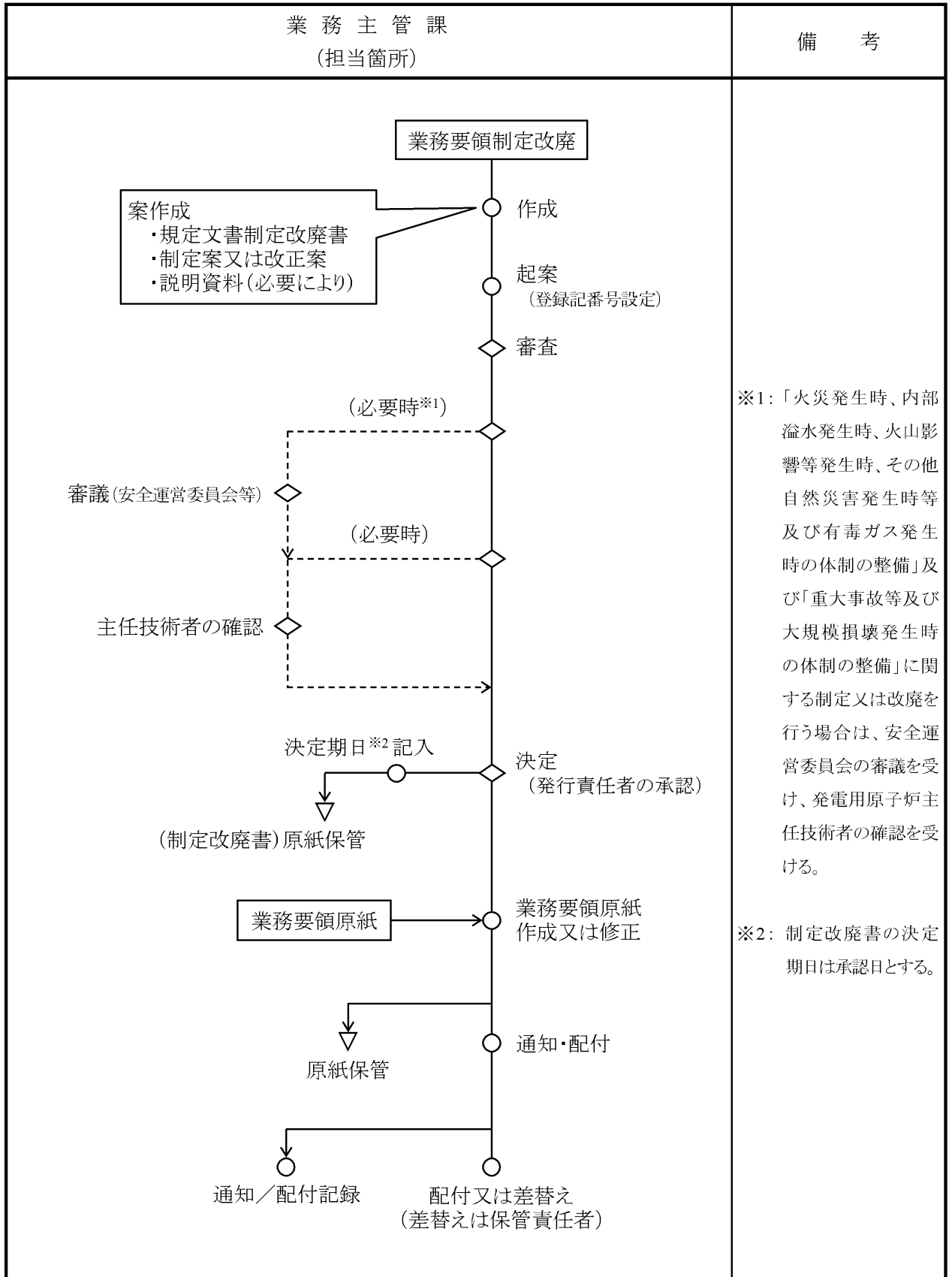
注:()は担当箇所

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

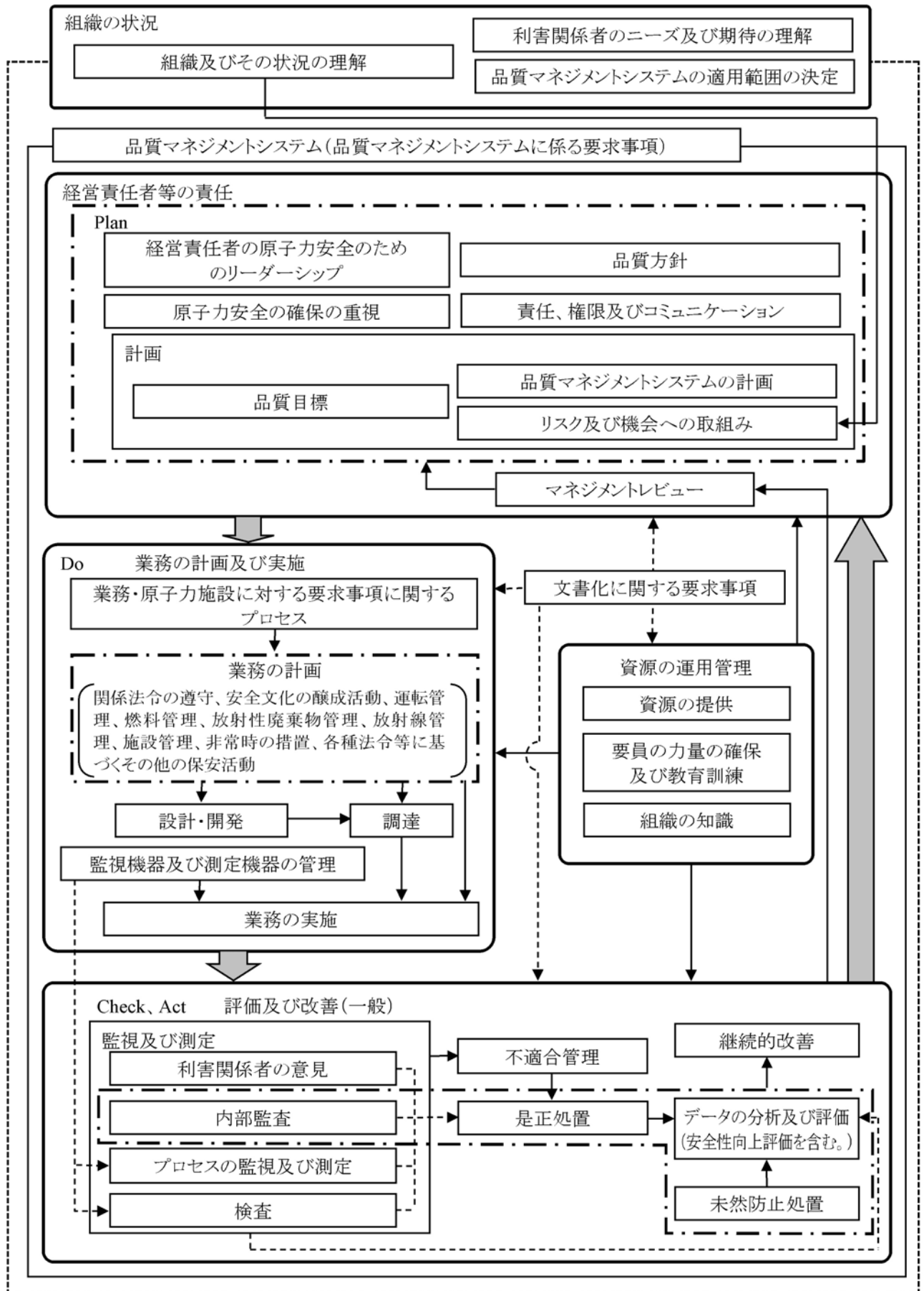


注:安全運営委員会等の会議体にて審議を要する規定文書については、所定の会議体にて審議を行う。

第2.2.1.1-4図 川内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)

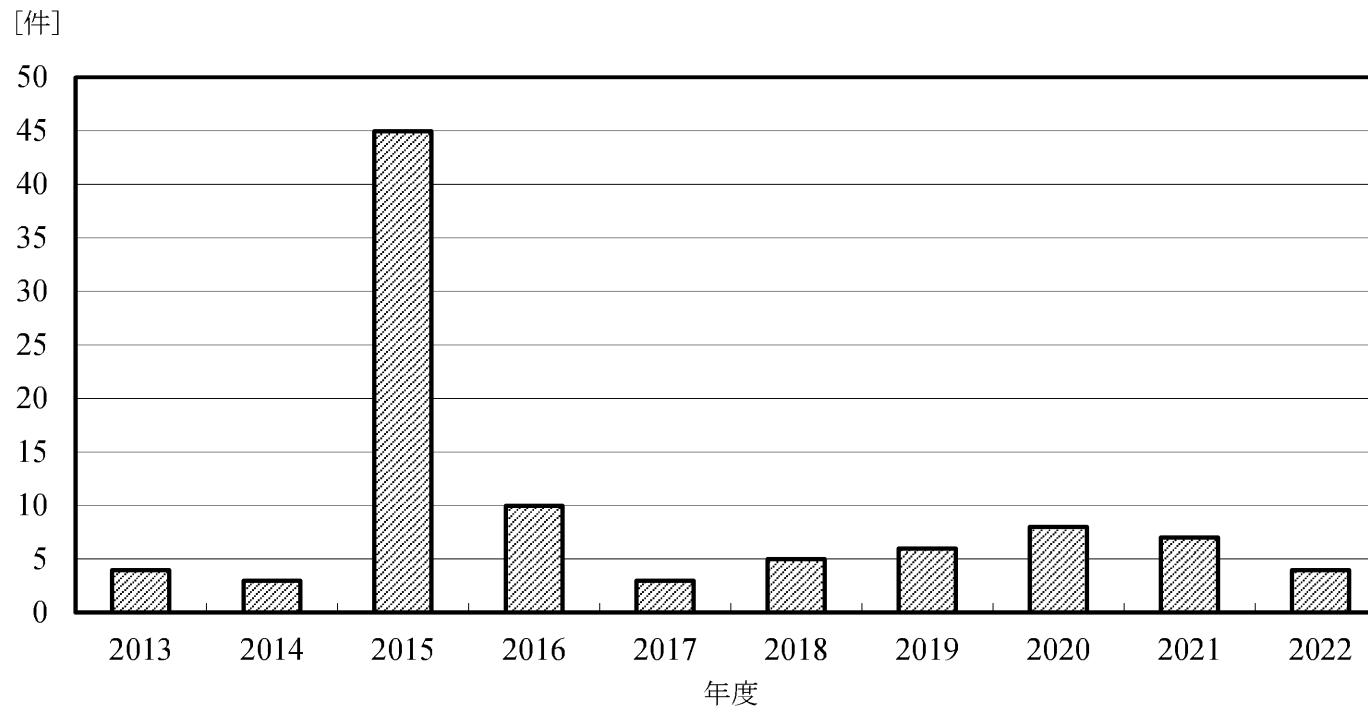


第2.2.1.1-4図 川内原子力発電所における社内マニュアル(業務要領)の管理フロー(2/2)



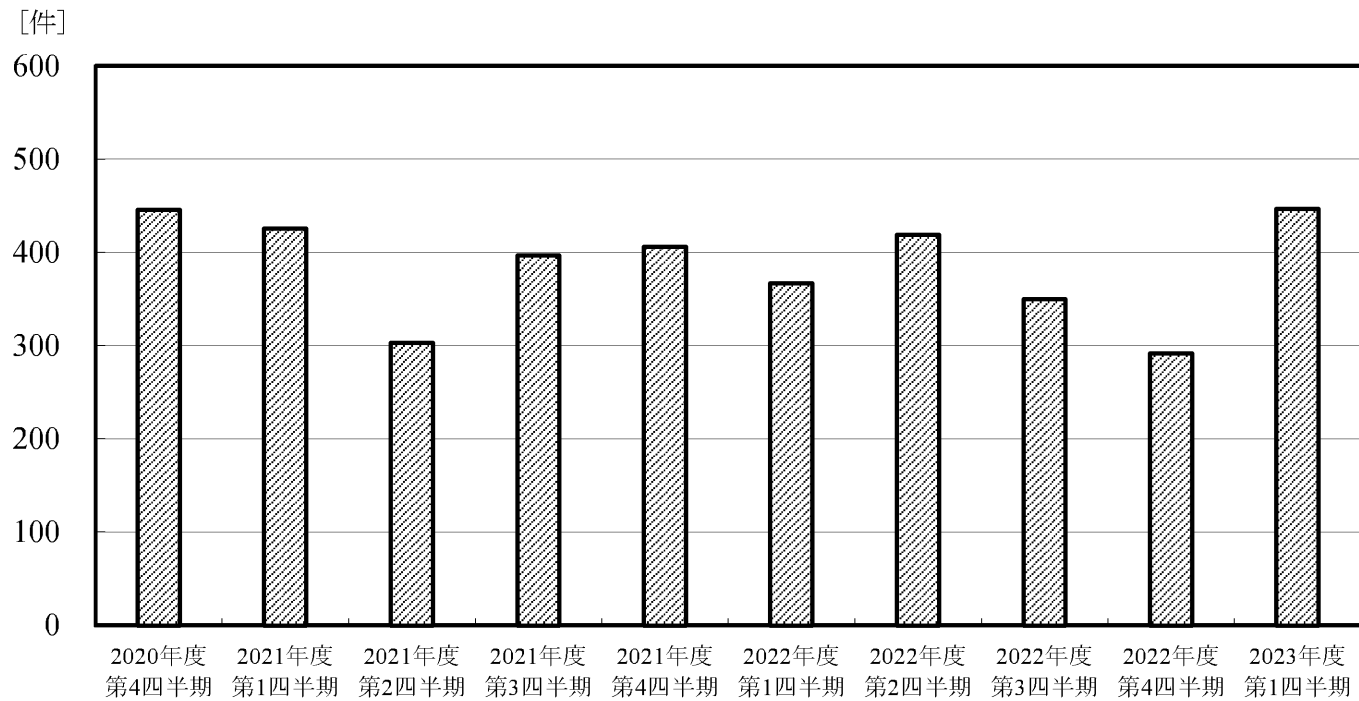
第2.2.1.1-5図 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

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	3	45	10	3	5	6	8	7	4



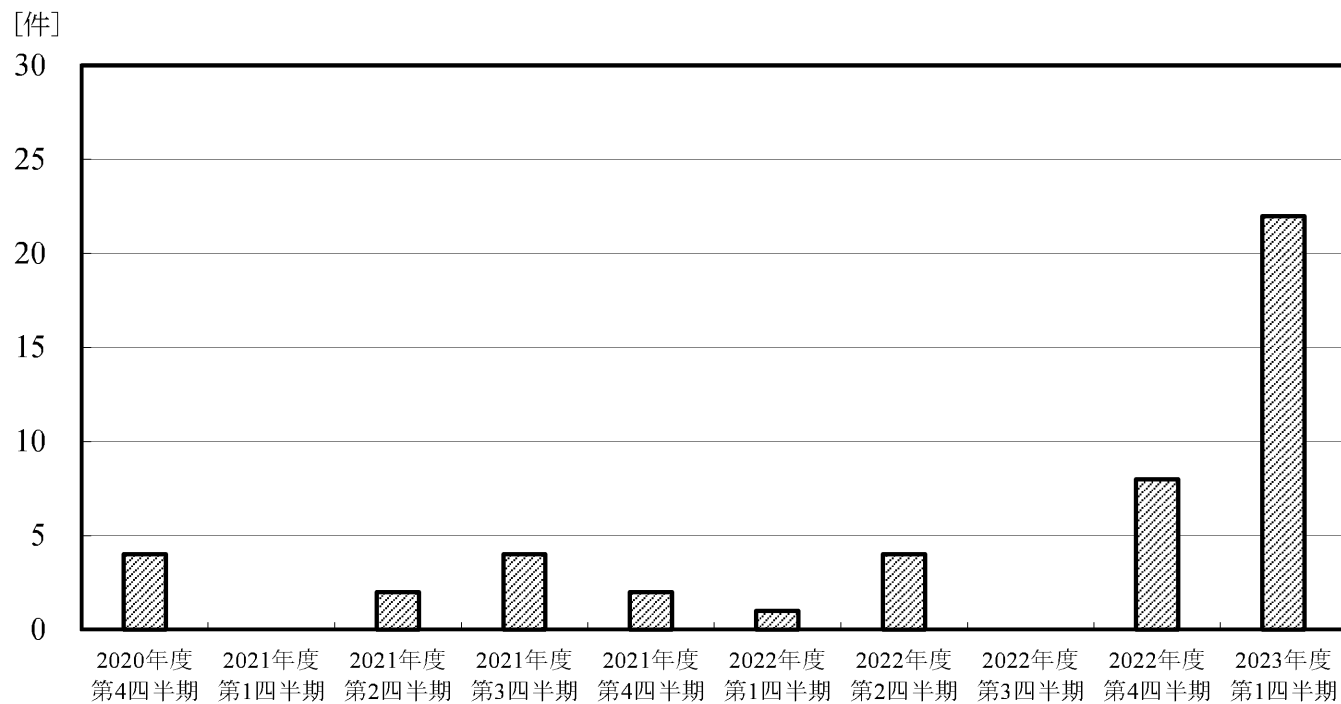
第2.2.1.1-6図 川内原子力発電所における人的過誤による不適合発生件数

	2020年度	2021年度				2022年度				2023年度
	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	第4四半期	第1四半期
状態報告(CR) 件数[件]	446	426	303	397	406	367	419	350	292	447



第2.2.1.1-7図 状態報告(CR)件数

	2020年度	2021年度				2022年度				2023年度
	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	第4四半期	第1四半期
原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)の件数[件]	4	0	2	4	2	1	4	0	8	22



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発電所の運転に関する業務を行う発電課長を配置し、その下に緊急時の当直支援等を行う課長（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（正は号炉ごとに1名、副は1、2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、中央制御室が川内1、2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事検班(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。定事検班は、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（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アスファルト固化装置及び雑固体焼却設備の廃棄物処理設備並びに補給水処理設備、補助ボイラ等の屋外共通設備についても、発電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、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、指差呼称及び復命復唱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 高感度型主蒸気管モニタ(N-16モニタ)鉛遮蔽操作手順追加に伴う改正

2023年4月に、N-16モニタ指示上昇時における当該モニタの健全性確認をより確実にを行うため、N-16モニタ指示上昇時における「鉛遮蔽体操作手順」を社内マニュアルに追加した。

この結果、緊急時の当該モニタの健全性確認における鉛遮蔽体操作の確実性の向上が図られた。

ロ RCS水張りでの余熱除去ポンプ追加起動操作に伴う改正

第24回定期事業者検査のRCS水張りにおいて、1次冷却系満水到達前に余熱除去ポンプを2台運転としたことで、低インベントリ期間における余熱除去ポンプの共通原因故障により、炉心損傷頻度(CFD)が上昇したと状態報告(CR)された。これを受け、当該操作をRCS水張り後とし運用してきたが、運用実績が蓄積され妥当性が確認できたことから、2023年7月に社内マニュアルを改正し、当該操作のタイミングを加圧器水位50%後からRCS水張り完了後に変更した。

この結果、RCS水張りにおける余熱除去ポンプ2台運転時のCFDの改善が図られた。

ハ デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障(CCF)対策工事に伴う改正

2023年7月に、CCF対策として、多様化自動作動設備の巡視項目の反映、多様化自動設備からの安全注入信号設定値と動作内容の反映、多様化自動作動設備作動警報発信時の「CCF時事故直後の操作及び事象判別」への移行手順等について社内マニュアルに追加した。

この結果、CCF時における対応の充実が図られた。

ニ 軸受冷却水系統異常時の対応手順の充実

2023年7月に、社内マニュアルを改正し、夏季の海水温度上昇時における軸受冷却水系統の運用、軸受冷却水ポンプ3台運転中における1台

トリップ時の対応等について記載した。

この結果、軸受冷却水系統異常時の対応手順の充実が図られた。

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、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、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、導入コース-1と導入コース-2に分かれている。

導入コース-1は、新入社員及び転入社員を対象に、導入コース-2は、巡視員を対象に、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。なお、導入コース-2では、保修訓練設備を使用し、基礎知識の習熟、設備の構造及び動作原理の習得を図るための教育も実施している。

(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、副長及び当直主任を対象に、監督者としての役割、判断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。

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・技術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(机上検討及び現場確認)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、防災管理及び防災対策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、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「訓練センター業務支援システム」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。

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

イ 保護具の着用に関する周知徹底

内部監査において確認した検査及び定期試験において、必要な保護具（保護手袋、メガネ、耳栓等）を着用していない対応者が一部見受けられたため、業務連絡票を発行し、所員へ保護具の着用に関する周知徹底を実施した。

この結果、保護具の適正かつ確実な着用について意識の向上が図られた。

(3) 運転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. RCP軸シールのローテーション運用導入に伴うミッドループ運転期間[※]の短縮
- プラント停止時のミッドループ運転期間における1次冷却材保有水量の確保を目的に、第26回定期事業者検査からRCP軸シールのローテーション運用の成立性を確認し、従来、ミッドループ運転期間で実施していたRCP軸シール関連作業を全ブロー期間で実施することとした。

この結果、ミッドループ運転期間の短縮が図られ、当該期間において炉心損傷に至るリスクの低減が図られた。

※:1次冷却材系統のエアレーション等のために、1次冷却材系統の水位を1次冷却材配管中心(ノズルセンター)付近まで低下させた状態を維持する期間

(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、2014年度までの設備利用率・発電電力量は、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、2015年11月に川内2号機が通常運転に復帰した。

このため、2016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。

2020年度は、2020年5月20日から2021年1月22日まで第24回定期事業者検査を実施したことから、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。

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>1号炉及び2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>1号炉及び2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、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、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、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>1号炉及び2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>雑固体焼却設備、アスファルト固化装置及び屋外共通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次冷却材流量 ・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>記録計、計算機出力 指示計、記録計、計算機出力 指示計、計算機出力 指示計、記録計、計算機出力 指示計、記録計、計算機出力 指示計、記録計、計算機出力 指示計、記録計、計算機出力 指示計、記録計、計算機出力 記録計、計算機出力 指示計、記録計、計算機出力</p>
<p>[化学体積制御設備(ほう酸濃縮機能)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体積制御タンク水位 ・充てんライン流量 ・抽出ライン流量 ・ほう酸タンク水位 	<p>指示計 指示計、計算機出力 指示計、計算機出力 指示計、記録計</p>
<p>[非常用炉心冷却設備(安全注入設備)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンク水位 ・蓄圧タンク水位 ・蓄圧タンク圧力 	<p>指示計、記録計 指示計 指示計</p>
<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 ・補助建屋排気筒ガスモニタ ・格納容器排気筒ガスモニタ 	<p>記録計、計算機出力 記録計、計算機出力 記録計、計算機出力 記録計、計算機出力 記録計、計算機出力 記録計、計算機出力 記録計、計算機出力</p>
<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>指示計、記録計、計算機出力 指示計、記録計、計算機出力</p>
<p>[電気施設]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電機出力 	<p>指示計、記録計、計算機出力</p>
<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>指示計、記録計、計算機出力 指示計、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次冷却系設備 ・2次冷却系設備 ・非常用炉心冷却系設備
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 ・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系設備 ・安全補機室排気設備 ・気体廃棄物処理設備 ・アスファルト固化設備 ・雑固体焼却設備

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"> ・原子炉頂部 ・Aループ室全般 ・A-1次冷却材ポンプ上部 ・A-1次冷却材ポンプ下部 ・A-蒸気発生器頂部 ・抽出オリフィス ・炉内計装装置 ・Aループ室上部 ・Aループ室下部 ・Bループ室全般 ・B-1次冷却材ポンプ上部 ・B-1次冷却材ポンプ下部 ・B-蒸気発生器頂部 ・再生熱交換器 ・非常用エアロック ・Bループ室上部 ・Bループ室下部 ・Cループ室全般 ・C-1次冷却材ポンプ上部 ・C-1次冷却材ポンプ下部 ・C-蒸気発生器頂部 ・加圧器逃がしタンク ・加圧器スプレイ弁 ・Cループ室上部 ・Cループ室下部

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 (1/6)

担当課		巡視点検設備名
防災課	緊急時対策棟内及び周辺	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・緊急時対策所非常用空気浄化系(ファン及びフィルタユニット) ・緊急時対策所加圧設備(空気ボンベ(緊急時対策所用)) ・緊急時対策所用発電機車 ・緊急時対策所用発電機車用給油ポンプ ・緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク
	敷地内	<ul style="list-style-type: none"> ・防火帯
	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
	S/W(固体廃棄物貯蔵庫)	<ul style="list-style-type: none"> ・S/W高発泡消火設備
技術課	可搬型気象観測装置	<ul style="list-style-type: none"> ・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)) ・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 ・特重施設を構成する設備 ・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)) ・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) ・無線連絡設備(無線通話装置(固定型)) ・テレビ会議システム(社内) ・加入電話設備(加入電話)
安全管理課	放射線管理係	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット周辺線量率計 ・アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計 ・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 ・可搬型よう素サンブラ ・可搬型ダストサンブラ ・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 ・β線サーベイメータ ・電離箱サーベイメータ ・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 ・Geγ線多重波高分析装置 ・ZnSシンチレーション計数装置 ・GM計数装置 ・ガス分析装置

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 (2/6)

担当課	巡視点検設備名
保 修 課 原 子 炉 係	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型ディーゼル注入ポンプ ・可搬型電動低圧注入ポンプ ・接続用中継ユニット ・ディーゼル発電機火山灰対策フィルタコンテナ ・可搬型ディーゼル注入ポンプ火山灰対策フィルタコンテナ ・タンクローリ(14kℓ)(可搬型照明含む。) ・タンクローリ(4kℓ)(可搬型照明含む。) ・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20m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 ・可搬型ガスサンプリング圧縮装置用6m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6mフレキシブルホース ・可搬型ガスサンプリング装置用ドレン15mフレキシブルホース ・Aガスサンプリング冷却水屋外放出ライン排水用4mフレキシブルホース ・窒素ボンベ(主蒸気逃がし弁用) ・主蒸気逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用2mフレキシブルホース ・静的触媒式水素再結合装置 ・窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク加圧用) ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン窒素供給用3mフレキシブルホース ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン窒素供給用4mフレキシブルホース ・窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用) ・加圧器逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用3m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制御用空気ライン窒素供給用10mフレキシブルホース ・窒素ボンベ(事故後サンプリング設備弁用) ・事故後サンプリング設備弁用制御用空気ライン窒素供給用3mフレキシブルホース ・事故後サンプリング設備弁用制御用空気ライン窒素供給用2.5mフレキシブルホース ・ディスタンスピース(復水タンクー燃料取替用水タンクタイライン)(通水用) ・B充てん/高圧注入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充てん/高圧注入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) ・A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) ・A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) ・2次系純水タンク又は海水ポンプより常設電動注入ポンプへの接続用ディスタンスピース(閉止用) ・ディスタンスピース(海水から補助給水ポンプへの接続ライン)(通水用) ・ディスタンスピース(移動式大容量ポンプ車による海水通水ライン)(通水用) ・原子炉補機海水冷却ライン排水用5mフレキシブルホース(オス型、メス型) ・原子炉補機海水冷却ライン排水用4mフレキシブルホース(オス型、メス型) ・燃料油貯蔵タンク ・特重施設を構成する設備

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 (3/6)

担当課		巡視点検設備名	
保 修 課	原 子 炉 係	20フィートコンテナ	<ul style="list-style-type: none"> ・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12m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17m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22m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25m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6m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 ・Aガスサンプリング冷却水屋外放出ライン排水用20mフレキシブルホース ・使用済燃料ピットスプレイヘッダ ・小型放水砲 ・接続用中継ユニット出口ライン炉心注入及び格納容器スプレイ用10mホース ・接続用中継ユニット出入口ライン使用済燃料ピットスプレイ用10mホース
		ホース収納容器	<ul style="list-style-type: none"> ・接続用中継ユニット出口ライン炉心注入及び格納容器スプレイ用10mホース ・SG給水用5mホース ・可搬型ポンプ出口ライン送水用3mホース ・接続用中継ユニット出入口ライン使用済燃料ピットスプレイ用10mホース ・可搬型ポンプ入口ライン給水用4mホース
		資機材保管容器	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型ポンプ入口ライン給水用4mホース ・SG給水用5mホース
		タンクローリ用ホース収納箱	<ul style="list-style-type: none"> ・タンクローリ給油ライン接続用4mホース

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 (4/6)

担当課	巡視点検設備名		
保 修 課	汽 機 係	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 ・取水用水中ポンプ用発電機 ・取水用水中ポンプ用発電機兼使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 ・ホイールローダ(大) ・ホイールローダ(小) ・放水砲 ・携帯型通話設備(有線通話装置) ・移動式大容量ポンプ車接続用蓋 	
		ホースコンテナ	<ul style="list-style-type: none"> ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用ホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン放水砲用ホース ・給水ライン送水用40mホース ・移動式大容量ポンプ車入口ライン送水用ホース ・移動式大容量ポンプ車入口ライン放水砲用ホース
		移動式大容量ポンプ車	<ul style="list-style-type: none"> ・移動式大容量ポンプ車入口ライン送水用ホース ・移動式大容量ポンプ車入口ライン放水砲用ホース
		20フィートコンテナ	<ul style="list-style-type: none"> ・取水用水中ポンプ ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ ・復水タンク補給用水中ポンプ ・中間受槽 ・移動式大容量ポンプ車入口ライン送水用ホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用ホース ・給水ライン送水用40mホース ・移動式大容量ポンプ車接続用フランジ ・移動式大容量ポンプ車接続用蓋
	電 気 係	<ul style="list-style-type: none"> ・無線通話装置(携帯型) ・携帯型通話設備(携帯型有線通話装置) ・可搬型直流変換器 ・号炉間電力融通ケーブル ・電気式水素燃焼装置 ・中容量発電機車 ・可搬型電動ポンプ用発電機 ・直流電源用発電機 ・高圧発電機車 ・変圧器車 	
		20フィートコンテナ	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型分電盤(主幹用) ・可搬型分電盤(電動弁操作用) ・可搬型分電盤(補機操作用) ・号炉間電力融通ケーブル ・予備ケーブル(号炉間電力融通用)

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 (5/6)

担当課		巡視点検設備名	
<p>保 修 課</p>	<p>制 御 係</p>	<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(ディーゼル発電機含む。) ・モニタリングポスト(ディーゼル発電機含む。) ・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) ・データコレクタ(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用) ・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 ・格納容器水素濃度 ・可搬型計測器 	
<p>土 木 建 築 課</p>	<p>土 木 係</p>	<p>非常用取水設備</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・貯留堰(1、2号機共用) ・取水口(貯留堰を除く。)(1、2号機共用) ・取水路(重大事故等時のみ1、2号機共用) ・取水ピット(重大事故等時のみ1、2号機共用)
		<p>海水管ダクト</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・海水管トレンチ ・海水管ダクト堅坑蓋
		<p>燃料油貯油そう基礎</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料油貯油そう基礎
		<p>燃料油貯蔵タンク基礎</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料油貯蔵タンク基礎
		<p>海水ポンプエリア</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプエリア防護壁(1、2号機共用) ・海水ポンプエリア水密扉(1、2号機共用) ・防護堤(1、2号機共用)
		<p>屋外タンクエリア</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外タンクエリア防護壁 ・屋外タンクエリア防護扉
		<p>特重施設を構成する構築物</p>	

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 (6/6)

担当課		巡視点検設備名	
土木建築課	建築係	原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋本体(障壁^{※1}含む。) ・防火扉^{※2}
		原子炉補助建屋 (主蒸気管室建屋含む。)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補助建屋本体(水密区画壁、障壁^{※1}含む。) ・主蒸気管室建屋本体 ・水密扉 ・堰 ・管理区域外伝ば防止堰 ・防火扉^{※2}
		制御建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・制御建屋本体(障壁^{※1}含む。) ・水密扉(1、2号機共用) ・防火扉^{※2}
		中間建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・中間建屋本体 ・水密扉 ・防火扉^{※2}
		燃料取扱建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取扱建屋本体(障壁^{※1}、鉄骨梁、屋根等含む。) ・堰 ・管理区域外伝ば防止堰 ・防火扉^{※2}
		ディーゼル建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル建屋本体 ・水密扉(竜巻防護)
		タービン建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン建屋本体
		廃棄物処理建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物処理建屋本体(障壁^{※1}含む。)(1、2号機共用) ・管理区域外伝ば防止堰(1、2号機共用)
		ハロンボンベ(緊急時対策棟(休憩所)用)保管エリア	<ul style="list-style-type: none"> ・ハロンボンベ(緊急時対策棟(休憩所)用)保管エリア本体(1、2号機共用)
		タンクローリー車庫	<ul style="list-style-type: none"> ・タンクローリー車庫本体(入口扉(鋼製フード)含む。)(1、2号機共用)
		1-固体廃棄物貯蔵庫	<ul style="list-style-type: none"> ・1-固体廃棄物貯蔵庫本体(1、2号機共用)
		2-固体廃棄物貯蔵庫	<ul style="list-style-type: none"> ・2-固体廃棄物貯蔵庫本体(1、2号機共用)
		モニタリングポスト	<ul style="list-style-type: none"> ・モニタリングポスト建屋本体(1、2号機共用)
		モニタリングステーション	<ul style="list-style-type: none"> ・モニタリングステーション建屋本体(1、2号機共用)
		特重施設を構成する建物	<ul style="list-style-type: none"> ・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
		緊急時対策棟	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策棟本体(1、2号機共用)
		緊急時対策棟屋外地下エリア(燃料設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策棟屋外地下エリア(燃料設備)本体(トレンチ含む。)(1、2号機共用)
		緊急時対策棟屋外地下エリア(加圧設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策棟屋外地下エリア(加圧設備)本体(トレンチ含む。)(1、2号機共用)
		緊急時対策所用発電機車車庫	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所用発電機車車庫本体(1、2号機共用)
	発電課	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・携帯型通話装置 ・可搬型照明(SA) 	

※1:障壁とは、浸水防護施設の管理区域外への漏えいを防止する障壁をいう。

※2: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
・充てん／高圧注入ポンプ起動試験	1回/月	第27、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
・制御棒動作試験	1回/3か月	第22条
・安全注入系統弁開閉試験	1回/月	第51、52条
・格納容器スプレイ系統弁開閉試験	1回/月	第57条
・アニュラス空気浄化ファン起動試験	1回/月	第58、83条
・安全補機室排気ファン起動試験	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
・ディーゼル発電機負荷試験	1回/月	第72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
・ディーゼル発電機起動試験(モード1、2、3及び4以外)	1回/月	第73条
・ほう酸ポンプ起動試験	1回/月	第27条
・常設電動注入ポンプ起動試験	1回/月	第83条
・Aガスサンプリング圧縮装置起動試験(2号)	1回/月	第83条
・特重施設に係る定期試験	定期的に	第83条の2
・主給水隔離弁動作試験	定期事業者検査時	第62条
・安全補機室空気浄化系機能試験	定期事業者検査時	第70条
・急速ほう酸補給弁開閉試験	定期事業者検査時	第27条
・余熱除去ポンプ入口弁動作試験	定期事業者検査時	第51条

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 ・燃料取替用水タンクほう酸水量、ほう素濃度 ・蓄圧タンクほう酸水量、ほう素濃度、圧力 ・ほう酸注入タンクほう酸水量、ほう素濃度、ほう酸水温度 ・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 ・復水タンク水量

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 ・設備・機能についての講義
	再訓練上級コース	当直課長 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の判断及び指揮命令能力の向上を図る。 ・プラント起動・停止操作 ・事故・故障対応 ・設備・機能についての講義
	再訓練監督者コース	当直課長 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、異常時の処置訓練に重点をおいて訓練を行う。 ・プラント起動・停止操作 ・事故・故障対応 ・設備・機能についての講義
	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 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-1)	新入社員 転入社員	運転員として必要なプラント全般の基礎知識を習得する。 ・運転操作の基本(補機の起動・停止操作) ・プラント起動・停止操作の基本 ・事故・故障時のプラント挙動
	運転訓練 (導入コース-2)	1次系巡視員 2次系巡視員	運転員として理解が必要なプラント中央操作概要、操作内容の把握、基礎知識の習熟を図る。 ・タービン起動・停止操作(発電機並列・解列、給水切替) ・定期試験操作 ・基礎知識の習熟、設備の構造・動作原理の把握 ・実習による保修訓練
	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・電気運転員はプラントの起動・停止、異常時の運転技術をシミュレータを使用した訓練により習得を図る。 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は正直員になるために必要な知識及び運転技術について基礎から応用に至るまで習得を図る。 ・通常運転操作(プラント起動・停止) ・異常時運転操作
	運転訓練 (テクニカルコース)	当直課長 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、副長、当直主任は監督者としての役割、判断力、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・電気運転員は運転技術の維持向上を図る。 ・通常運転操作(プラント起動・停止) ・異常時運転操作
	運転訓練 (ファミリーコース)	発電課員 (運転員、運転対応要員、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。 ・運転操作の際の連携訓練 ・通常運転操作(プラント起動・停止) ・異常時運転操作

第2.2.1.2-9表 発電課員の主な教育・訓練内容(3/4)

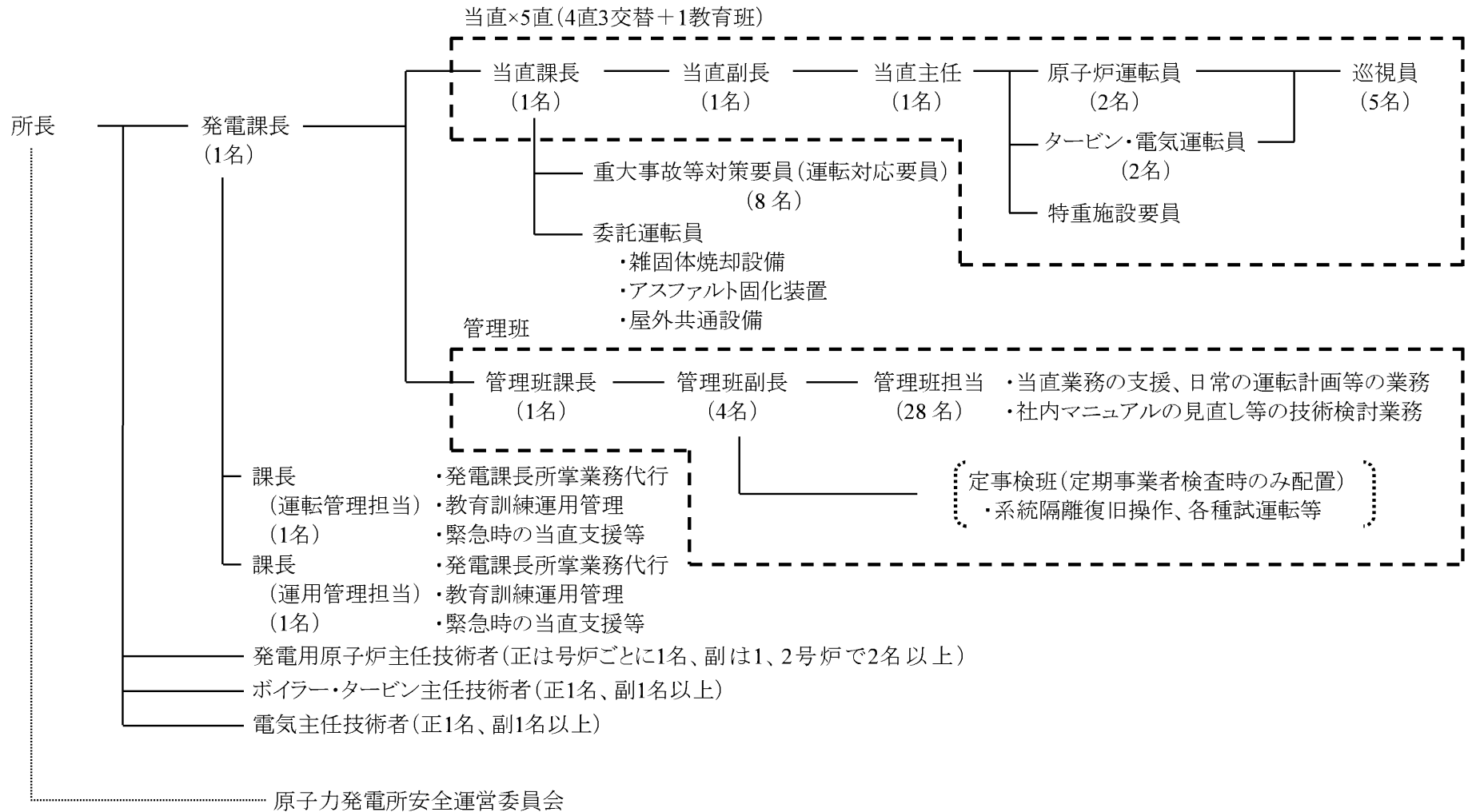
研修区分	教育・訓練名	対象者	教育・訓練内容	
技術研修	緊急処置訓練※	運転員、運転対応要員、特重施設要員	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時の運転操作 ・指揮命令及び運転員相互間の連絡確認を主眼とした机上検討及び現場確認(必要に応じてシミュレータ操作訓練) 	
	保安規定研修	運転員、運転対応要員、運転員以外	・保安規定における運転管理、施設管理、放射性廃棄物管理及び燃料管理に関する事項	
		特重施設要員	・保安規定における運転管理及び施設管理に関する事項	
	運転員互換教育	原子炉運転員教育	原子炉運転員教育訓練員	<ul style="list-style-type: 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
	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	・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に関すること。 ・特重施設の各種ポンプ、設備の取扱要領 	

※:運転員、運転対応要員及び特重施設要員に対する力量の維持向上のための教育訓練を含む。

第2.2.1.2-9表 発電課員の主な教育・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	事故防止管理教育	運転員 運転対応要員 特重施設要員	<ul style="list-style-type: none"> ・国内外プラントやJANSI情報による運転管理に関する知見及び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 運転対応要員 特重施設要員	<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
術 研	直(班)内教育	運転員 運転対応要員 管理班員 特重施設要員	<ul style="list-style-type: none"> ・品質保証活動 ・規定類の制定改廃 ・定期事業者検査時のプラント管理に関する教育 ・当社で経験したトラブル事例 等
修	管理監督者教育	当直課長 副長 当直主任	<ul style="list-style-type: none"> ・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	定期事業者検査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

(2023年8月15日 現在)



2.2.1-114

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	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

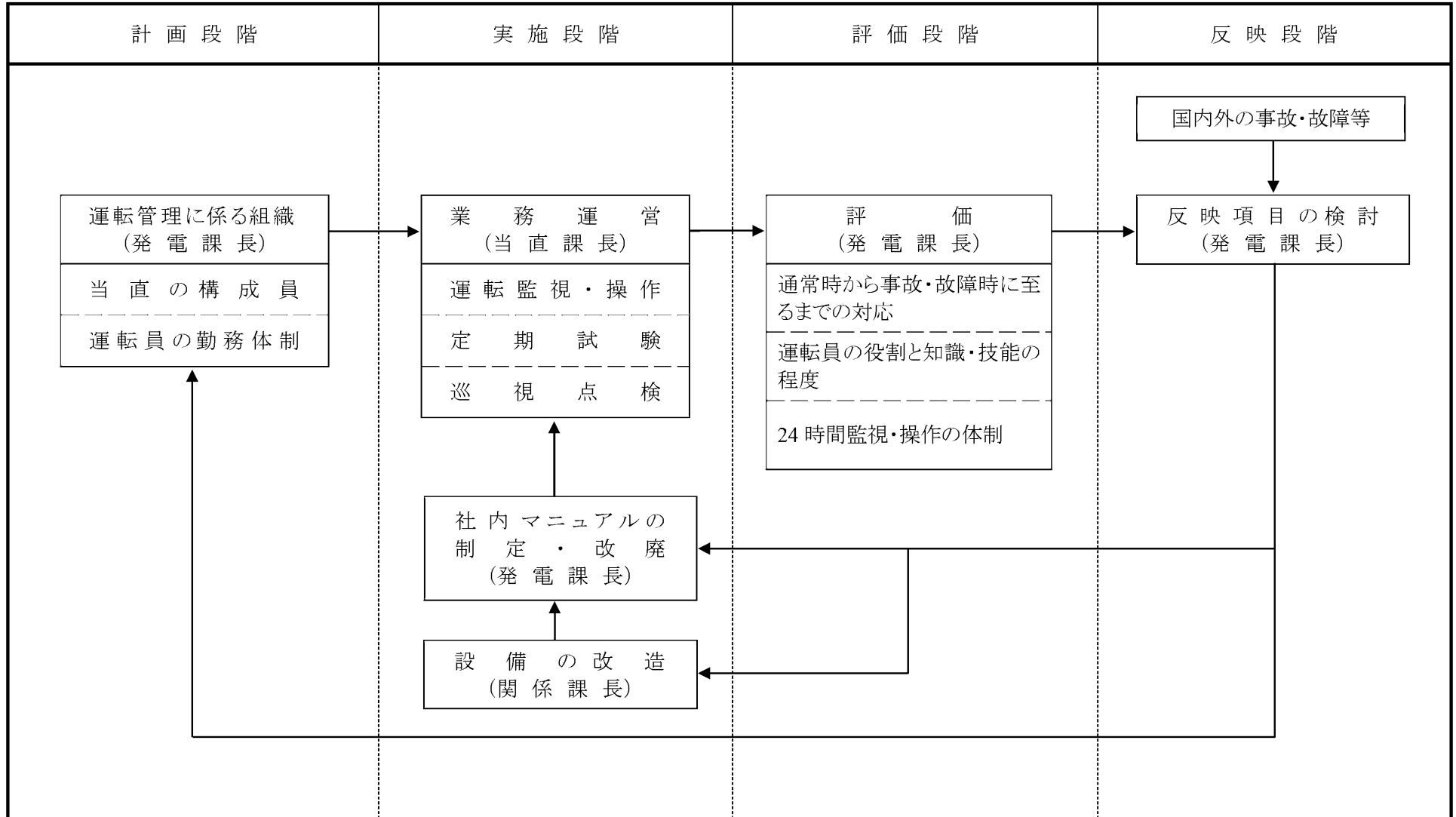
1/2直: 8:00~22:20

明:夜勤明け

休:休み

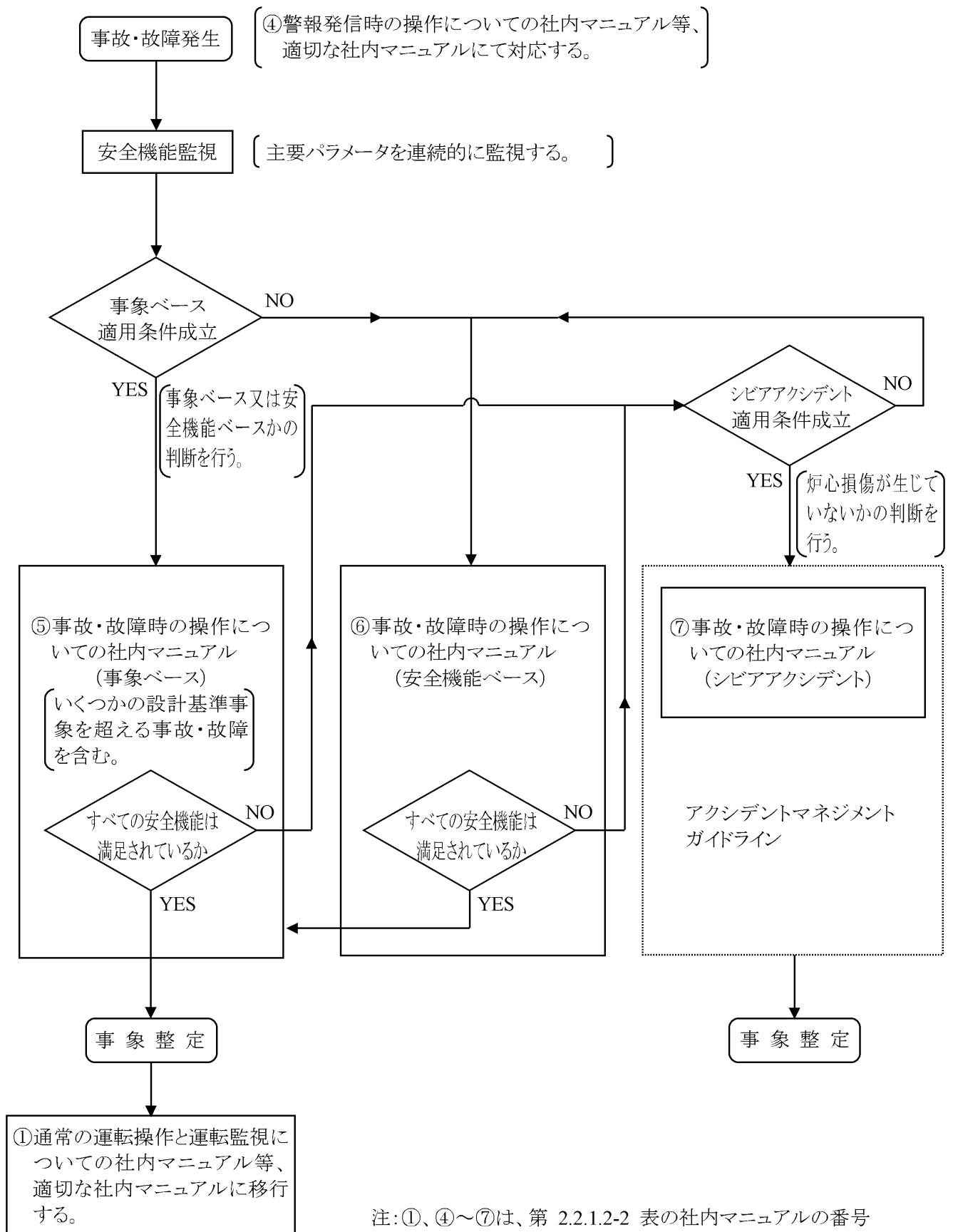
K:教育班

第2.2.1.2-2図 運転員の勤務体制

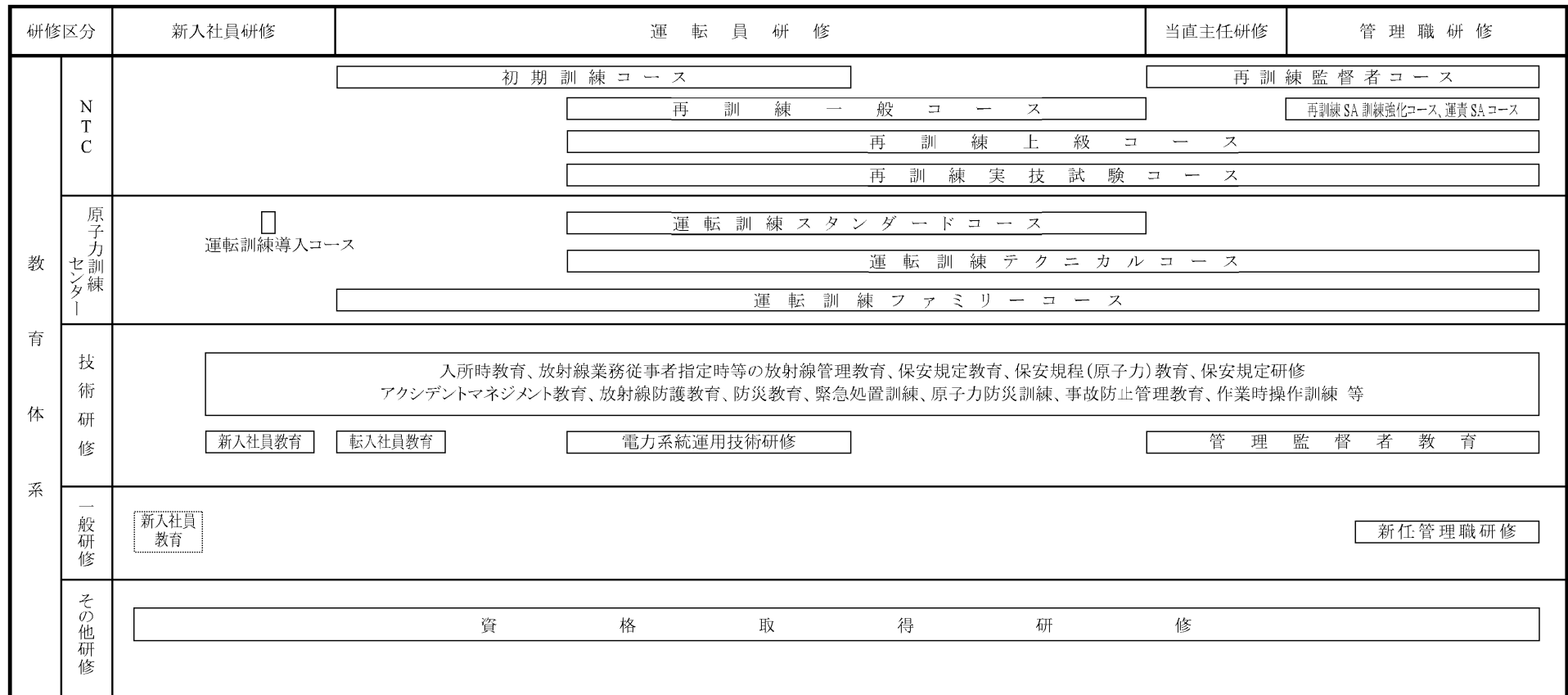
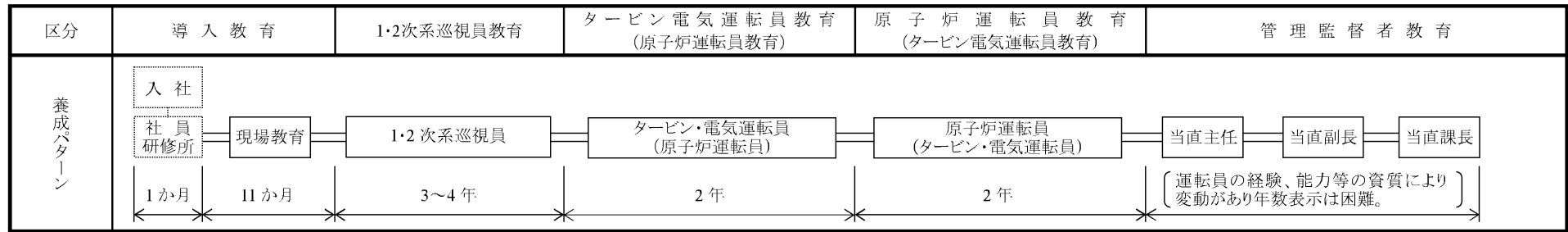


注:()内は、主管を示す。

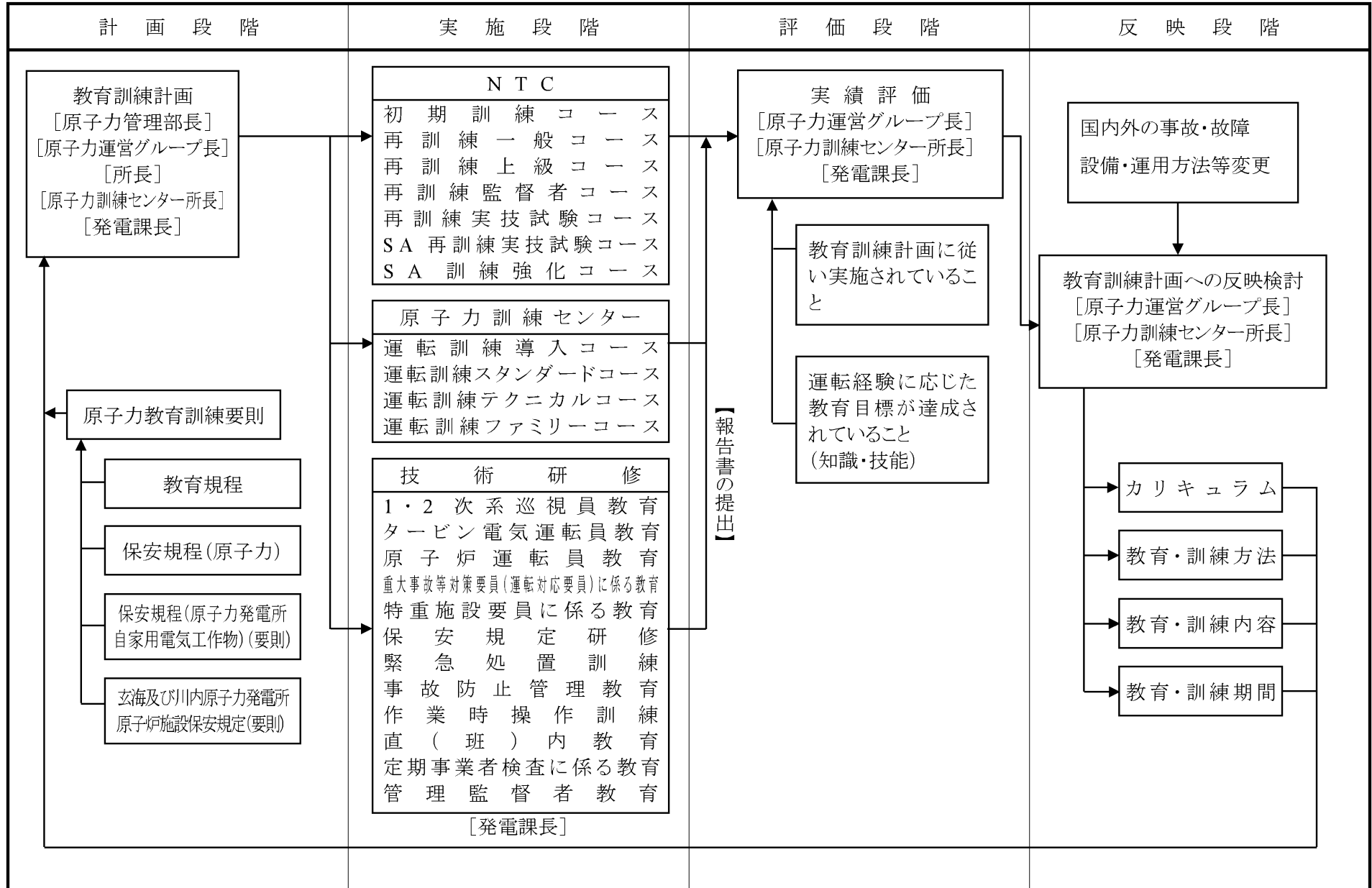
第2.2.1.2-3図 運転体制の改善に係る運用管理フロー



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

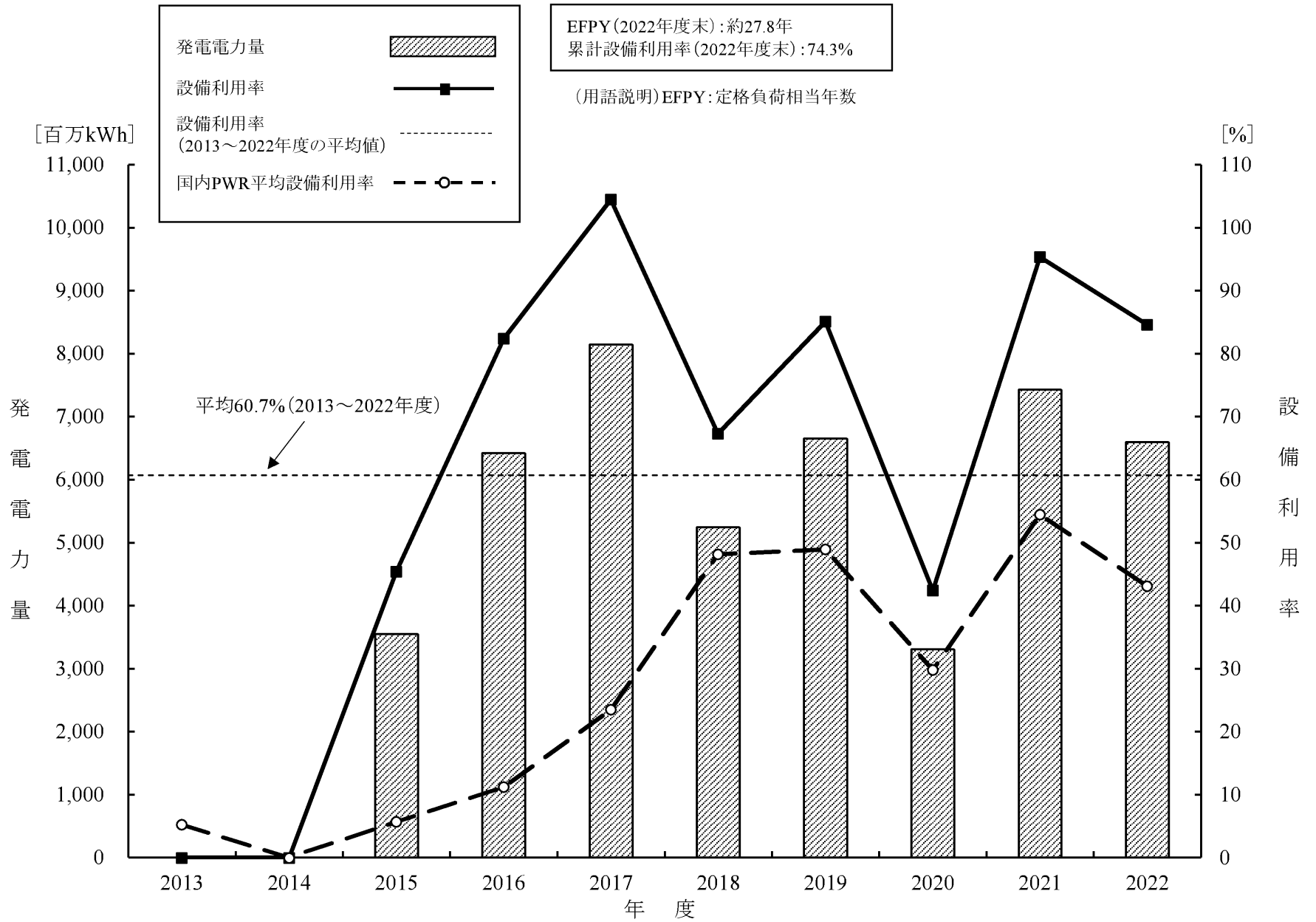


第2.2.1.2-5図 運転員の養成計画及び体系



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(化学管理含む。)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を以下に示す。

- ・ 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2.2.1.3-2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

ては、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 余熱除去冷却器開放点検における作業手順等の見直し

第25回定期事業者検査の2A余熱除去冷却器開放点検作業における伝熱管の損傷事象に対して、標準作業手順書を改訂して、最終胴引抜き前に胴と管群が接触していないことを確認することの明確化等を実施した。また、他の類似作業に対しても、本作業と同等の対策を行った。

この結果、本作業の再発防止と類似作業への水平展開が図られた。

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

保修課員、土木建築課員、技術課員、安全管理課員、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、日常整備保守、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。

(二) 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. デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障 (CCF) 対策工事

デジタル化した原子炉安全保護系では、ソフトウェアに起因する共通要因故障を考慮した設備としているが、更なる対処機能向上の観点から、第26回定期事業者検査時に安全注入系の自動起動に係る機能及び警報を追加した。

この結果、CCF時の更なる対処機能の向上が図られた。

b. 蓄電池 (重大事故等対処用) 取替工事

川内1号機第27回定期事業者検査において実施した蓄電池 (重大事故等対処用) の容量試験の結果を踏まえ、川内1、2号機蓄電池 (重大事故等対処用) の保安規定逸脱のリスク回避及び予防保全の観点から、川内2号機第26回定期事業者検査時に川内2号機蓄電池 (重大事故等対処用) の全数取替えを実施した。

この結果、川内2号機蓄電池 (重大事故等対処用) の信頼性の向上が図られた。

(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2.2.1.3-3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又は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。

(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、ロジック検査及び運転性能検査により運転性能を測定し、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、各弁の作動及びアニュラス空気浄化ファンの運転状態に異常が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、今回の調査期間において当該検査は実施していない。

(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。

(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、モード切替弁が手動又は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、かつ一定している定格熱出力一定運転状態で、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) 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・浄化系を運転し、使用済燃料ピット脱塩塔出口の浄化流量、使用済燃料ピットの水位・温度及び運転性能を測定し、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. 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2.2.1.3-4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0～3件であった。

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2.2.1.3-5図及び第2.2.1.3-6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25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26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25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25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25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25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。

(6) 施設管理活動の結果から抽出した今後の安全性向上のための自主的な
取組み

施設管理に関して、今後の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みとして、タービン動補助給水ポンプ取替工事を抽出した。

抽出した自主的な取組みの実施に係る計画の概要については、「2.3 安全性向上計画」にて記載する。

第2.2.1.3-1表 定期事業者検査の実施結果の概要

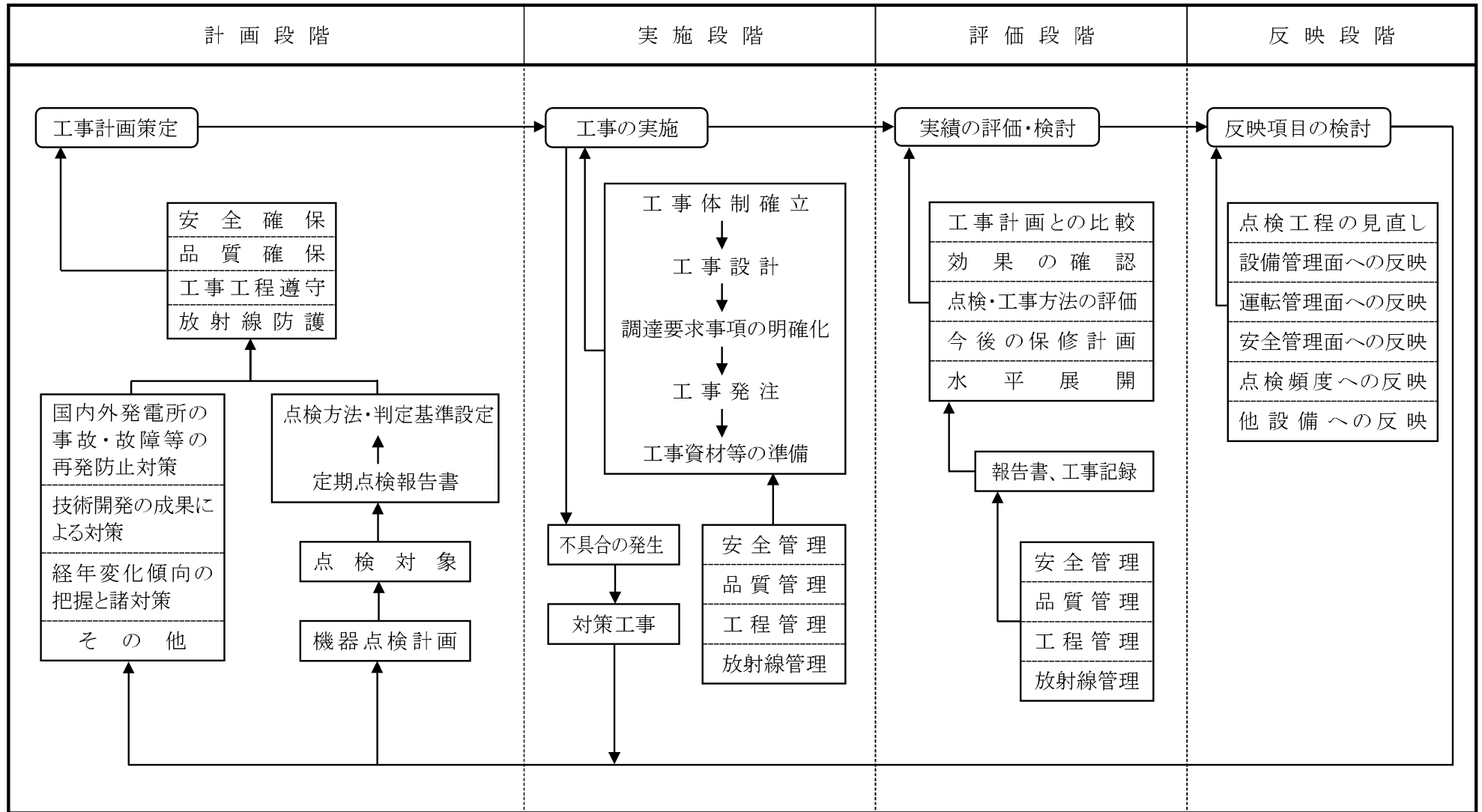
1 定期事業者検査回数		第25回	第26回
2 定期事業者検査期間	発電機解列	2022年2月21日	2023年5月13日
	発電機並列	2022年6月13日	2023年7月18日
	定格熱出力到達	2022年6月17日	2023年7月22日
	総合負荷性能検査	2022年7月11日	2023年8月15日
	定期事業者検査日数	141日間	95日間
3 定期事業者検査の実施状況	2022年2月21日(解列)から2022年7月11日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで141日間)で実施した。	2023年5月13日(解列)から2023年8月15日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで95日間)で実施した。	
4 定期事業者検査期間中の主要工事	(1)高エネルギーアーク損傷に伴う火災発生防止対策工事	特になし	
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

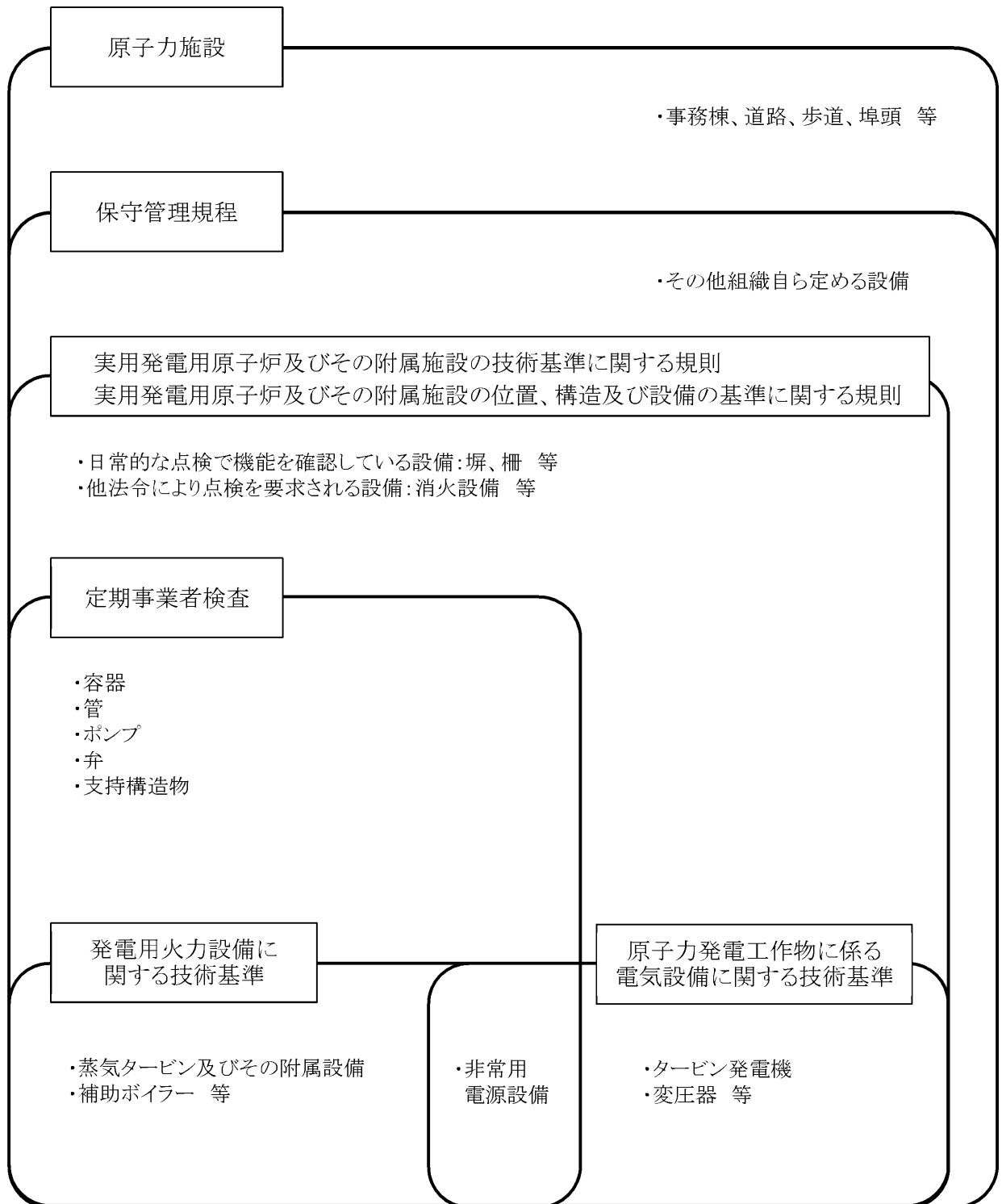
第2.2.1.3-3表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(施設管理に係るもの)

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>7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項</p>	<p>(2021年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内2号機第25回定期事業者検査2A余熱除去冷却器開放点検作業における伝熱管のへこみ・擦り傷について (概要) 川内2号機第25回定期事業者検査の2A余熱除去冷却器開放点検に伴い、ワイヤーロープ及びチェーンブロックを使用し、伝熱管管群と胴が接触しないよう、伝熱管管群及び胴を吊上げた状態で、チルホールにより横方向に胴の引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2本にへこみ・擦り傷が生じた。 (原因) 胴と管群の切離し時に、管群の荷重を胴に預けたまま胴を引抜いたため。 (1)作業上の要因 ・胴と管群切離し時において、管群の荷重を胴に預けたままになっていないことの確認として、胴と管群の隙間を確認するが、胴と管群が完全に接触していないことが分かる深さまでの隙間確認方法が手順に記載されていないため、「胴と管群が接触していないこと」の確認が不十分であった。 (2)人的要因 ・冷却器開放点検では、「胴と管群の切離し作業」が、機器損傷防止の観点で最も重要な作業であることの理解が不十分であった。 ・胴と管群の隙間確認(胴と管群が接触していないことの確認)の目的の理解が不十分であった。 ・冷却器の構造と詳細寸法の把握が不十分であった。 ・過去の同様な事象発生の原因についての理解が不十分であった。 (是正状況) (1)余熱除去冷却器開放点検の標準作業手順書を以下のとおり改訂した。 a.最終胴引抜き前に、以下の方法にて「胴と管群が接触していないこと」を確認することを明確化 ・胴と管群の隙間確認において、「胴と管群が完全に接触していないこと」が分かる深さまで十分に挿入できる治具を用いて確認することを具体的に記載し、また、隙間確認は、担当者のみならず工事責任者も含めて確認することを追記 ・上記に加え更なる確認として、荷重が胴に乗っていないことを確認するため、胴を人の手で軽く揺らして、左右スムーズに揺れることの確認(人の手による確認)を追記 b.作業要領書の各作業ステップに、必要な冷却器の構造図を添付 c.本点検では、「胴と管群の切離し作業」が最も重要な作業手順であることを追記 (2)余熱除去冷却器開放点検の作業前打合せの際に、本事象のように機器損傷防止の観点で重要な作業手順も含め、他の重要な作業手順についても、九州電力(株)、西日本プラント工業(株)で確認するよう周知した。</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、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発、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

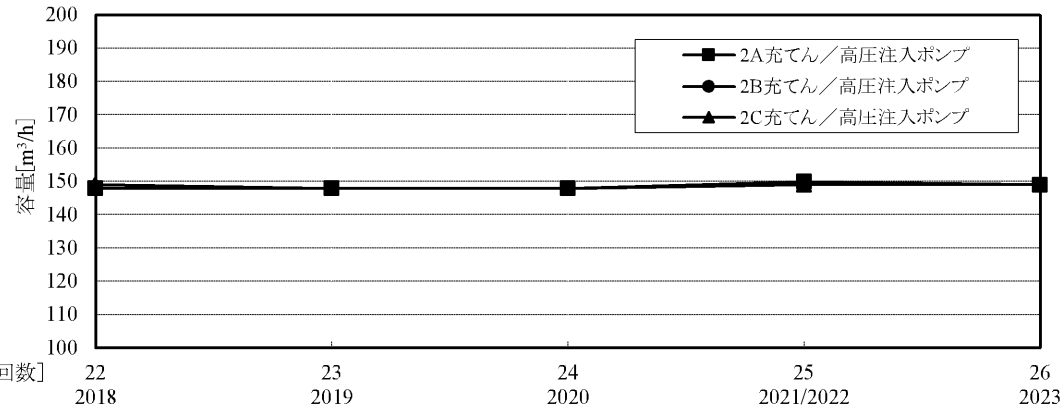
第2.2.1.3-1図 施設管理の運用管理フロー



第2.2.1.3-2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)

【 充てん／高圧注入ポンプ 容量 】



判定基準

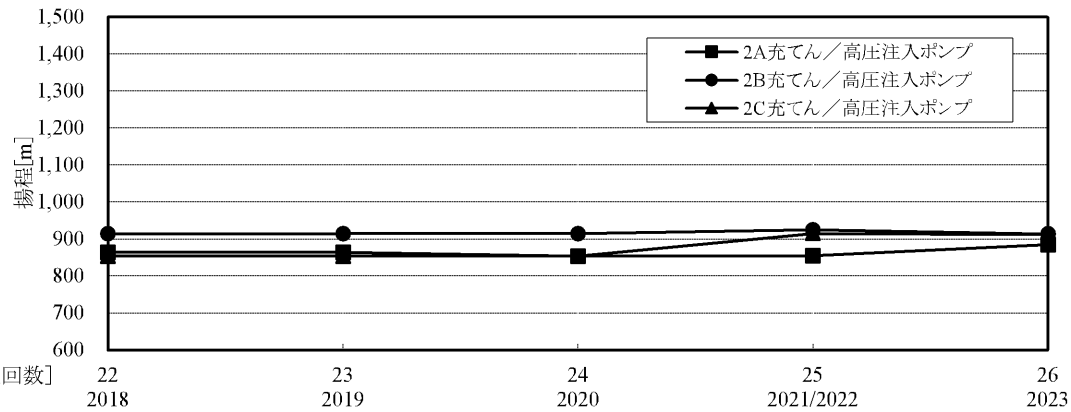
容量 $\geq 147\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 732\text{m}$

<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。

【 充てん／高圧注入ポンプ 揚程 】

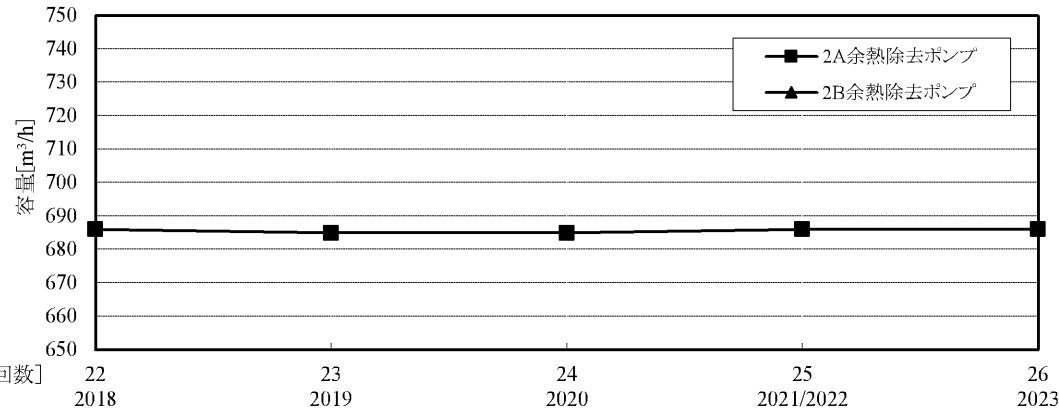


2.2.1-149

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(1/12)

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 】



判定基準

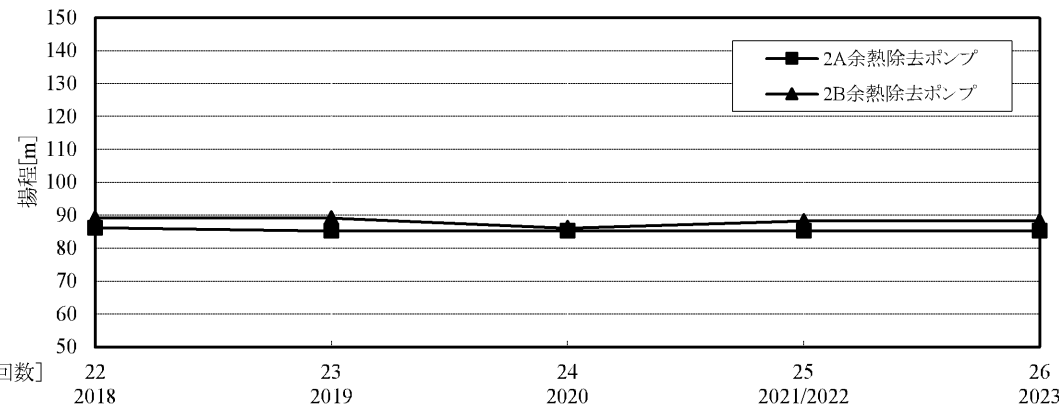
容量 $\geq 681\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 82.4\text{m}$

<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。

【 余熱除去ポンプ 揚程 】

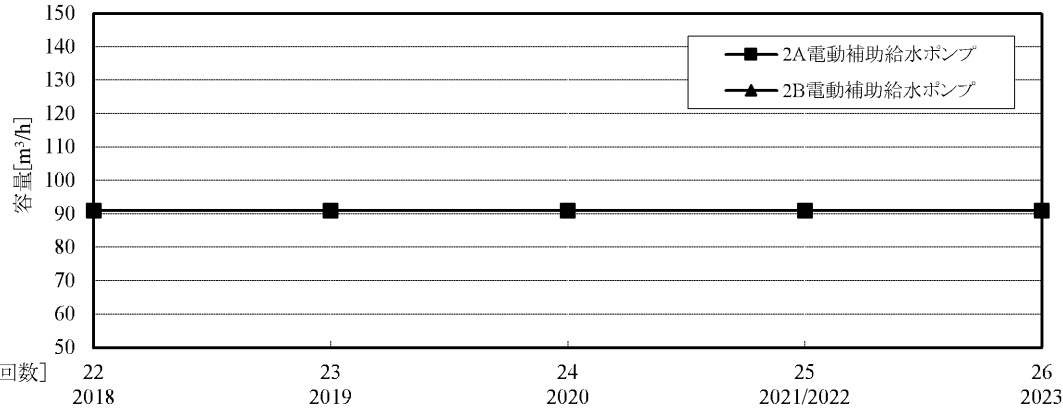


2.2.1-150

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(2/12)

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

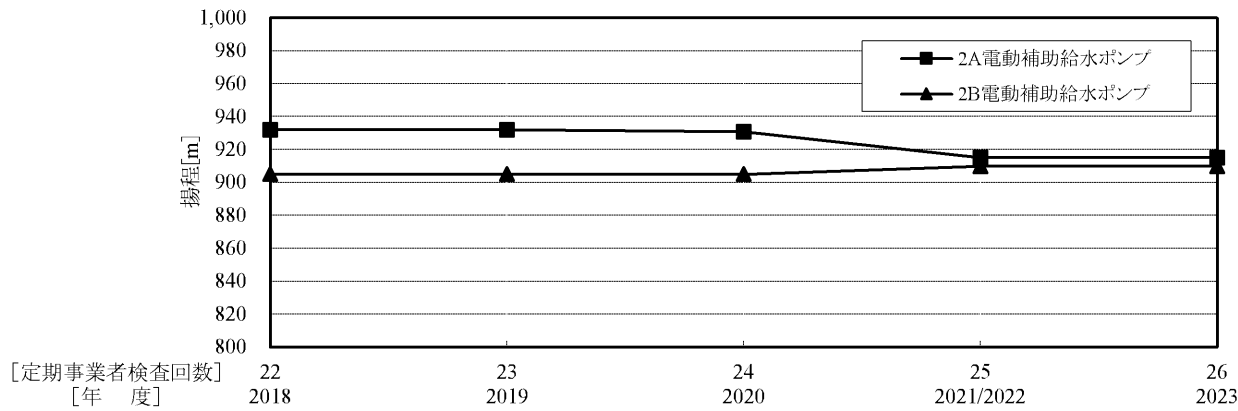
容量 $\geq 90\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 900\text{m}$

<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 】

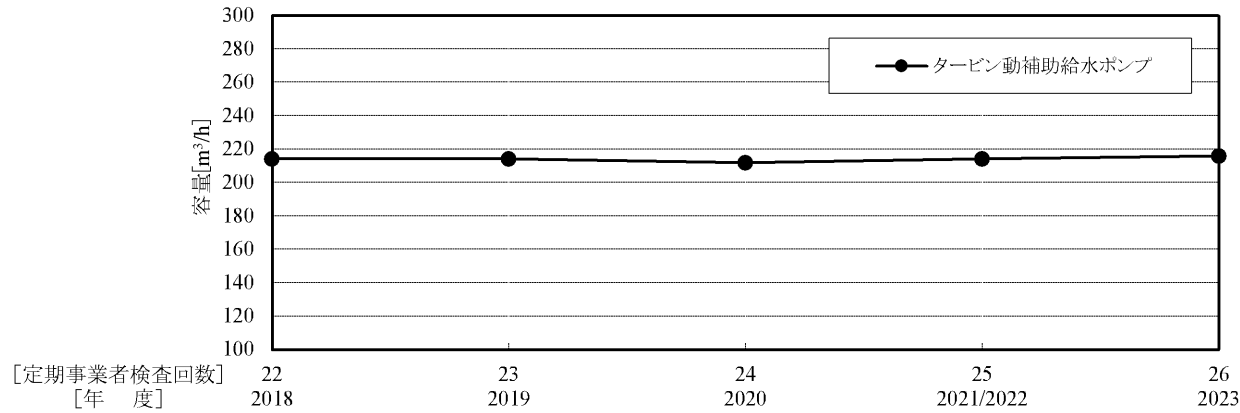


2.2.1-151

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(3/12)

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 】



判定基準

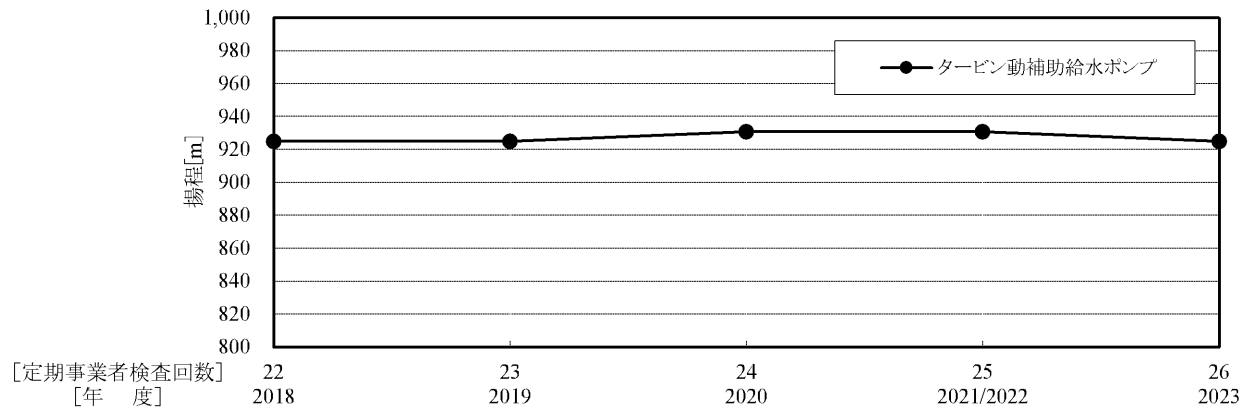
容量 $\geq 210\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 900\text{m}$

<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。

【 タービン動補助給水ポンプ 揚程 】



2.2.1-152

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(4/12)

検査名:主蒸気隔離弁機能検査(1/1)

判定基準

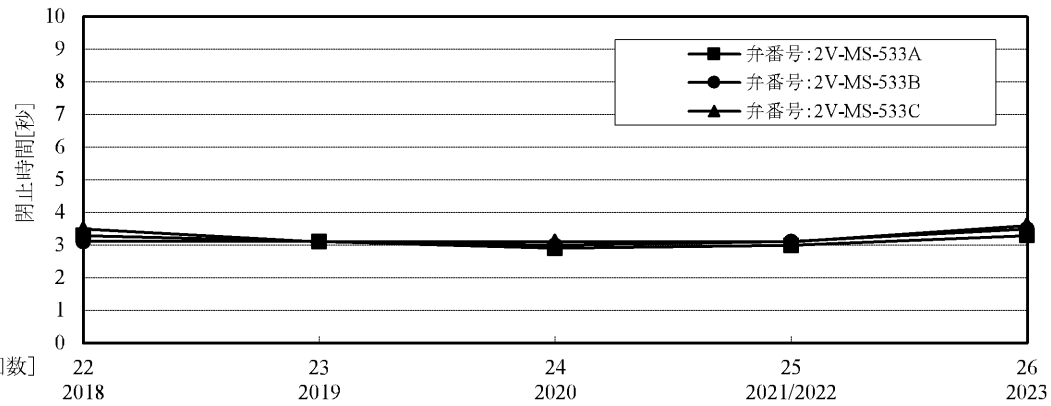
閉止時間

≤5.0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。

【 主蒸気隔離弁 閉止時間 】



2.2.1-153

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(5/12)

検査名:制御棒駆動系機能検査(1/1)

判定基準

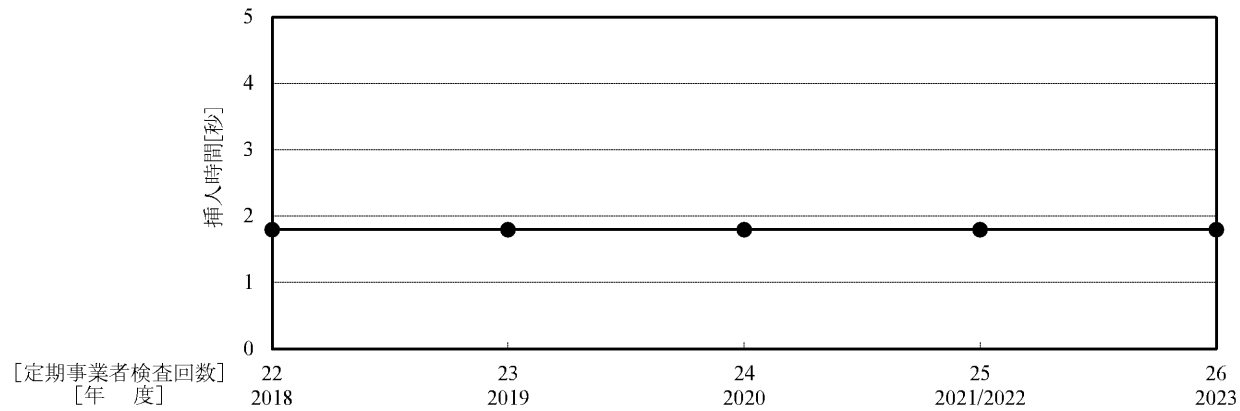
挿入時間

≤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 】



2.2.1-154

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(6/12)

検査名:アニュラス循環排気系機能検査(1/1)

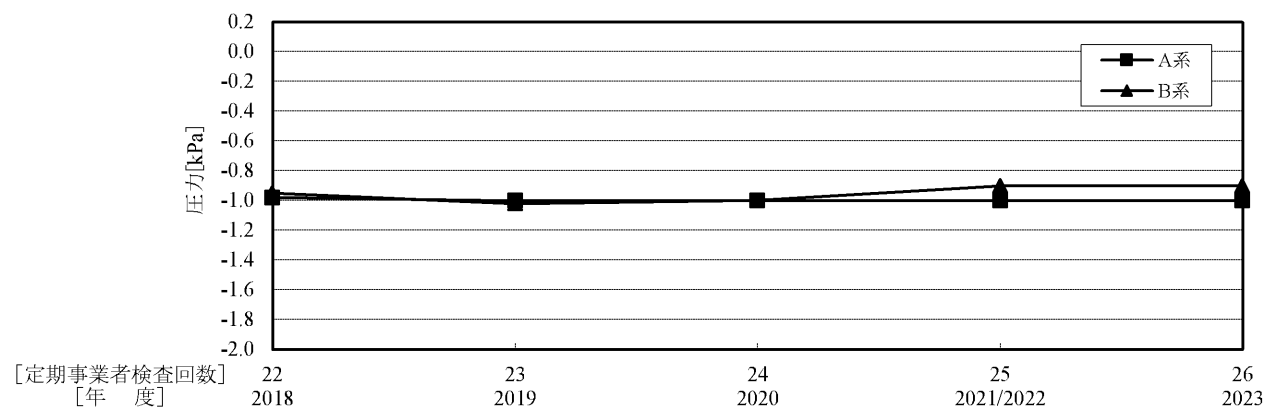
判定基準

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 】



2.2.1-155

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(7/12)

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)

≤0.04%/day (第23回)

≤0.08%/day (第24回)

(局部)

≤0.04%/day

<評価>

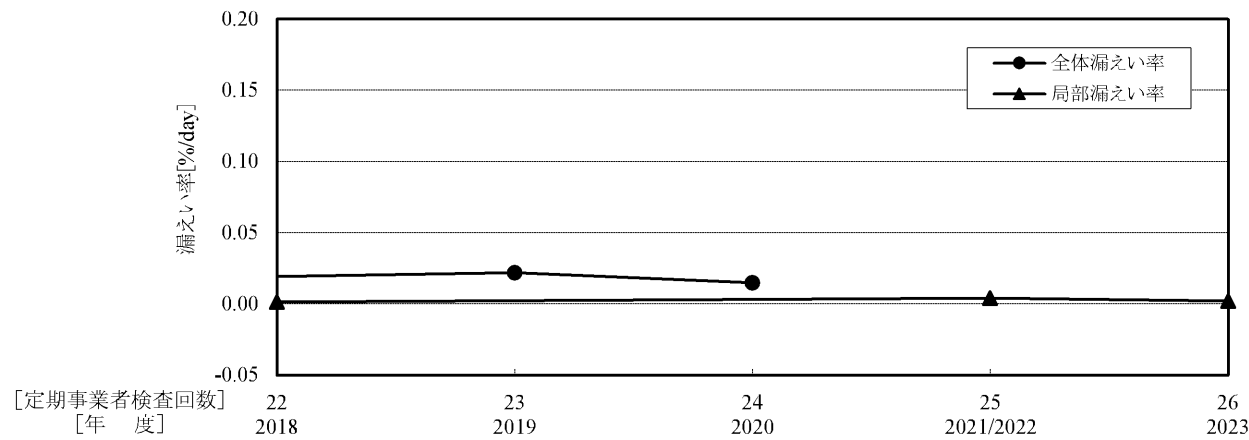
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注:原子炉格納容器漏えい検査のうち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。

第24回は特定重大事故等対処施設設置工事において、原子炉格納容器の一部貫通部に改造を行ったため、全体漏えい率検査を実施。

左図において、第23回以前の全体漏えい率のグラフは第20回の結果0.014%/dayを考慮して作図している。

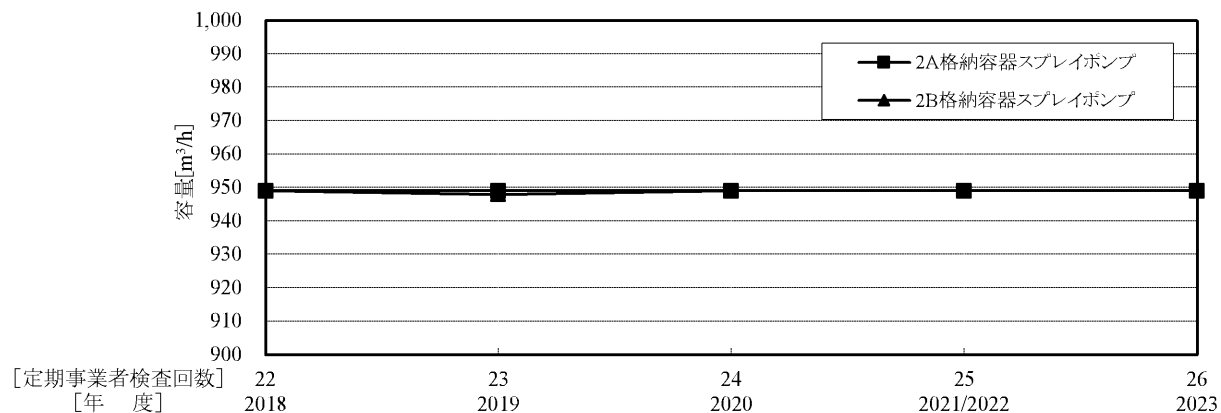
【 原子炉格納容器 漏えい率 】



第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(8/12)

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

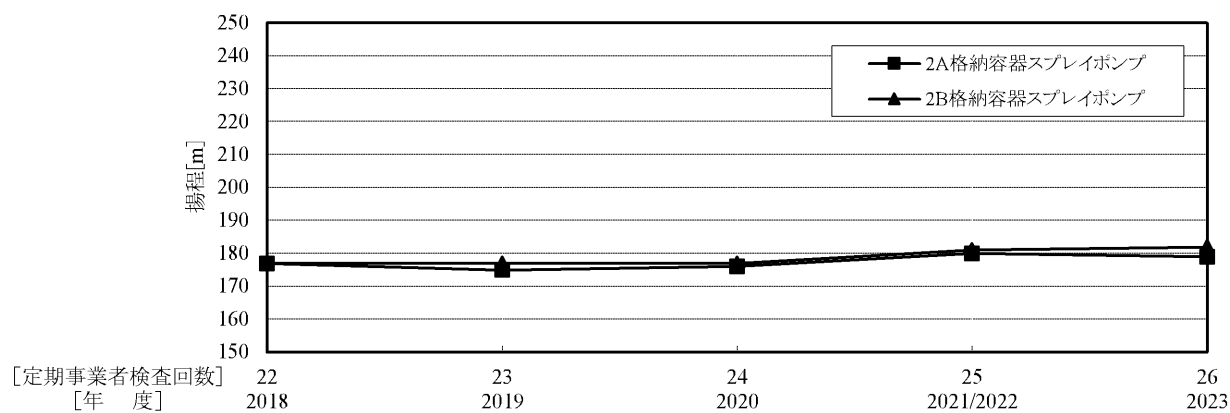
容量 $\geq 940\text{m}^3/\text{h}$

揚程 $\geq 170\text{m}$

<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 】



2.2.1-157

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(9/12)

検査名:非常用予備発電装置機能検査(1/1)

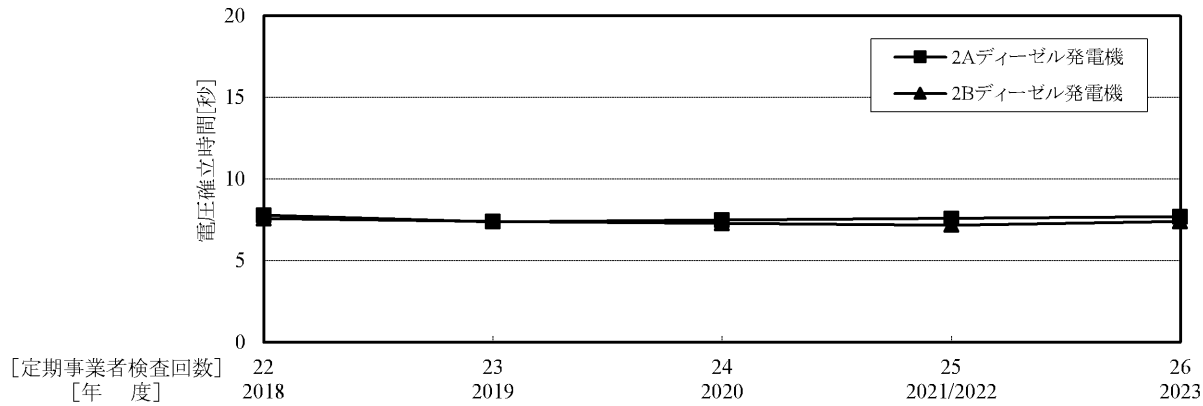
判定基準

電圧確立時間
≤10.0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。

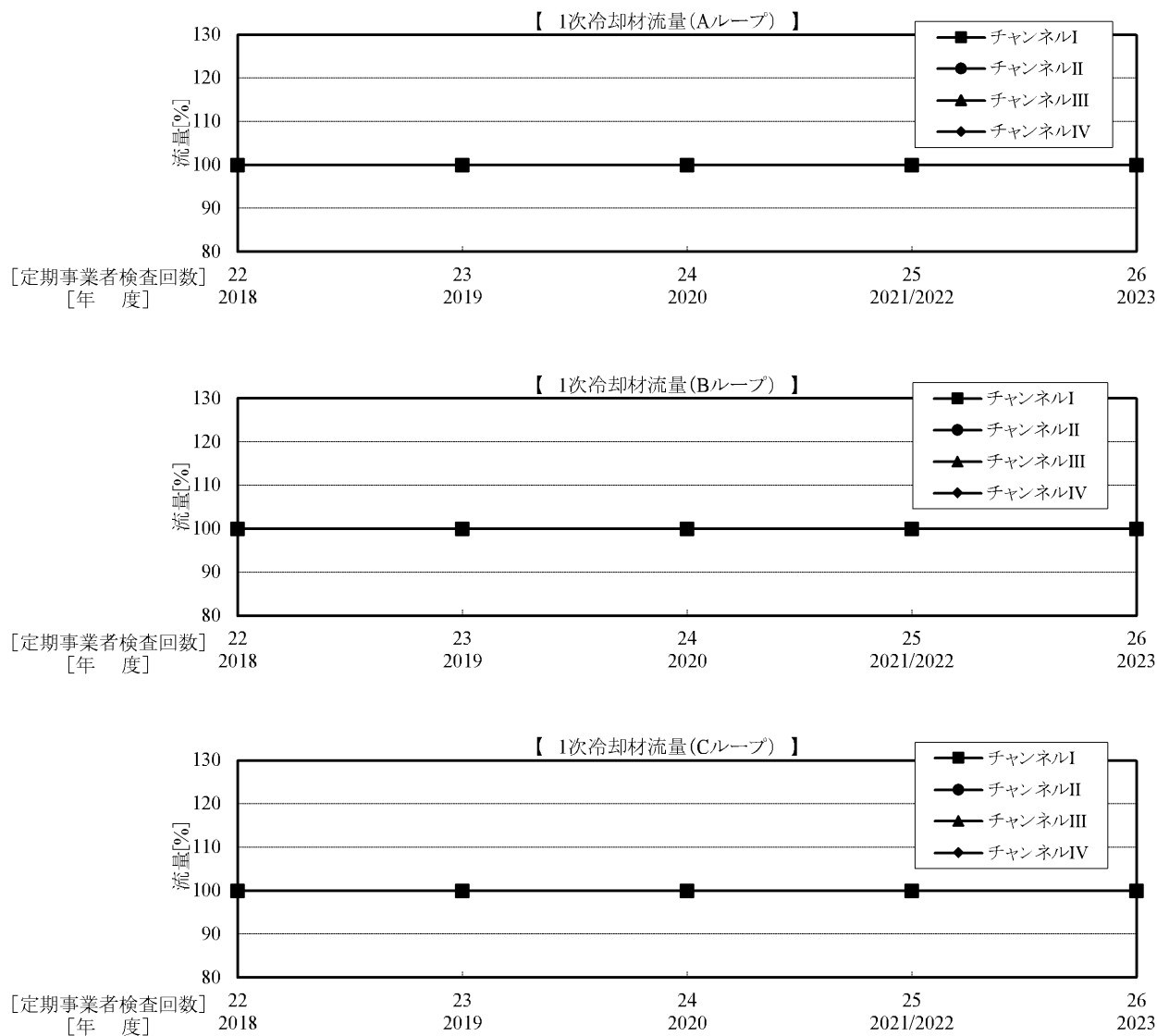
【 ディーゼル発電機 電圧確立時間 】



2.2.1-158

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(10/12)

検査名:総合負荷性能検査(1/1)



判定基準

1次冷却材流量
 >90.4%(第22回、第23回)
 >90%(第24回～第26回)

<評価>

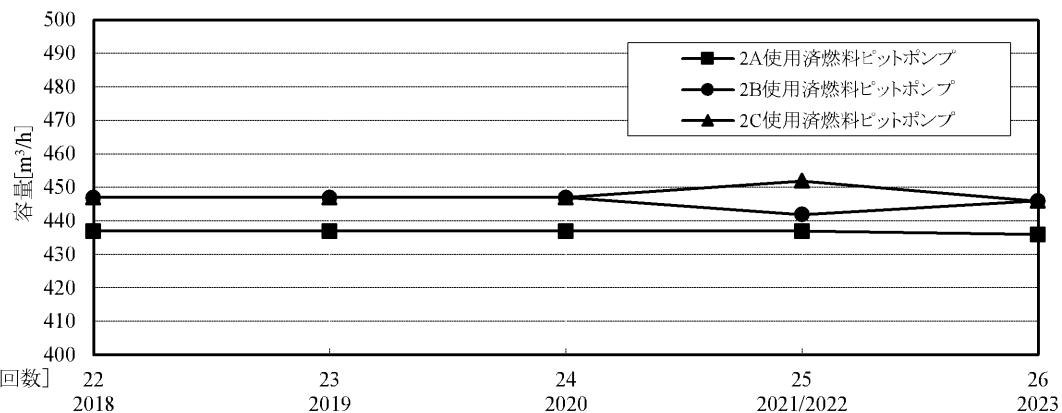
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注:第24回から原子炉保護盤取替えに伴い
 4チャンネル化

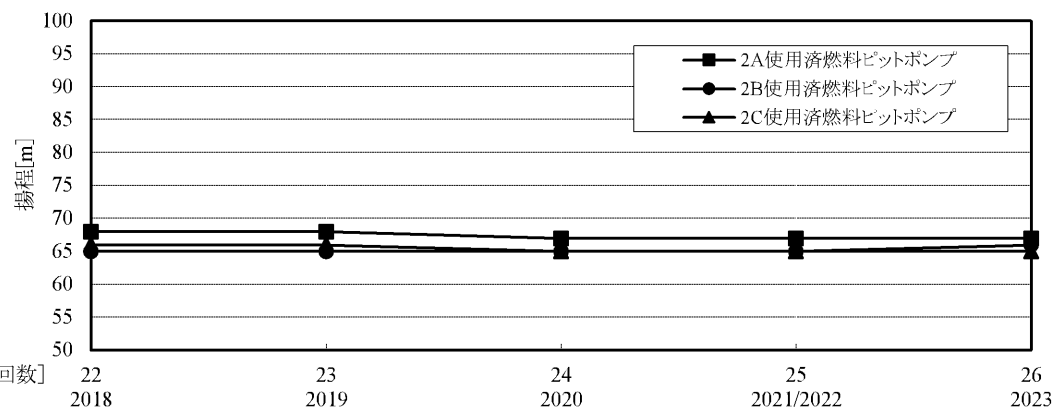
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(11/12)

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 】



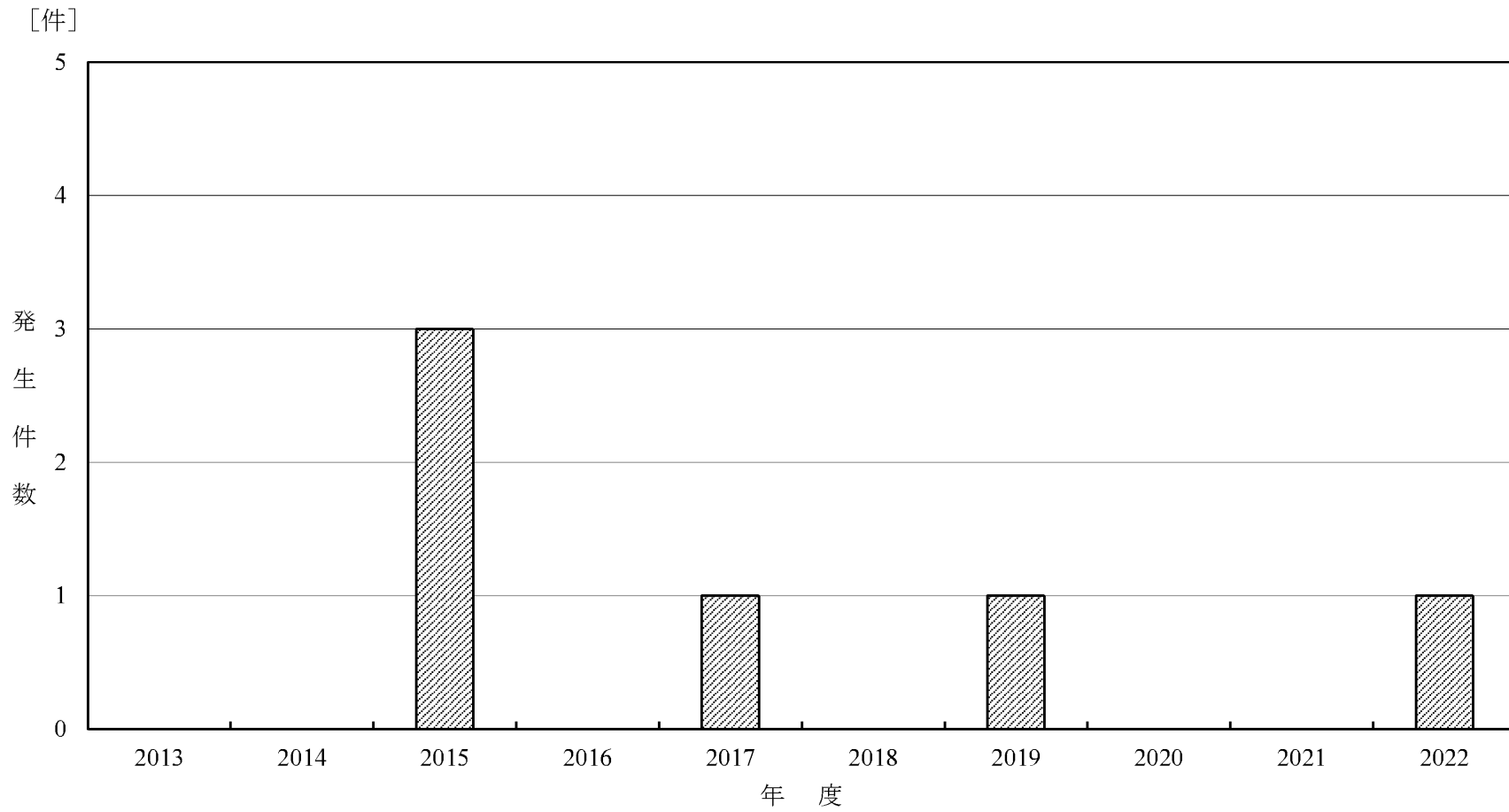
判定基準

容量 $\geq 430\text{m}^3/\text{h}$

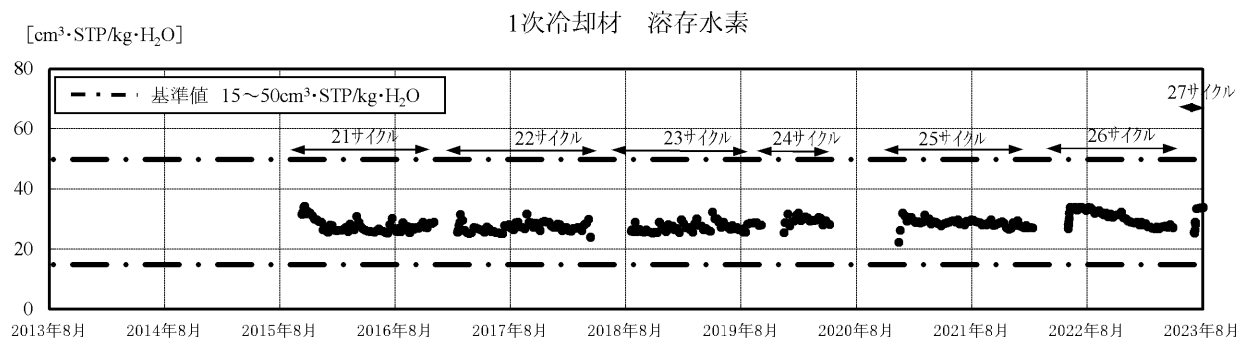
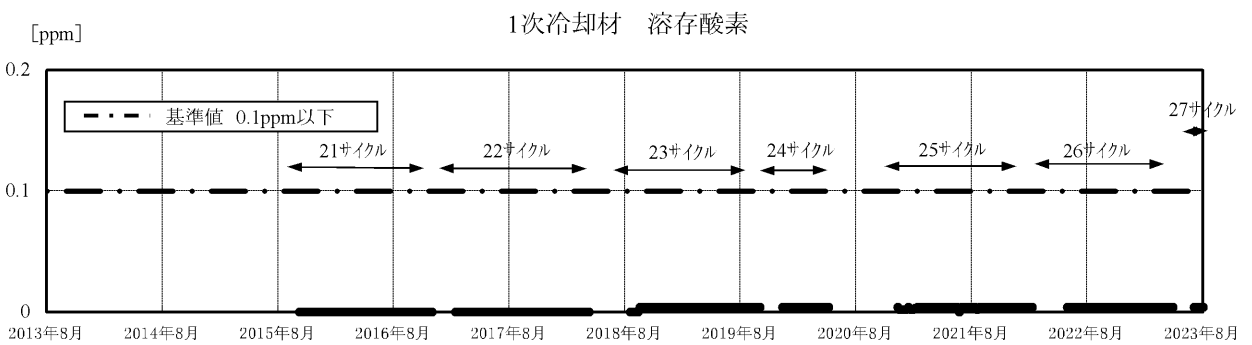
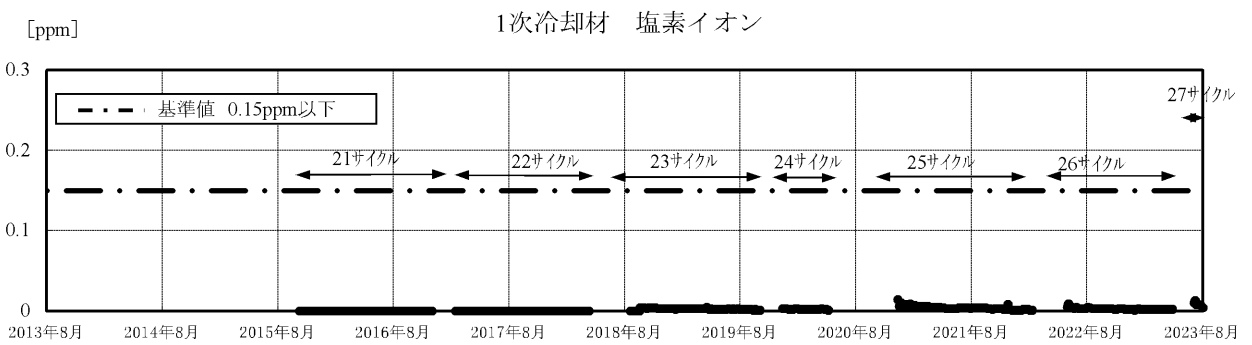
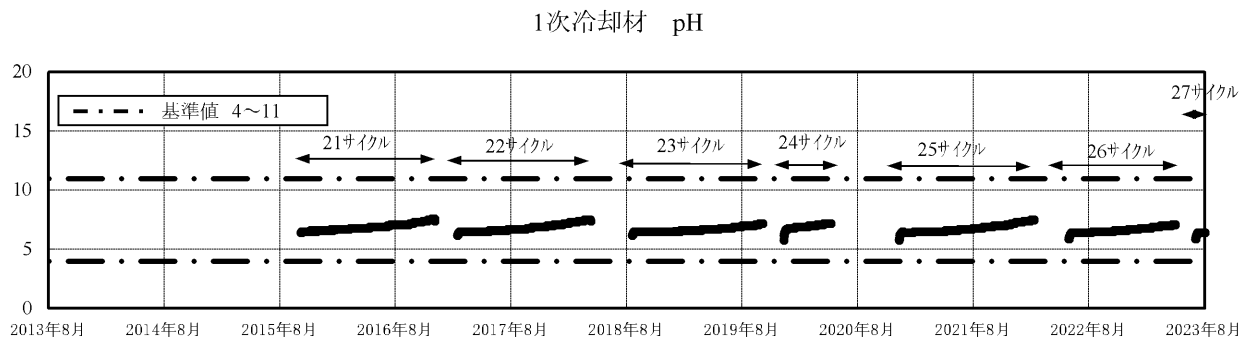
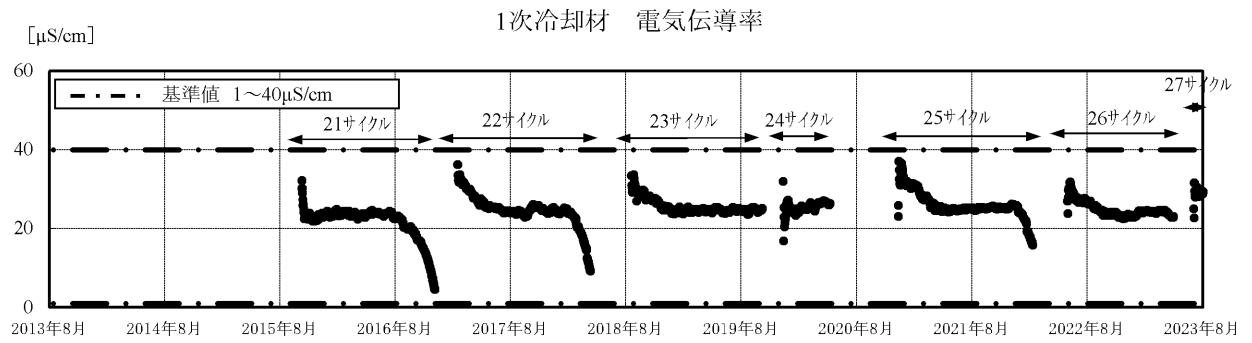
揚程 $\geq 65\text{m}$

<評価>

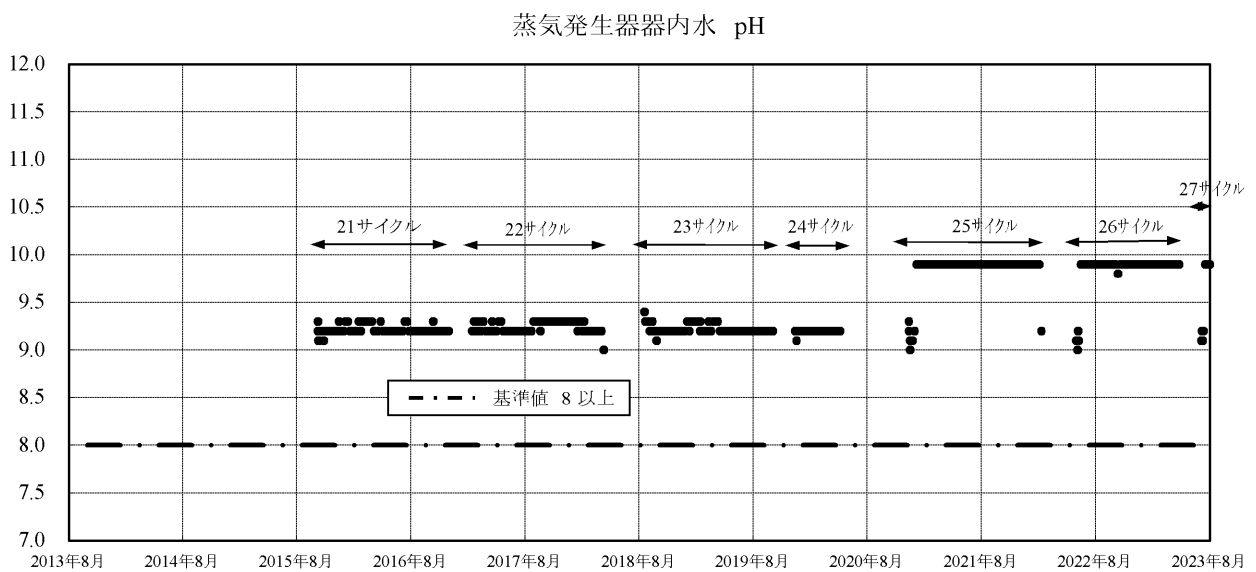
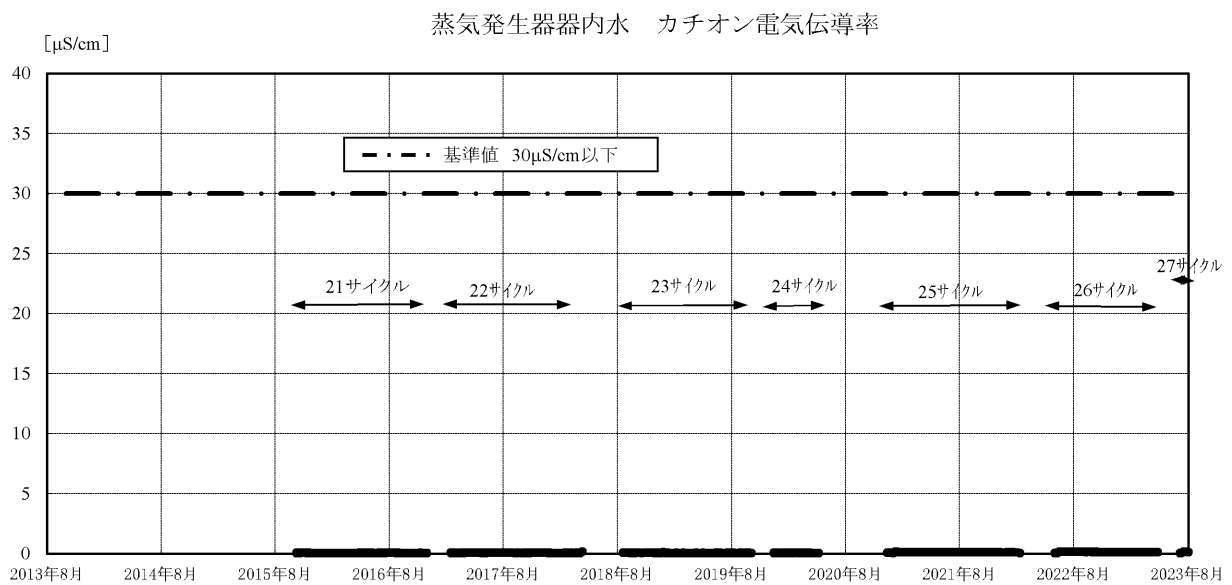
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。



第2.2.1.3-4図 設備の不適合発生件数



第2.2.1.3-5図 1次冷却材の水質



第2.2.1.3-6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、安全管理課において水質管理に関する事項、保修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

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、燃料取扱建屋クレーン、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、燃料取扱建屋クレーン、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1.42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溶融点未満に抑え、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41.1kW/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）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ャ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、最大反応度価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 $1.8\% \Delta k/k$ 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価値を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、最大反応度価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 $1.8\% \Delta k/k$ 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タ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 $1.8\% \Delta k/k$ 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と予測値との差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(55,000MWd/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、法令等に基づき適切な輸送管理を行っている。

へ 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 主要パラメータ校正時新スパン妥当性確認フォーマットの追加

2023年7月に燃料管理業務要領を改正し、主要パラメータ校正時には新スパンの妥当性を確認することとした。

この結果、川内1号機第27回定期事業者検査において発生した ΔT 校正の再設定事象の再発防止が図られた。

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

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

イ 定期事業者検査中に発生した不適合事例の教育の実施

2023年7月に技術課教育訓練要領を改正し、定期事業者検査中に発

生した不適合事例について各定期事業者検査前に教育を実施することを追加した。

この結果、川内1号機第27回定期事業者検査において発生したΔT校正の再設定事象の再発防止が図られた。

(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 $6.2 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ 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) 負荷降下開始前から1次冷却材系統大気開放までのよう素131濃度及びキセノン133濃度に有意な変化がある場合

※: 原子力規制における検査制度の見直しに伴う保安規定の改正により、第25サイクルの原子炉停止時から、燃料集合体 SHIPPING 調査という。

(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。

また、燃料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2.2.1.4-1表参照)

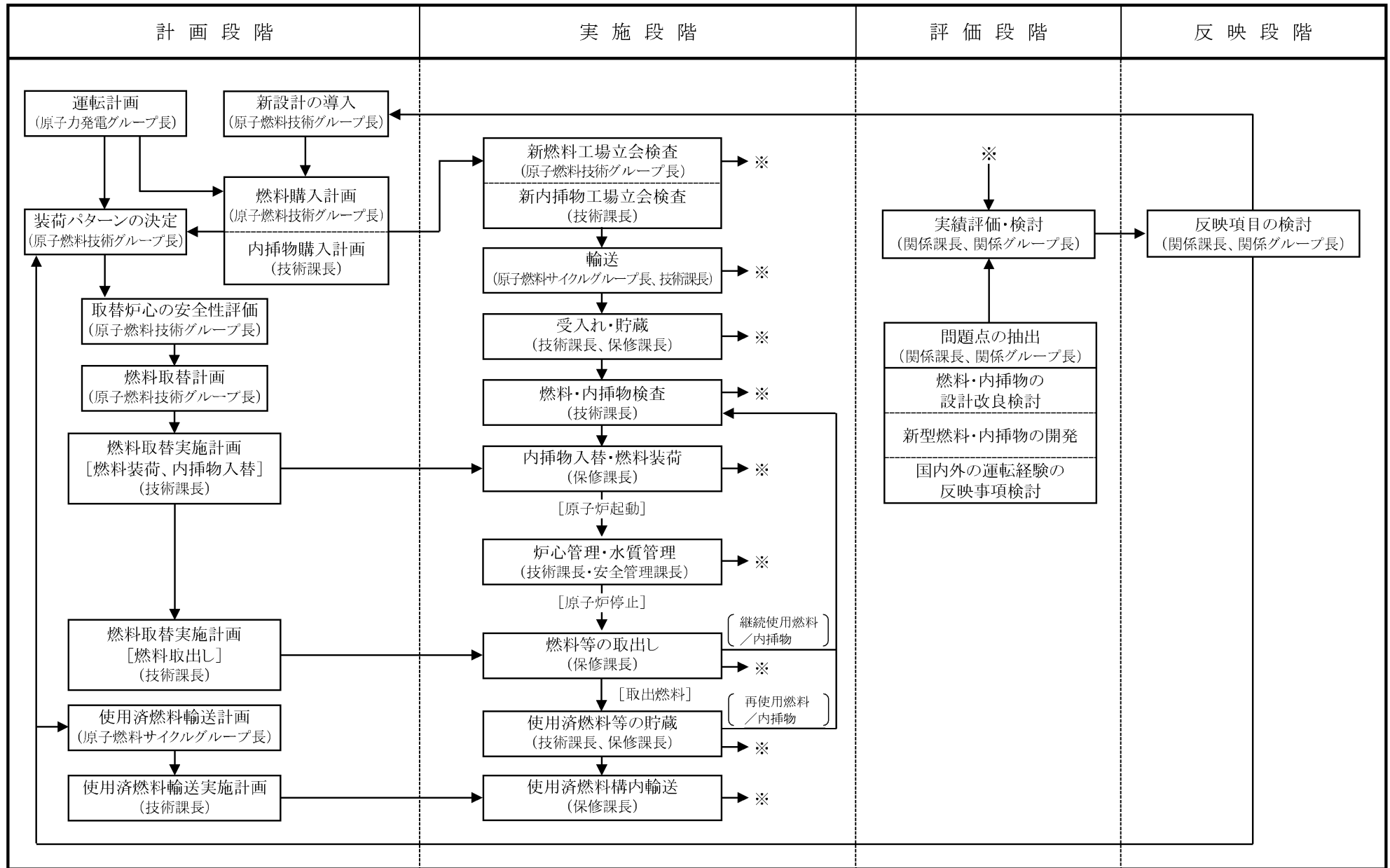
燃料管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定又は良好な状態で維持されていると判断でき、燃料管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

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。

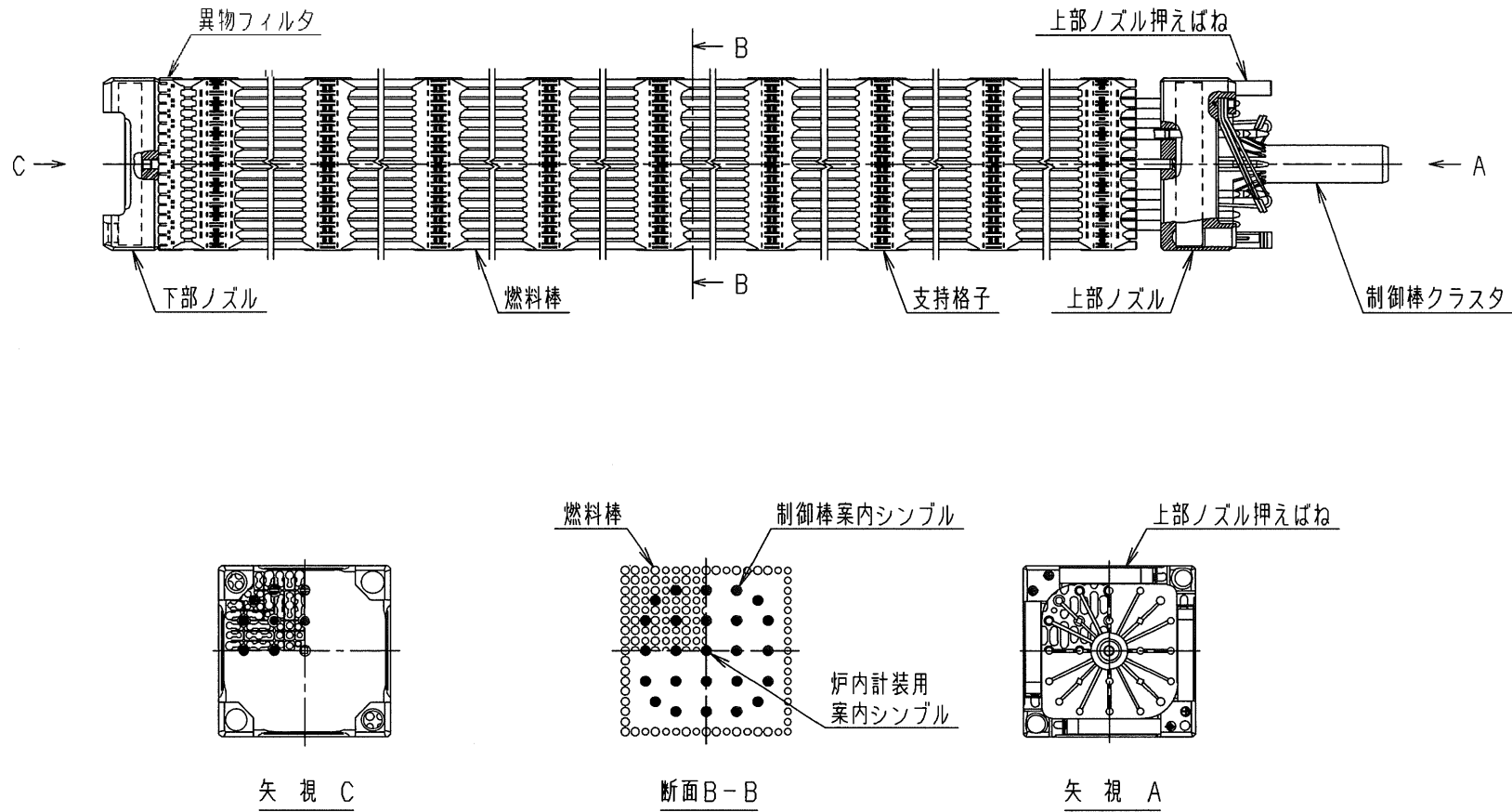
第2.2.1.4-1表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(燃料管理に係るもの)

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	個別業務の管理	<p>(2023年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内1号機ΔTの校正について(再設定) (概要) 100%電気出力においてΔTの校正を実施したが、校正後のパラメータを確認した結果、全チャンネルほぼ同等の値となるべきものがチャンネル間でばらつきがあることが確認された。状況を確認した結果、計器スパン値導出の過程で入力データのB(IV)とC(III)を取り違えたため、校正に使用した計器スパン値の一部に誤りがあることが判明した。 (原因) (1) ΔT校正作業が起動時における定例的な作業であること及びメーカーが導出した値であることから、問題ないとの思い込みがあった。 (2) 起動工程における業務輻輳により組織としての関与やコミュニケーションが不足していた。 (3) ΔTのチャンネルがA(I)、B(II)、C(III)、B(IV)の4chのうち、C(III)、B(IV)についてアルファベットとローマ数字の順番が逆となっていることに対し、メーカーのマニュアルにおいて注意喚起が不足していた。 (是正状況) (1) 新スパン妥当性確認の実施 ・燃料管理業務要領へ新スパン妥当性確認フォーマットを追加し、新ΔT計器スパン値(℃)の妥当性確認を実施した。また、メーカー内における新スパン妥当性確認の実施状況について併せて確認した。 (2) 担当2人によるダブルチェック ・ダブルチェック要員(副担当)により、主担当者と独立した視点での新スパン妥当性確認を実施した。 (3) 燃料関連業務の見直しによる業務平準化 ・従来ΔT評価と同じタイミングで実施していた出力分布測定検査の出力ステージの見直し(100%電気出力到達時→定格熱出力到達時)を行い、ΔT評価時の業務負担を緩和した。 (4) 再発防止教育 ・本事象を含む定期事業者検査中に発生した不具合事例について各定期事業者検査前に教育を実施することを技術課教育訓練要領に追加した。また、川内2号機第26回定期事業者検査起動時のΔT評価に先立ち当該教育を実施した。 (5) メーカーにおける再発防止対策の確認 ・本事象に伴いメーカーが実施する再発防止対策が実施されていることを確認した。</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、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>	無

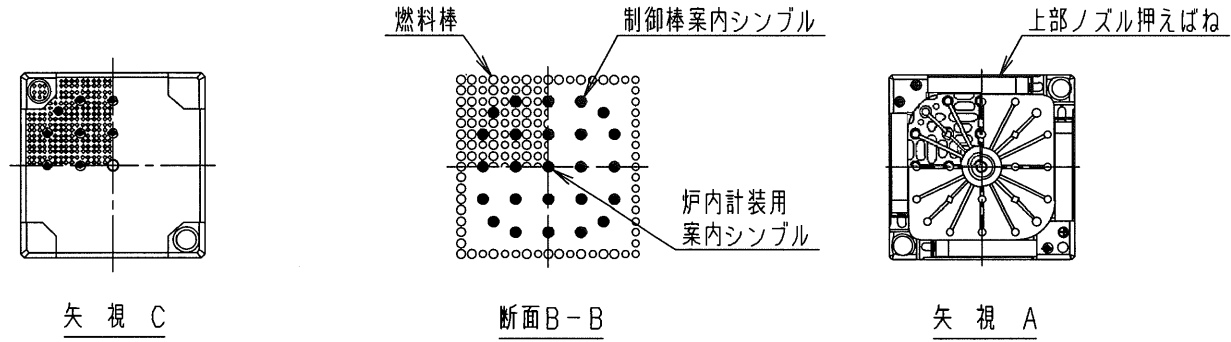
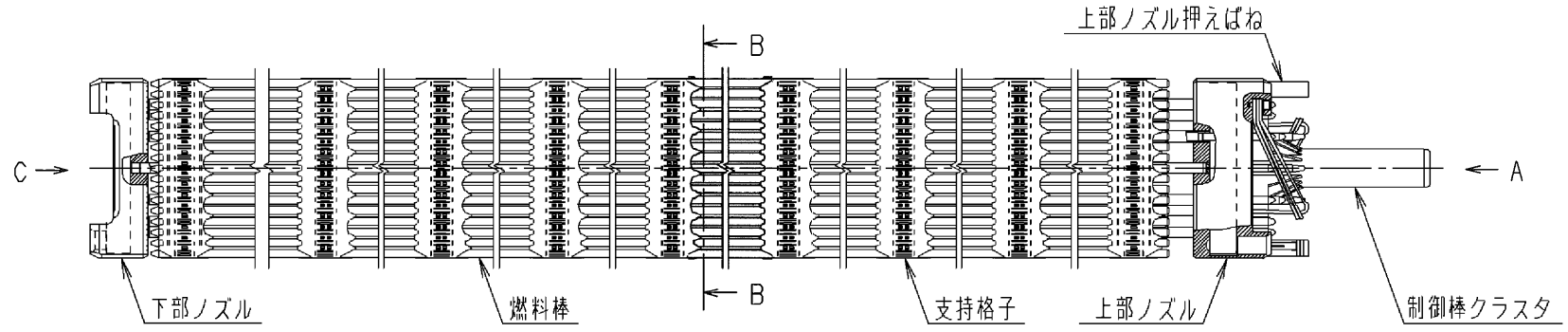


注:()内は、主管を示す。

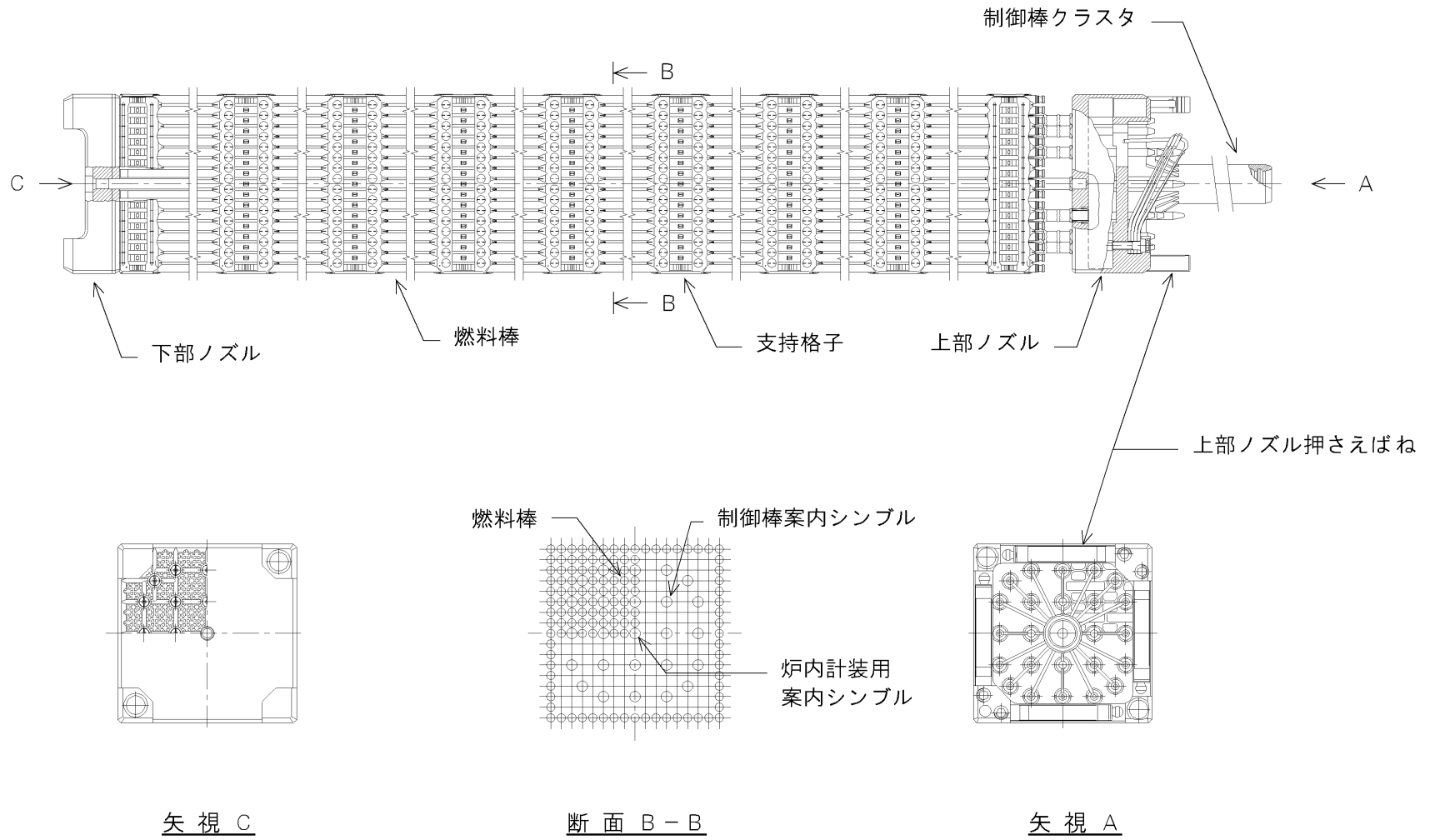
第2.2.1.4-1図 燃料に係る運用管理フロー



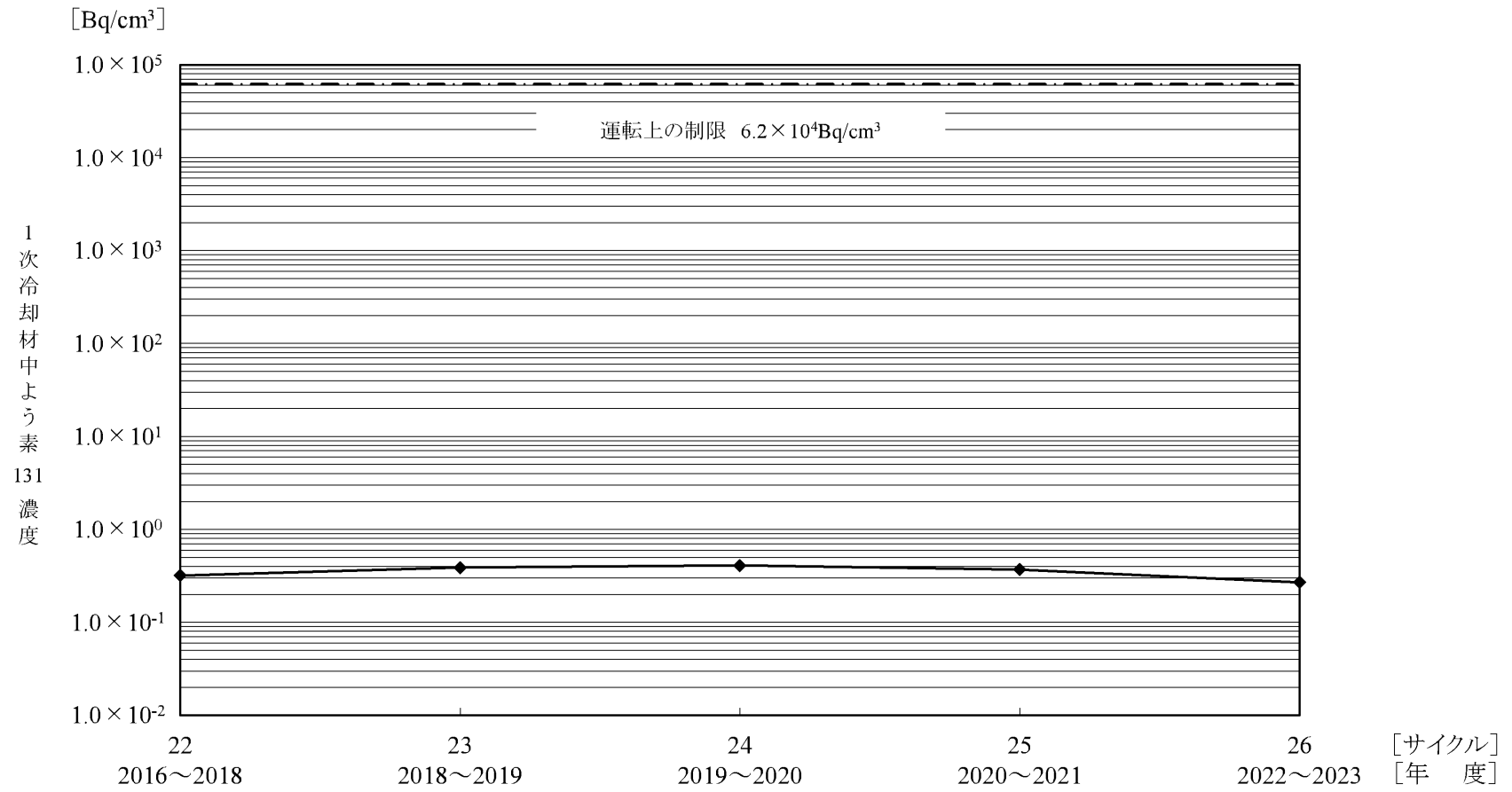
第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図 [55,000MWd/t燃料] (1/2)



第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図 [55,000MWd/t信頼性向上燃料] (2/2)



第2.2.1.4-3図 B型燃料集合体構造図 [55,000MWd/t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、安全管理課長が鹿児島県と協議の上、年度ごとに作成する「川内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年間を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、鹿児島県と協議の上、年度ごとに作成する「川内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 マスク着用解除基準の明確化

2023年5月に、マスク着用を解除する場合は、空気中の放射性物質濃度をGey線多重波高分析装置にて測定し、核種分析結果が検出限界値未満であることを確認することを社内マニュアルに追加した。

この結果、作業員の内部被ばく防止のためのマスク着用解除基準の明確化が図られた。

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

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。

第22回施設定期検査時から第26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、0.31～1.07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、約2,000～3,000人で推移している。

また、放射線業務従事者が受ける平均被ばく線量は、0.16～0.42mSv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23回施設定期検査時から第26回定期事業者検査時については、0.14～0.26人・Svで推移している。

なお、第22回施設定期検査時は、蒸気発生器取替工事を実施したため、蒸気発生器関連は通常定期事業者検査作業分から除外している。

c. 定期事業者検査時に測定した主要箇所¹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¹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0.060～0.220mSv/h、蒸気発生器水室内線量当量率は5.50～13.00mSv/h、原子炉容器内面線量当量率は4.00～9.00mSv/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、陸土、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（北門南局、正門西局）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ある。

(b) 陸土

陸土については、周辺監視区域境界付近（北門南局、正門西局）において半期ごとに測定・評価している。

陸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2.2.1.5-10図に示すとおり、セシウム137の検出値は、検出限界値未満～1.0Bq/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、検出限界値未満～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の検出値は、検出限界値未満～1.4Bq/kg乾土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。

また、放射線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2.2.1.5-2表参照)

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。

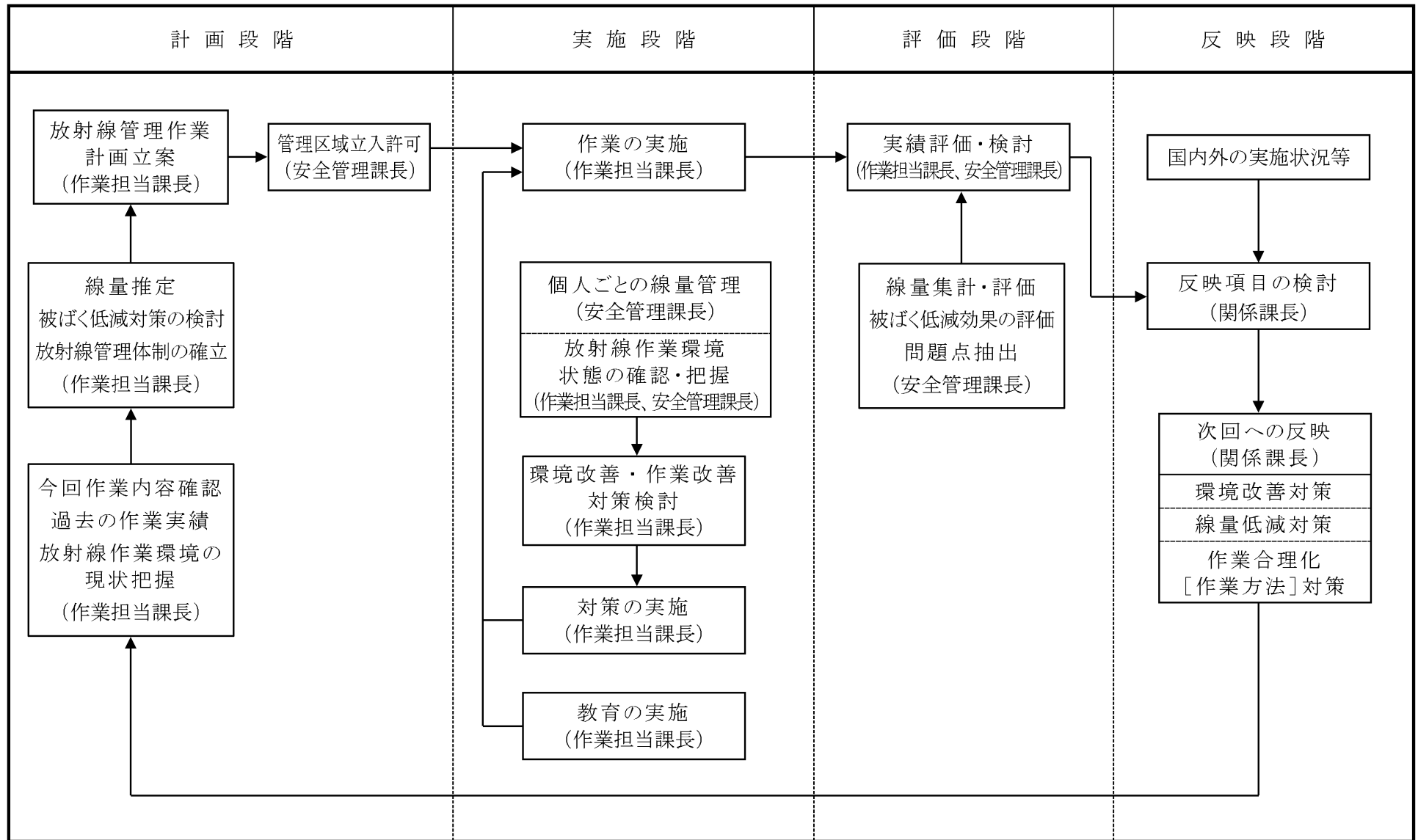
第2.2.1.5-1表 定期事業者検査中の被ばく線量状況

定期事業者検査回数		第22回			第23回			第24回			第25回			第26回		
定期事業者検査期間	解列～並列	2018年4月23日～2018年8月31日 (131日)			2019年10月18日～2019年12月26日 (70日)			2020年5月20日～2020年12月24日 (219日)			2022年2月21日～2022年6月13日 (113日)			2023年5月13日～2023年7月18日 (67日)		
	解列～定期事業者検査終了	2018年4月23日～2018年9月28日 (159日)			2019年10月18日～2020年1月23日 (98日)			2020年5月20日～2021年1月22日 (248日)			2022年2月21日～2022年7月11日 (141日)			2023年5月13日～2023年8月15日 (95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]	384	2,659	3,043	358	2,045	2,403	326	2,205	2,531	437	1,676	2,113	415	1,561	1,976
	総線量 [人・Sv]	0.01	1.06	1.07	0.02	0.98	1.00	0.01	0.54	0.56	0.03	0.56	0.58	0.01	0.30	0.31
	平均線量 [mSv]	0.04	0.40	0.35	0.06	0.48	0.42	0.04	0.25	0.22	0.06	0.33	0.28	0.03	0.19	0.16
	最大線量 [mSv]	0.99	7.76	—	1.71	8.33	—	1.18	7.15	—	2.31	8.19	—	0.64	4.44	—
線量分布 [人]	5mSv以下	384	2,644	3,028	358	2,037	2,395	326	2,199	2,525	437	1,673	2,110	415	1,561	1,976
	5mSvを超え15mSv以下	0	15	15	0	8	8	0	6	6	0	3	3	0	0	0
	15mSvを超え25mSv以下	0	0	0	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。

第2.2.1.5-2表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(放射線管理に係るもの)

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>(原子力規制検査 2022年度第4四半期 指摘事項) 川内1、2号機放射線管理区域内の放射線作業環境測定における不適切な評価</p> <p>川内1、2号機における放射線被ばく評価及び個人モニタリングのチーム検査において、作業環境評価として、放射線管理区域内の空气中放射性物質濃度の算出方法について、放射線管理要領に定められている計算式に適用する定数を確認したところ、「自然放射性ダストのα+β線とα線の正味計数率の比」の定数の値に誤りがあることを原子力検査官が確認した。</p> <p>具体的には、放射線管理要領では、空气中放射性物質濃度を算出する過程において、測定装置で得られる測定値から、α線とβ線の正味計数率を求めるために「自然放射性ダストのα+β線とα線の正味計数率の比」を定数として値を定めているが、この値の根拠を確認したところ、正味計数率の比ではなく、測定装置のバックグラウンド値を含んだ測定値の比を用いていた。</p> <p>原子力検査官が確認した記録の範囲において、空气中放射性物質濃度は、正味計数率の比を用いた場合と測定値の比を用いた場合ではα線に比例したβ線の寄与が2倍程度過剰に減算されることを確認した。</p> <p>空气中放射性物質濃度は、放射線管理区域内での放射性物質による汚染が発生する可能性のある作業が行われた後に、当該作業エリアに立ち入る者に対するマスク着用判断に用いられており、空气中放射性物質濃度がマスク着用基準を下回り、更に検出限界値未満の場合、マスク着用を要しないと判断する運用となっている。このため、本来の正味計数率の比を用いた場合は空气中放射性物質濃度が検出限界値未満ならず、マスク着用を要すると判断されるところ、測定値の比を用いた場合は空气中放射性物質濃度が検出限界値未満となり、マスク着用を要しないと判断していた可能性がある。</p> <p>(是正状況)</p> <p>(1)係数Kについて、「正味計数率の比」に見直しを行い、放射線管理要領を改正した。 (2)過去の濃度の記録について、保存年限の間、不適合が含まれていることの識別表示を実施した。 (3)協力会社に濃度を求める計算式に用いた自然放射性ダストに関する係数に誤りがあること、過去の「計数値」の比を用いた濃度を「正味計数率」の比を用いて計算し直した結果、法令値(放射線業務従事者の呼吸する空气中の濃度限度)に比べて十分低い値であり、放射線業務従事者の被ばくへの影響はない等について周知した。 (4)再発防止のため、放射線管理要領を改正し、β/α比は、正味計数率から算出すること、装置を変更した場合はβ/α比を算出し、β/α比の見直しの要否について検討することを追記した。</p>	<p>「個別業務の管理」に係る指摘事項は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発、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>



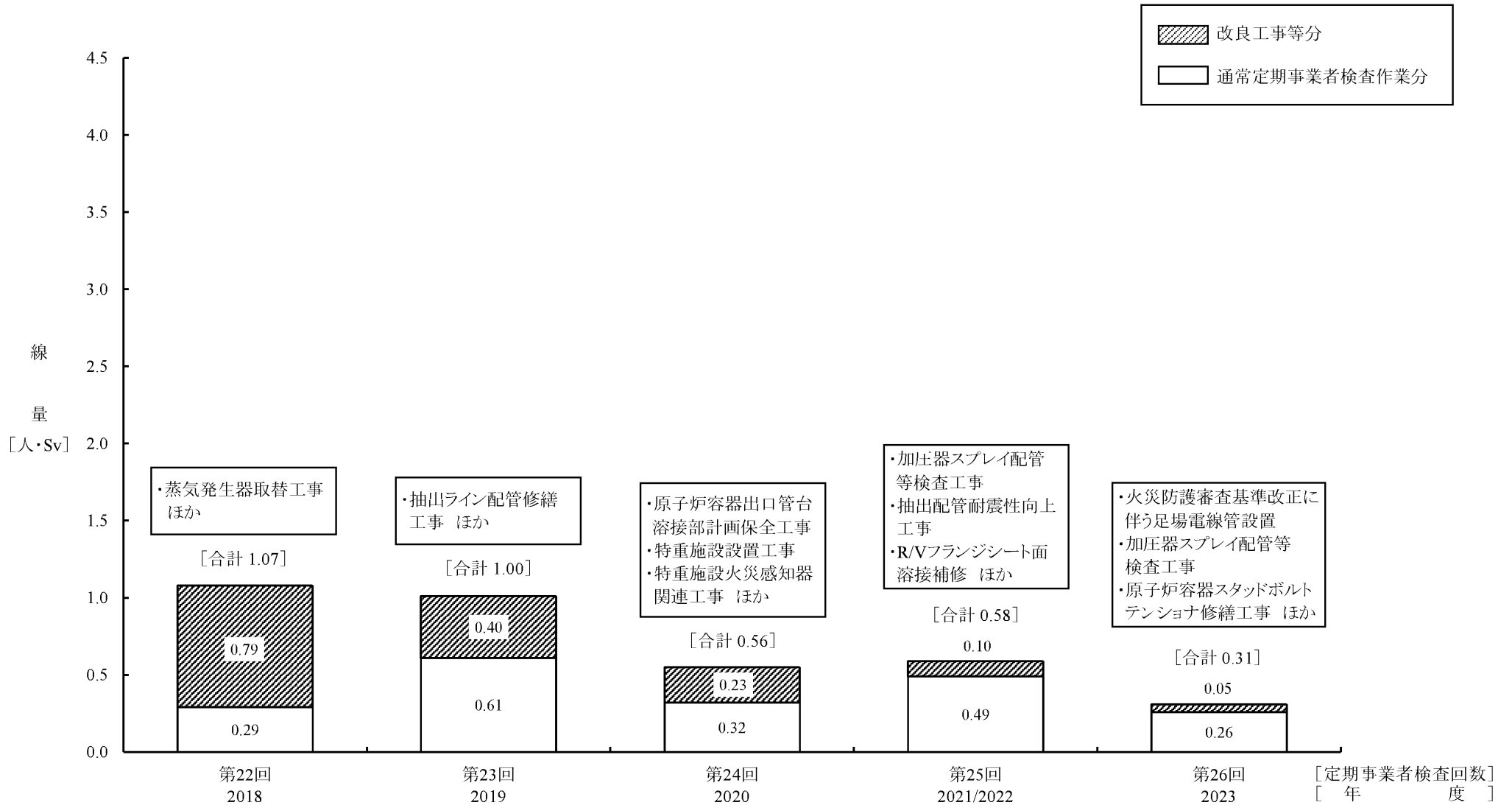
注:()内は、主管を示す。

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	2018	2019	2020	2021	2022	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					
	作業場所でのデジタル式線量当量率表示					
空気中の 放射性物質濃度	ガスモニタによる連続監視					
	ダストサンプラによる連続サンプリング[1回/週測定]					
表面汚染密度	スミヤ法による測定[1回/週測定]					
外部放射線による 線量当量	TLBによる測定[1回/週測定]					
	蛍光ガラス線量計による測定[1回/週測定]					

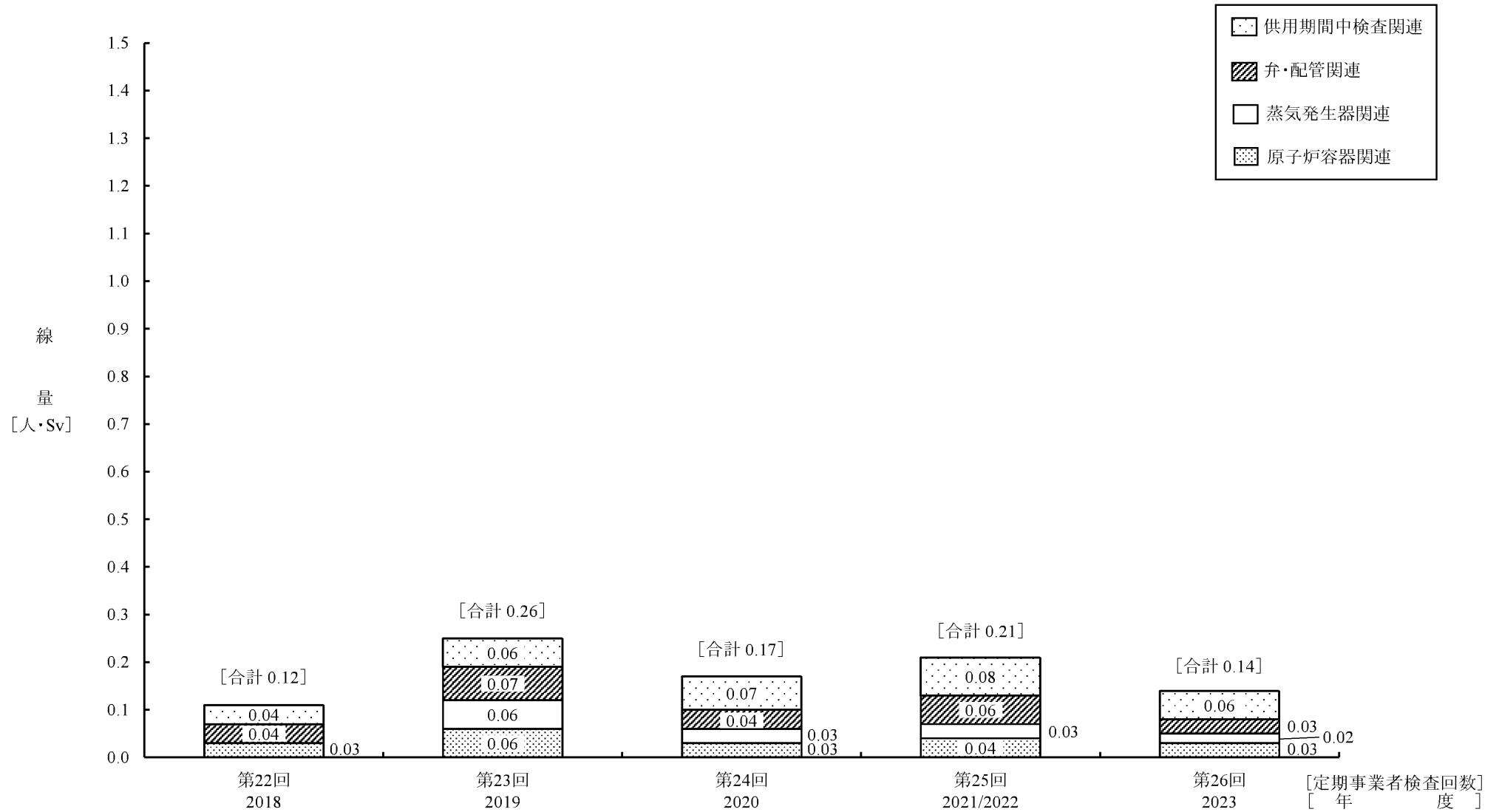
(用語説明) スミヤ法:ろ紙による拭き取り測定法 TLB:熱蛍光線量バッジ

第2.2.1.5-2図 管理区域内放射線環境監視の変遷



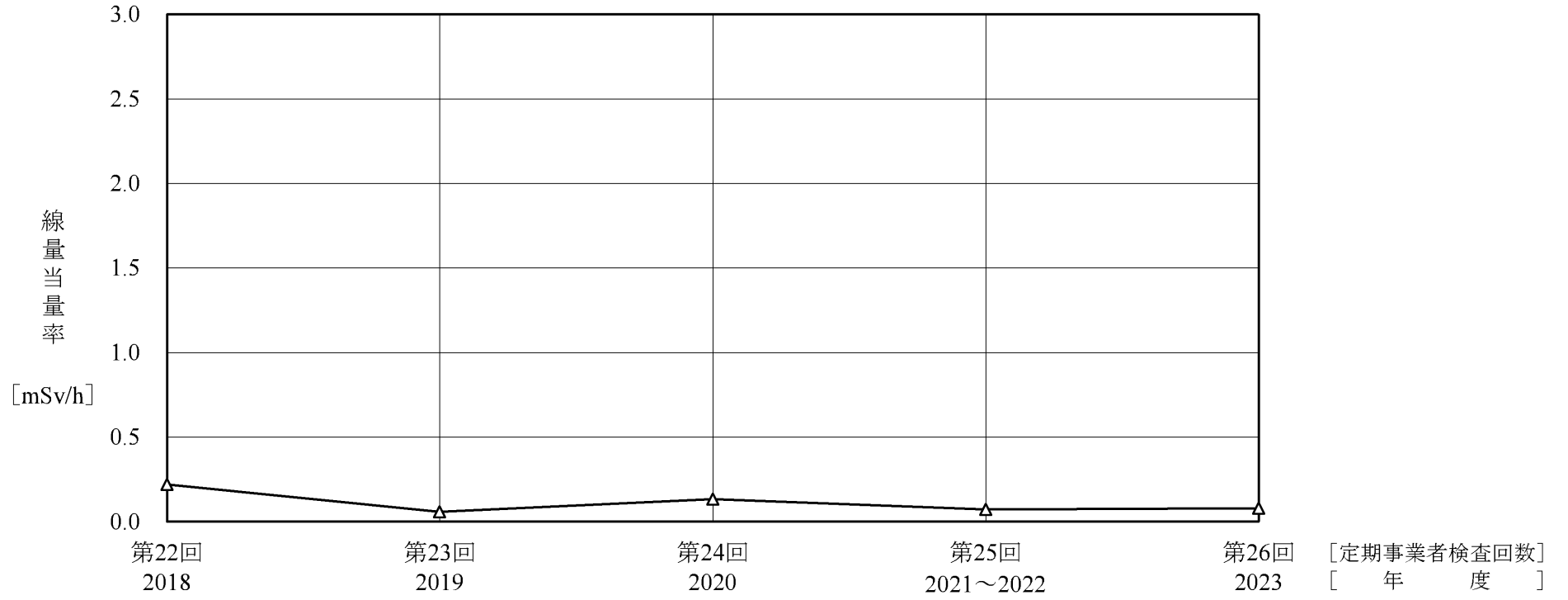
注:線量は、四捨五入した数値を記載してあるため合計値が合わないことがある。

第2.2.1.5-3図 定期事業者検査中の作業被ばく線量の推移

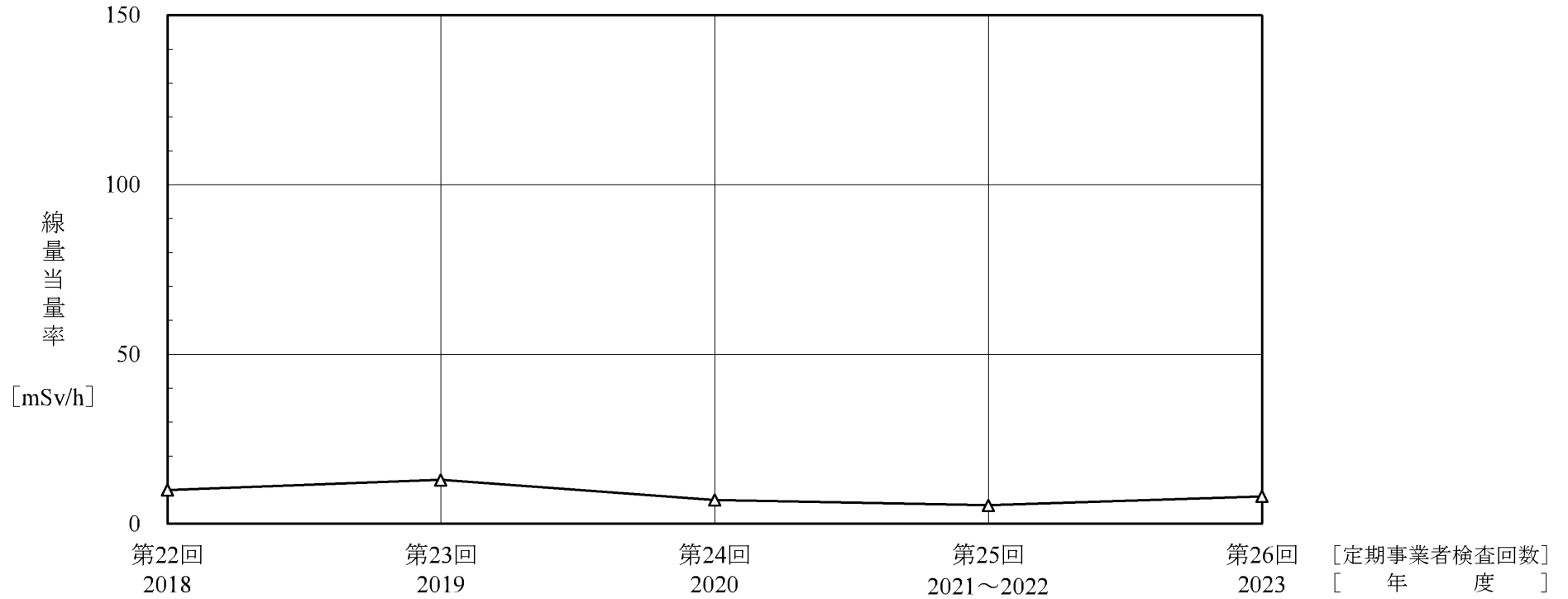


注:線量は、四捨五入した数値を記載してあるため合計値が合わないことがある。

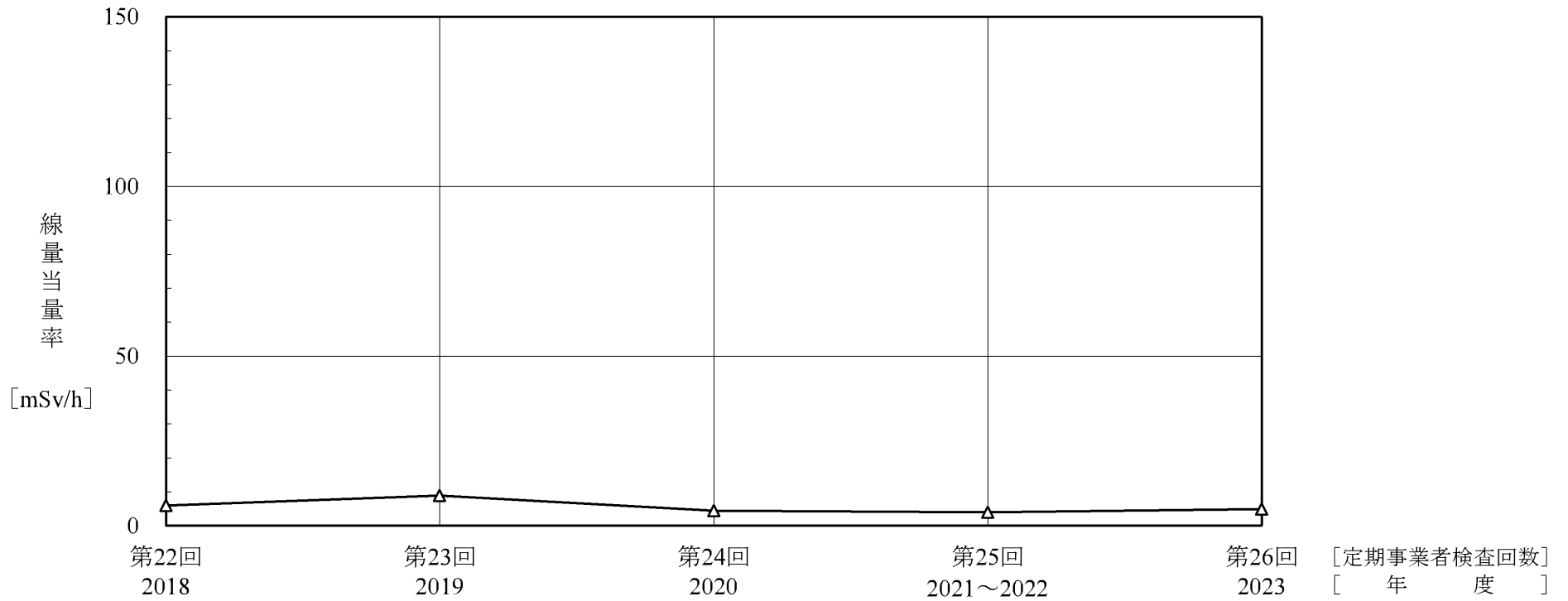
第2.2.1.5-4図 主要作業別の被ばく線量の推移(通常定期事業者検査作業分)



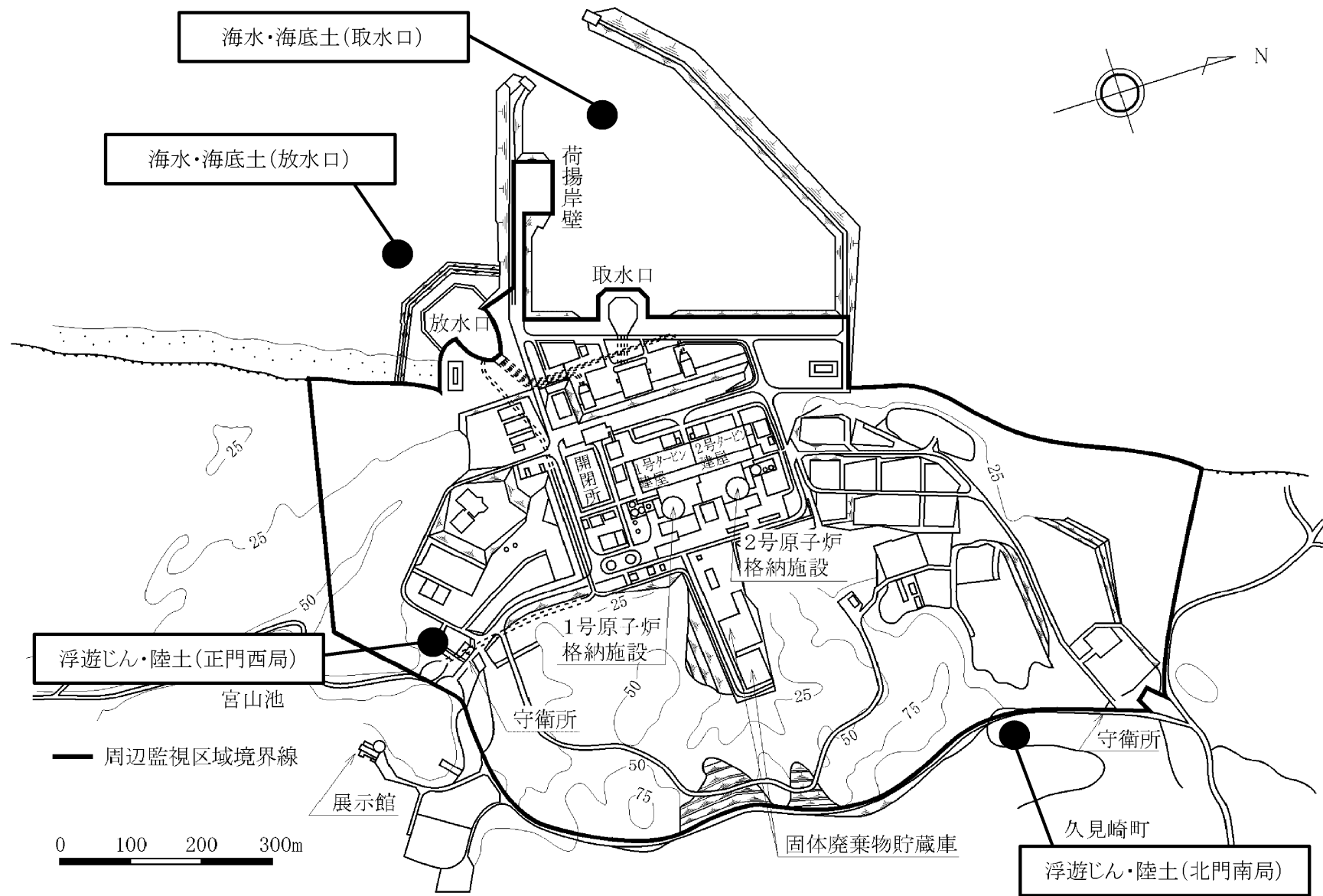
第2.2.1.5-5図 1次冷却材配管表面線量当量率の経年変化



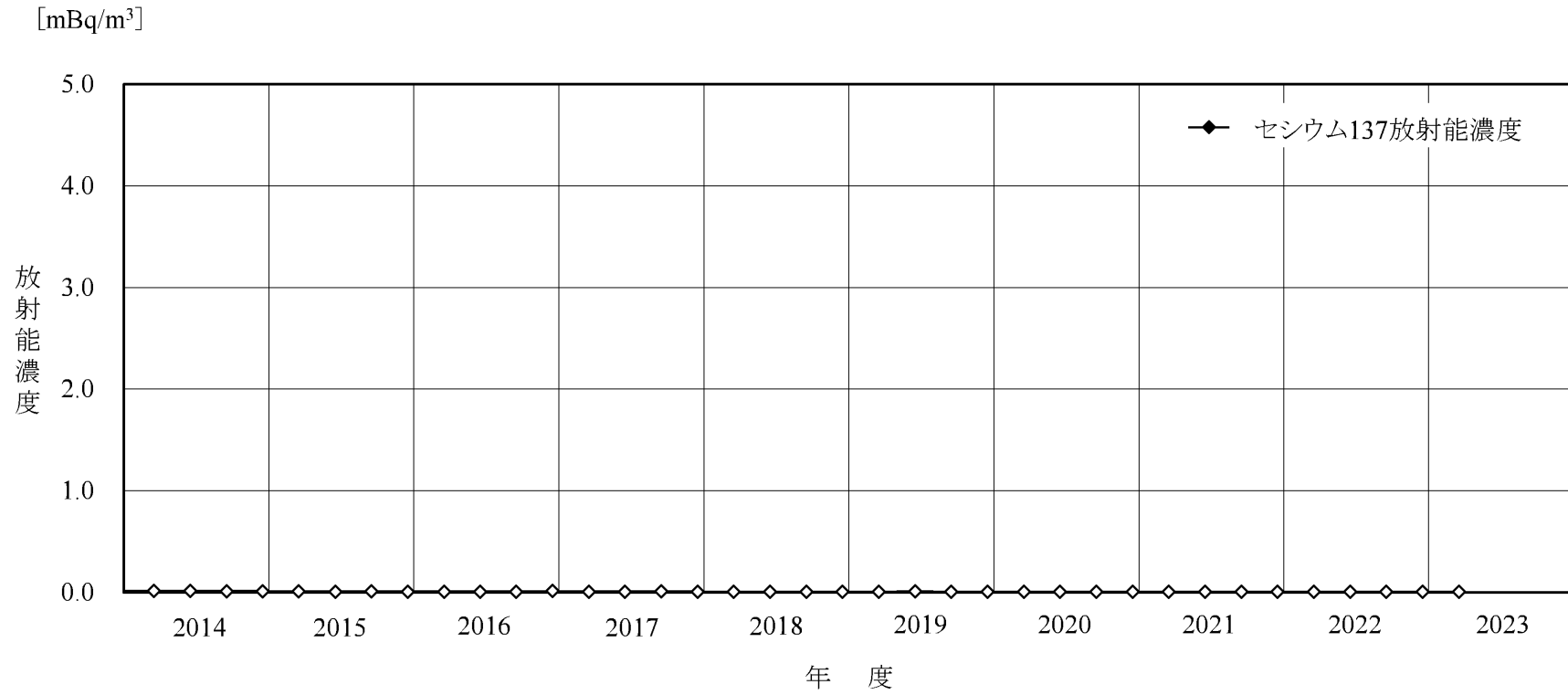
第2.2.1.5-6図 蒸気発生器(A-蒸気発生器高温側)水室内線量当量率の経年変化



第2.2.1.5-7図 原子炉容器内面線量当量率の経年変化

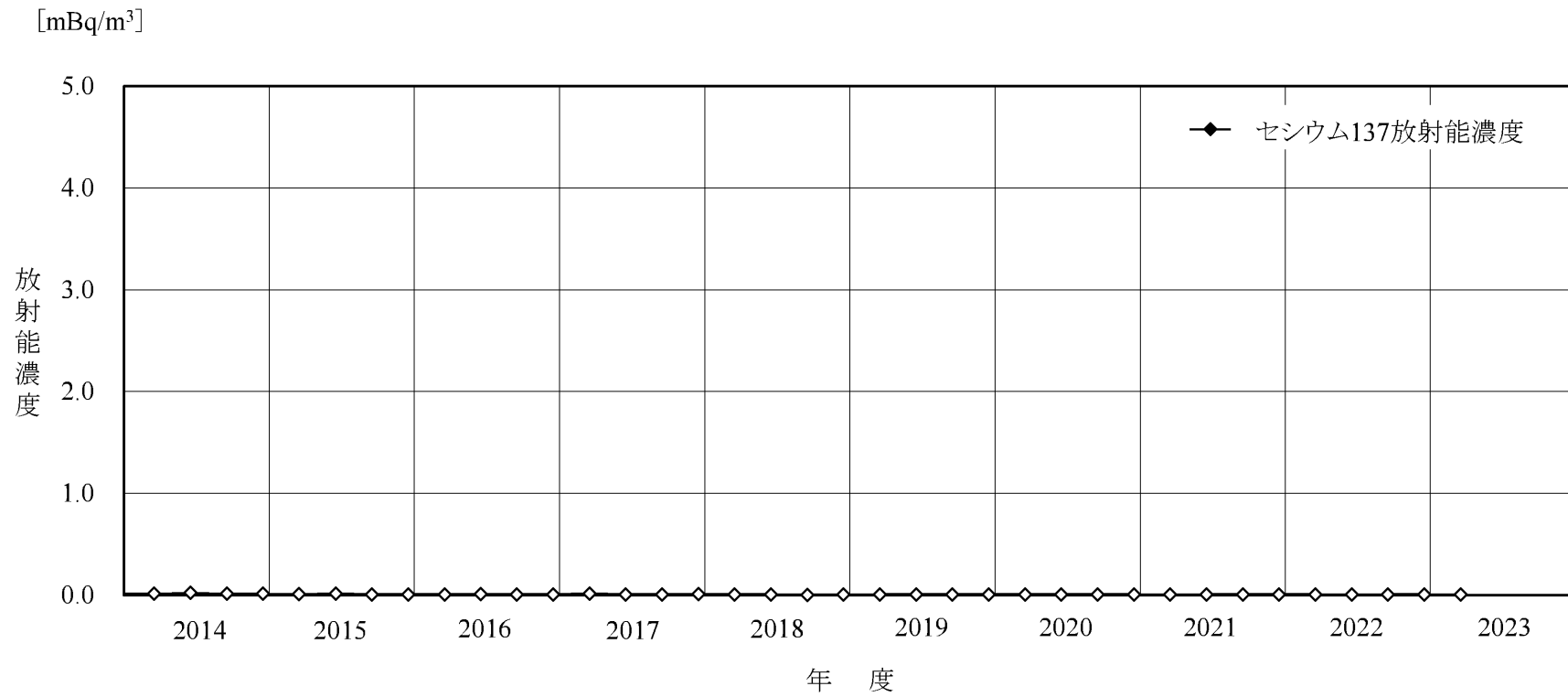


第2.2.1.5-8図 環境試料の採取地点



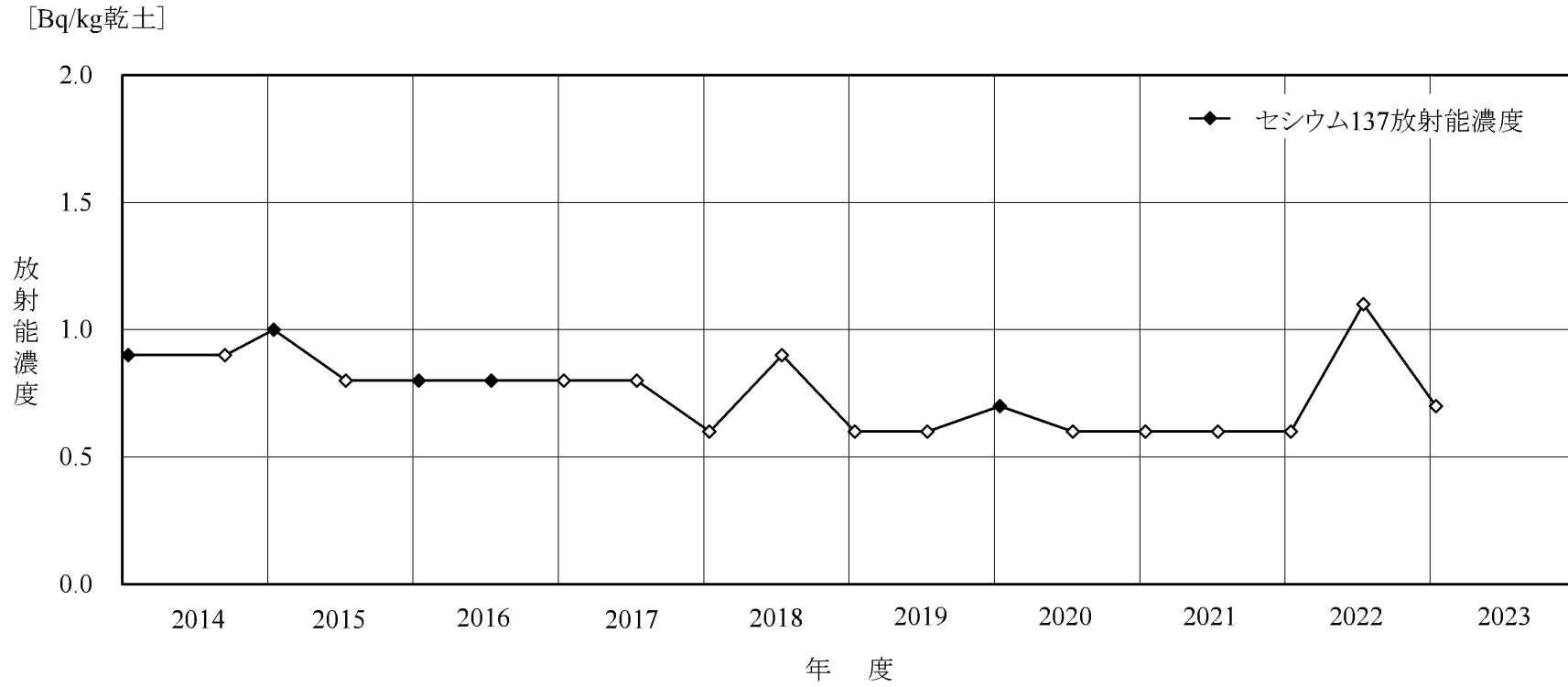
注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

第2.2.1.5-9図 環境試料(浮遊じん)中の放射能濃度(1/2) [北門南局]



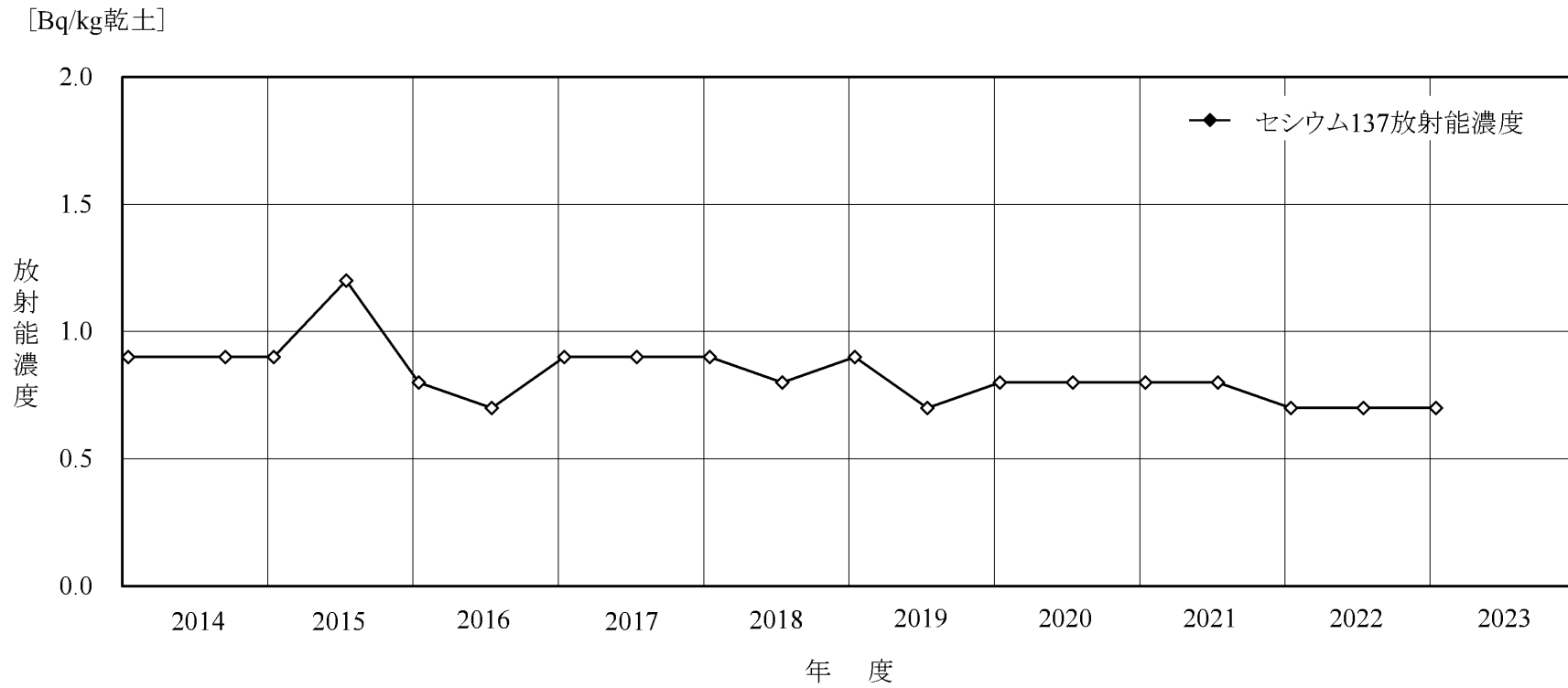
注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

第2.2.1.5-9図 環境試料(浮遊じん)中の放射能濃度(2/2) [正門西局]



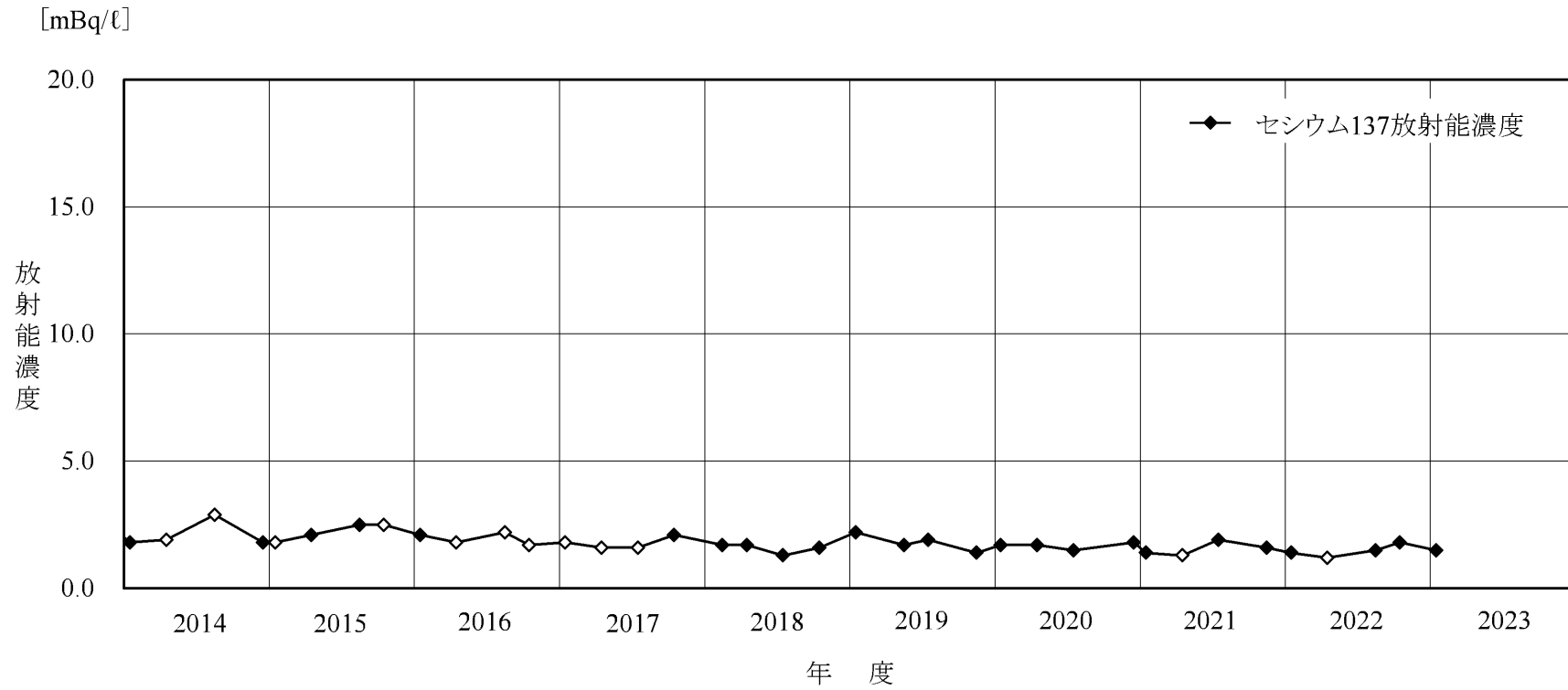
注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

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



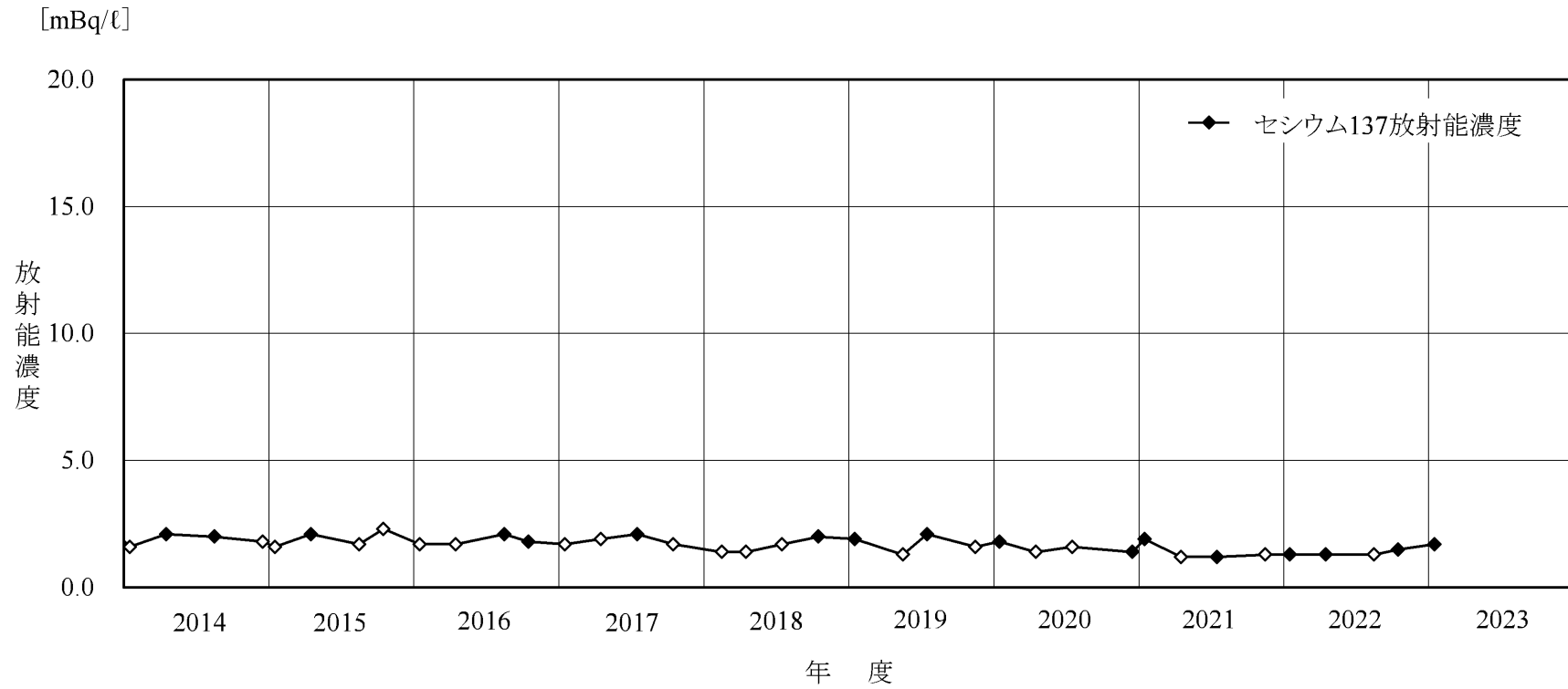
注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

第2.2.1.5-10図 環境試料(陸土)中の放射能濃度(2/2) [正門西局]



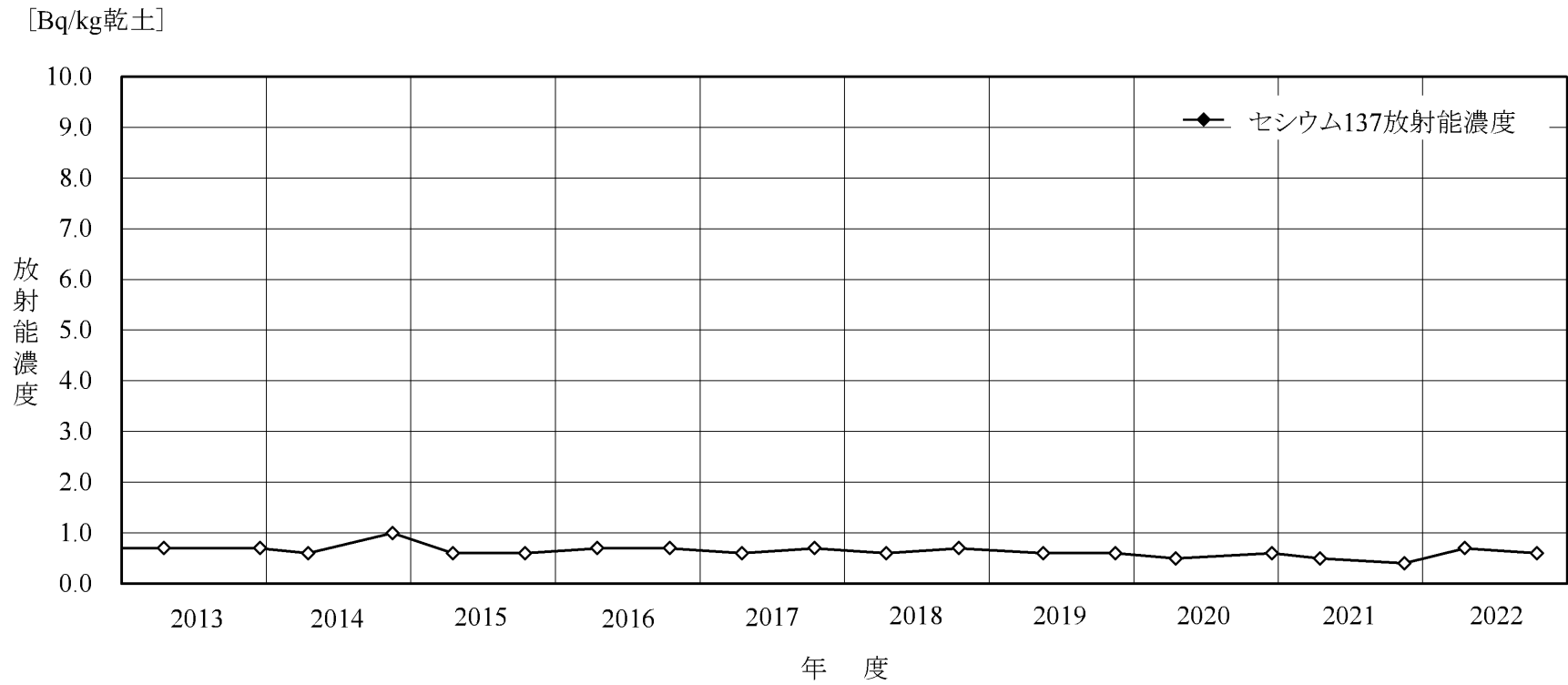
注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

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



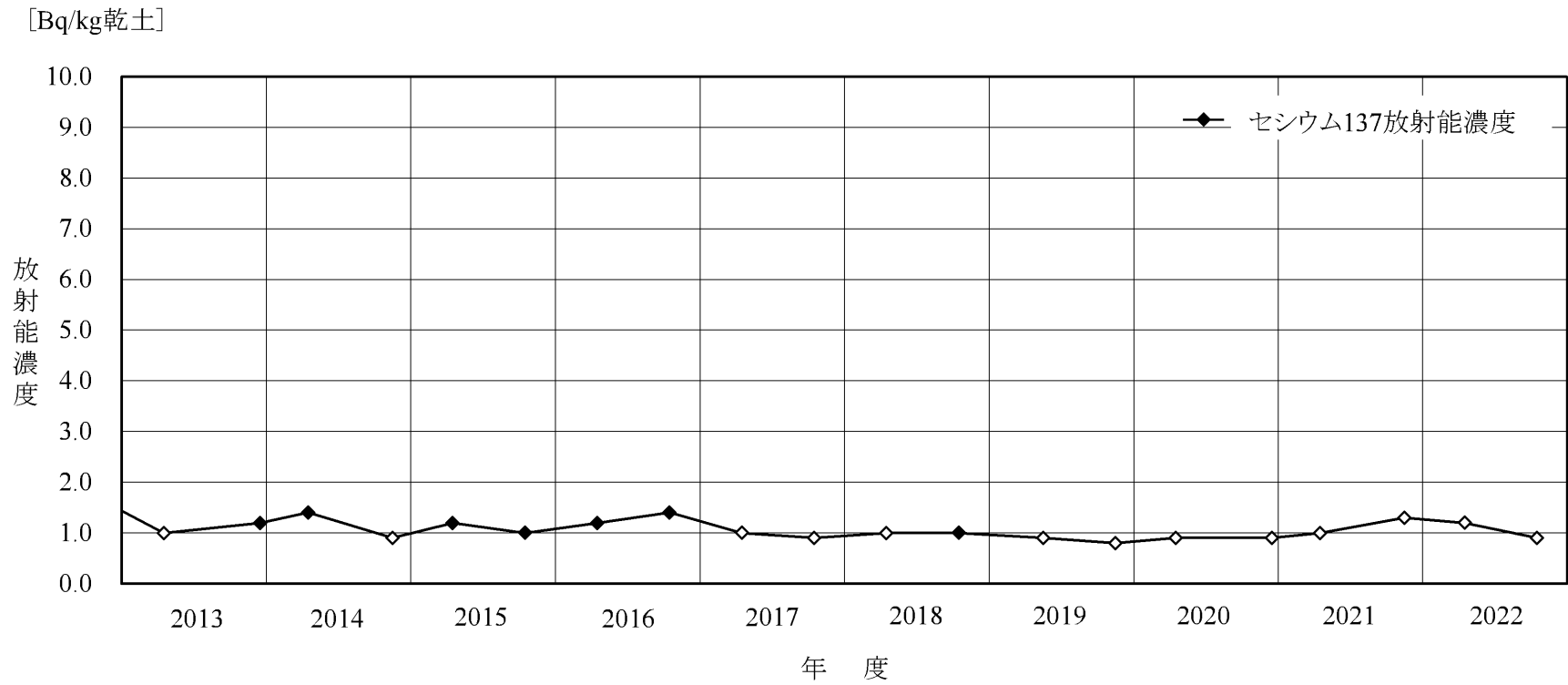
注: 白抜きは、ND(検出限界値未満)を示す。

第2.2.1.5-11図 環境試料(海水)中の放射能濃度(2/2) [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(1/2) [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(2/2) [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、固型化等の処理に応じて、各課長（安全品質保証統括室長、総務課長、防災課長、防護管理課長及び原子力訓練センター所長を除く。）が処理を行っている。保管・貯蔵においては、安全管理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、ガス減衰タンクに貯留する。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、ガス減衰タンクに一定期間貯留して、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原子炉補助建屋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、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 トリチウム濃度測定における試料量の統一等

液体廃棄物測定においては、放射能濃度測定及びトリチウム濃度測定を行い、その測定結果を「放射性液体廃棄物処理承認票」に記載し、承認している。ヒューマンエラー防止のため、トリチウム測定記録において

は、事前に入力している値（「試料量」、「測定時間」）の書き換え（コピー＆ペースト）ができないようにした。また、2022年12月に社内マニュアルを改正し、放射性液体廃棄物放出タンクの試料量をすべて同量に統一した。

この結果、液体廃棄物測定におけるヒューマンエラーの防止が図られた。

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。その傾向として、2013年度から2015年度は発電所の長期停止に伴い放射性希ガスの放出量は減少している。

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ヨウ素131の放出量

今回確認した期間の放射性ヨウ素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。

なお、2017年度は $2.1 \times 10^6 \text{Bq}$ を検出しており、これは川内1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2011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2015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。

放射性固体廃棄物の管理は川内1、2号機で実施しているため、各号機の定期事業者検査の有無及び工事量によって、年度ごとの放射性固体廃棄物の発生量は異なっている。

特に、2018年度は川内2号機蒸気発生器取替工事等により、放射性固体廃棄物の発生量(本相当)が増加した。

累積保管量については、漸増しているが、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、2018年度に均質・均一固化体について、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2m³/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。

また、放射性廃棄物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2.2.1.6-2表参照)

放射性廃棄物管理に係る実績指標について、2017年度の放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量は、川内1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

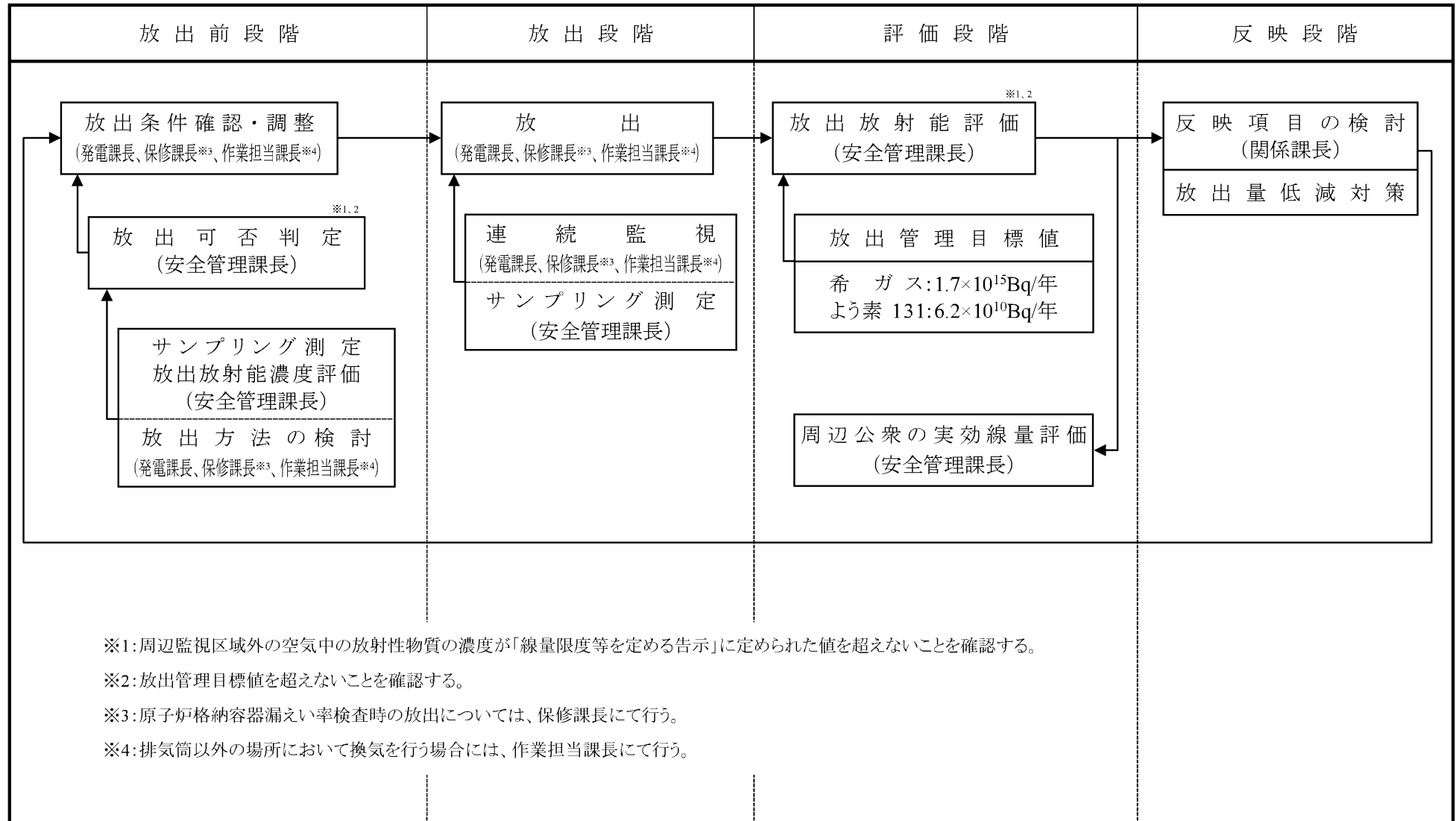
年 度	ドラム缶 発生量 [本]	その他の 種類の 発生量 [本相当]	発生量 [本相当]	焼却等 減容量 [本相当]	搬出減量 [本]	累積保管量 [本相当]
2013年度	993	521	1,514	460	0	21,485 ^{※1}
2014年度	1,600	644	2,244	676	0	23,053 ^{※1}
2015年度	814	620	1,434	795	0	23,692 ^{※1}
2016年度	1,694	1,276	2,970	1,840	0	24,822 ^{※1}
2017年度	683	1,344	2,027	2,235	0	24,614 ^{※1}
2018年度	1,991	1,450	3,441	1,460	320	26,275 ^{※2}
2019年度	1,413	1,394	2,807	1,779	0	27,303 ^{※2}
2020年度	1,379	1,405	2,784	2,214	0	27,873 ^{※2}
2021年度	808	928	1,736	1,842	0	27,767 ^{※2}
2022年度	703	862	1,565	1,809	0	27,523 ^{※2}

※1:2-固体廃棄物貯蔵庫に蒸気発生器3基、保管容器509m³(原子炉容器上部ふたを含む。)保管

※2:2-固体廃棄物貯蔵庫に蒸気発生器6基、保管容器695m³(原子炉容器上部ふたを含む。)保管

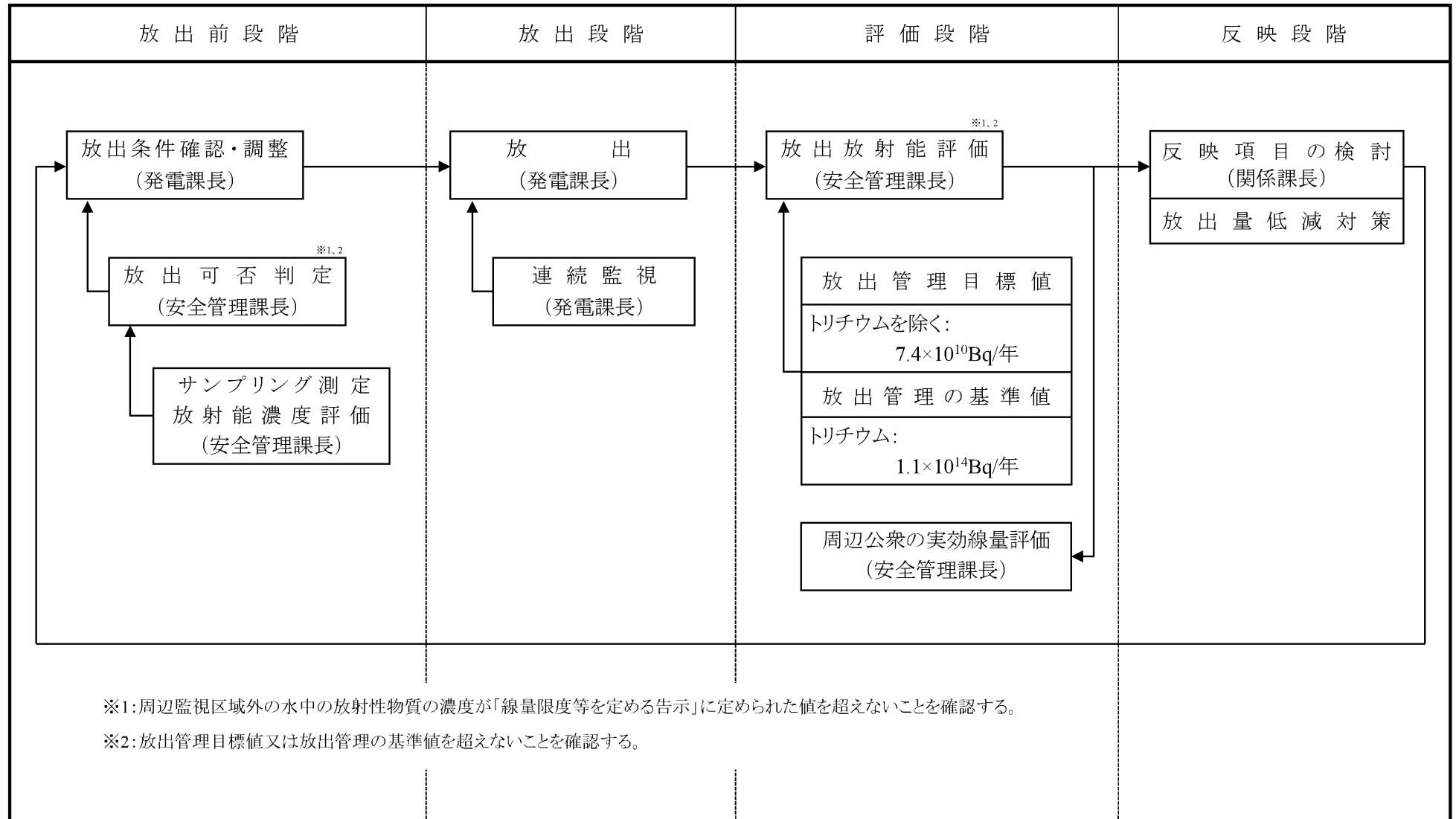
第2.2.1.6-2表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(放射性廃棄物管理に係るもの)

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>(2022年度 川内原子力発電所 不適合管理) 薬品ドレン蒸留水タンクのトリチウム濃度の誤り (概要) 液体廃棄物測定においては、放射能濃度測定及びトリチウム濃度測定を行い、その測定結果を「放射性液体廃棄物処理承認票」に記載し、承認している。 2022年9月8日に測定した川内1号機A薬品ドレン蒸留水タンクのトリチウム濃度の測定結果に誤りがあることが分かった。 (原因) 不適合が発生した状況と内容に基づき原因分析した結果、以下の原因が特定された。 (1)トリチウム測定記録は電子データであり、事前に入力している値の書き換え(コピー&ペースト)が可能であった。 (2)トリチウム濃度算出時の測定記録に関するチェック方法が明確ではなかった。 (是正状況) 以下の再発防止と水平展開を実施した。 (1)再発防止 ・トリチウム測定記録においては、事前に入力している値(「試料量」、「測定時間」)を書き換え(コピー&ペースト)ができないようにした。 ・トリチウム測定記録のチェック方法を明確にした。 ・放射性液体廃棄物放出タンクの試料量を統一し、化学業務要領を改正した。 ・今後同様の不適合が発生しないよう教育を実施した。 (2)水平展開 ・薬品ドレン蒸留水タンクだけではなく、それ以外の放射性液体廃棄物放出タンクにおいても、上記の再発防止対策を実施した。また、業務連絡票にて今回の不適合に対する内容を周知した。</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、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>	無



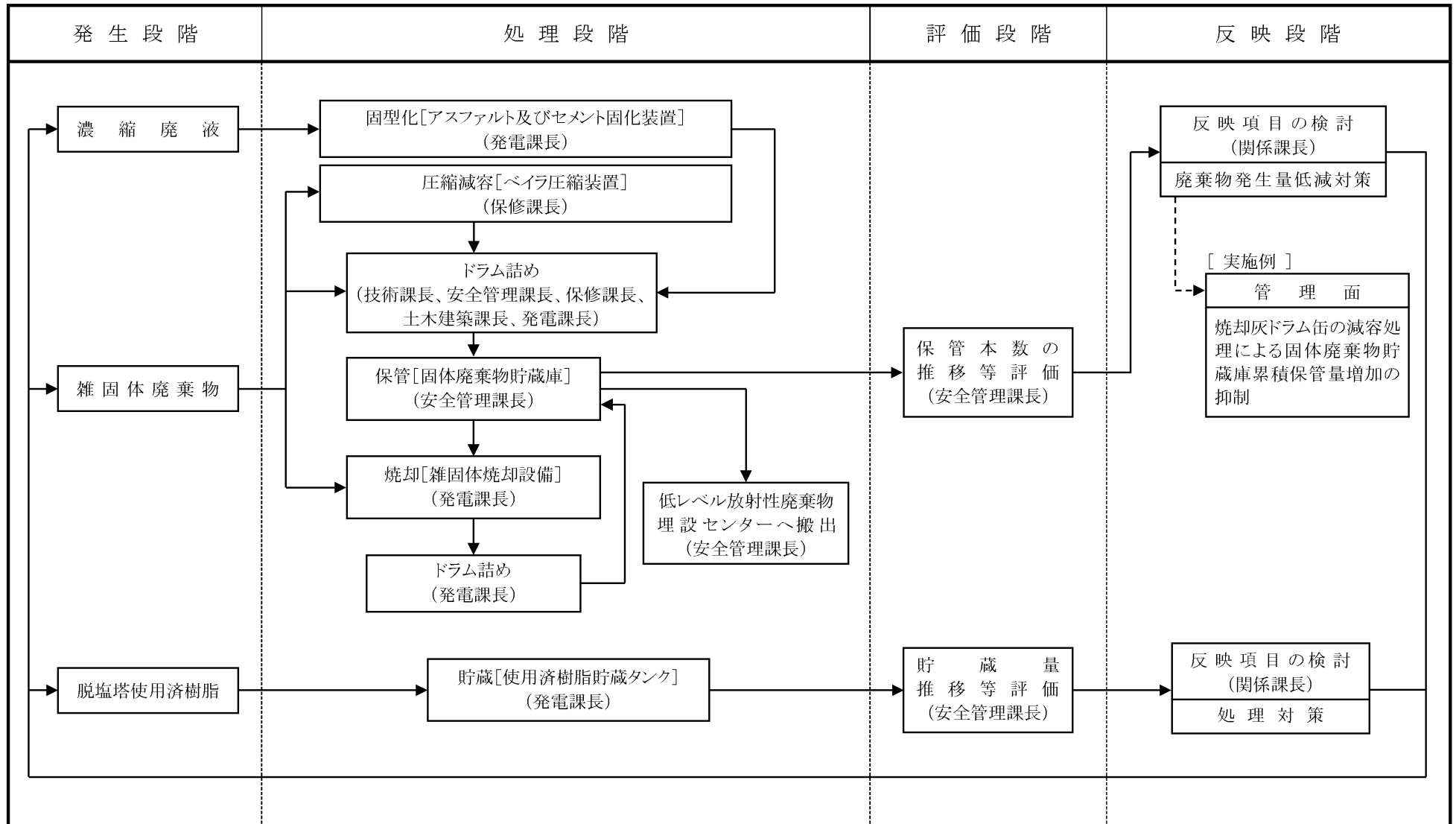
注: ()内は、主管を示す。

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、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



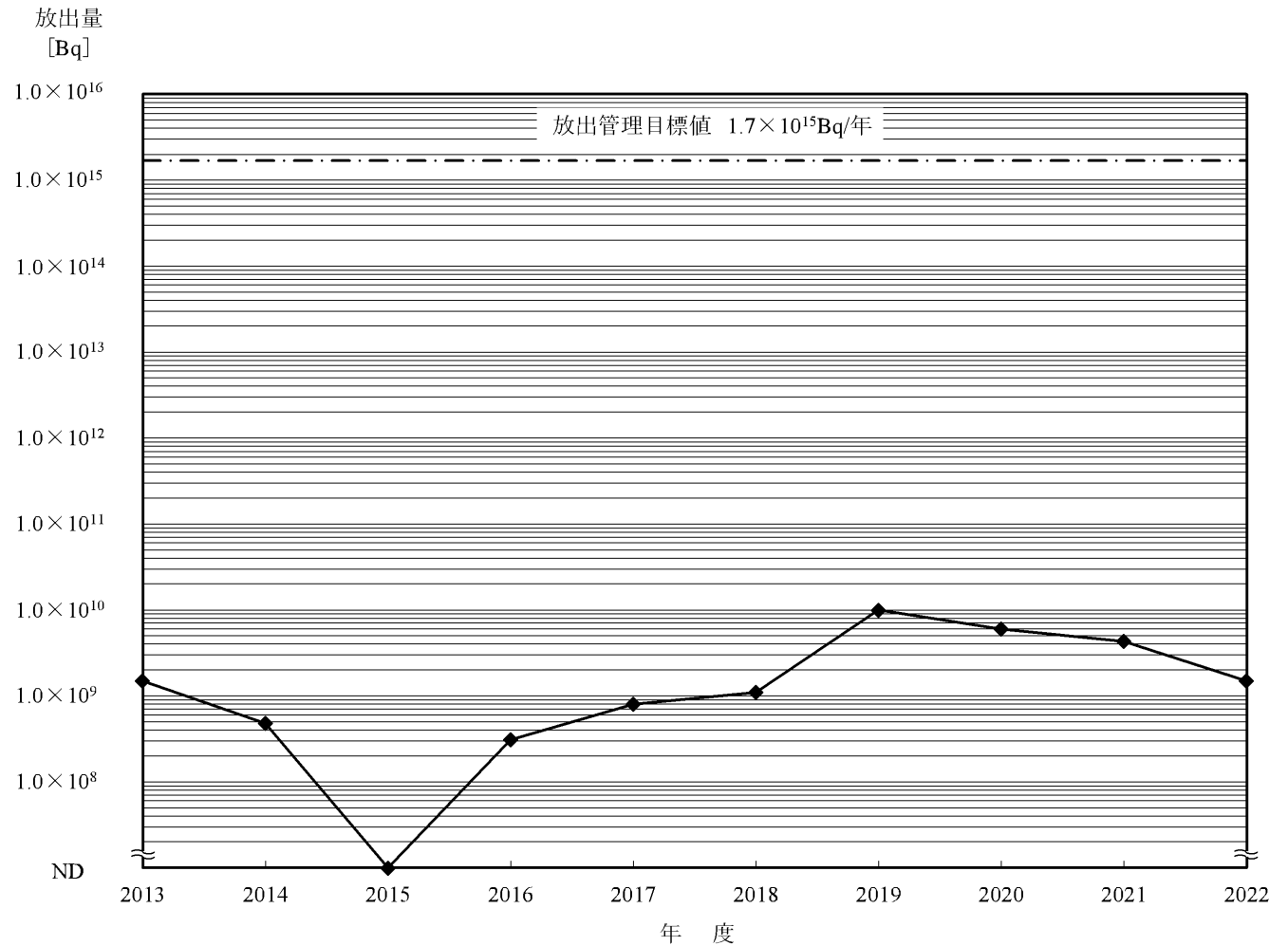
注:()内は、主管を示す。

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

年 度	放射性希ガス放出量 [単位:Bq]
2013	1.5×10^9
2014	4.8×10^8
2015	ND
2016	3.1×10^8
2017	8.1×10^8
2018	1.1×10^9
2019	1.0×10^{10}
2020	6.0×10^9
2021	4.3×10^9
2022	1.5×10^9

※:2014年10月以降は希ガス放出量評価方法の見直しを実施

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。



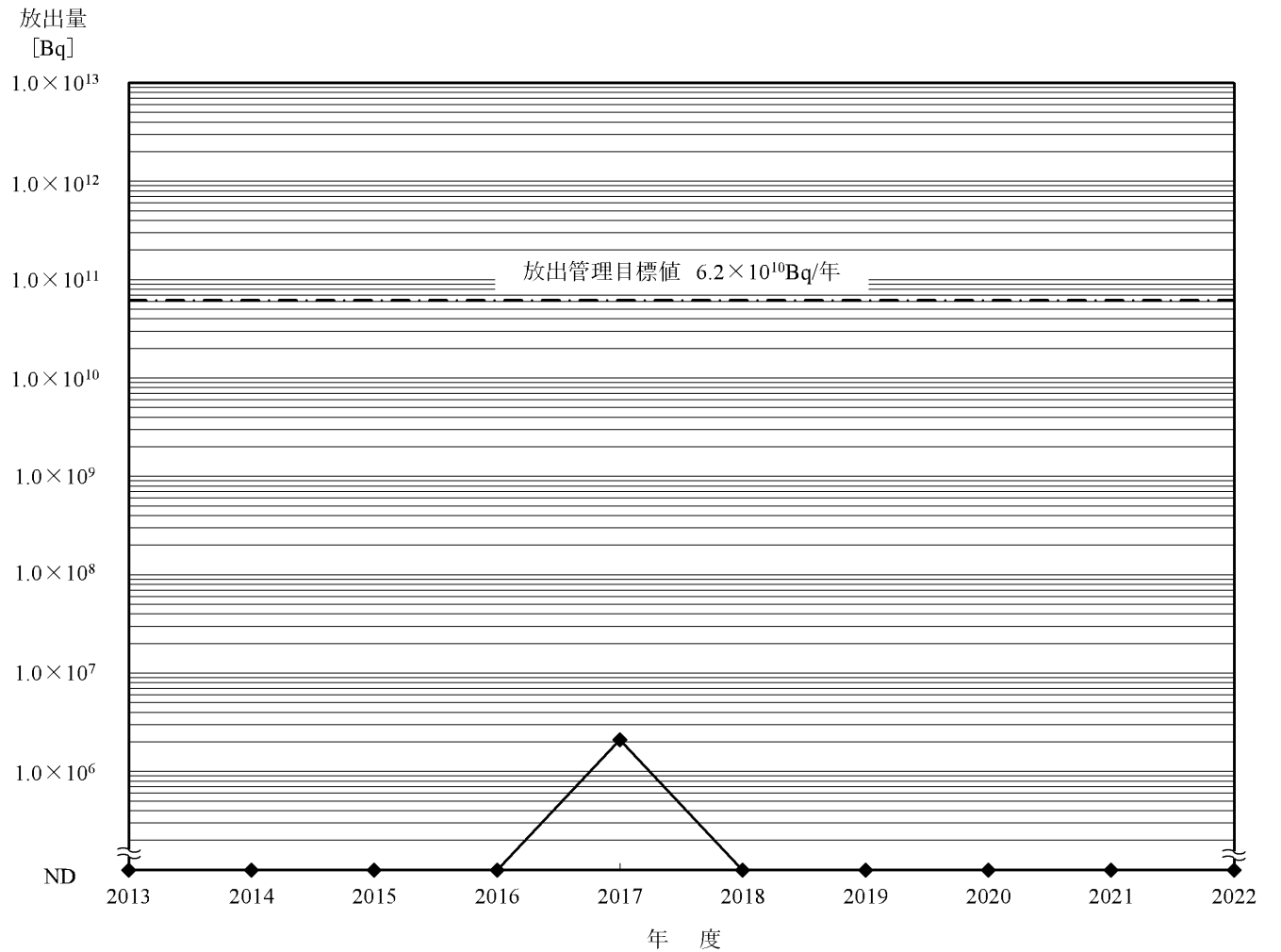
第2.2.1.6-4図 放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量

[単位:Bq]

年 度	よう素131放出量
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	2.1×10^6
2018	ND
2019	ND
2020	ND
2021	ND
2022	ND

※:川内1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。

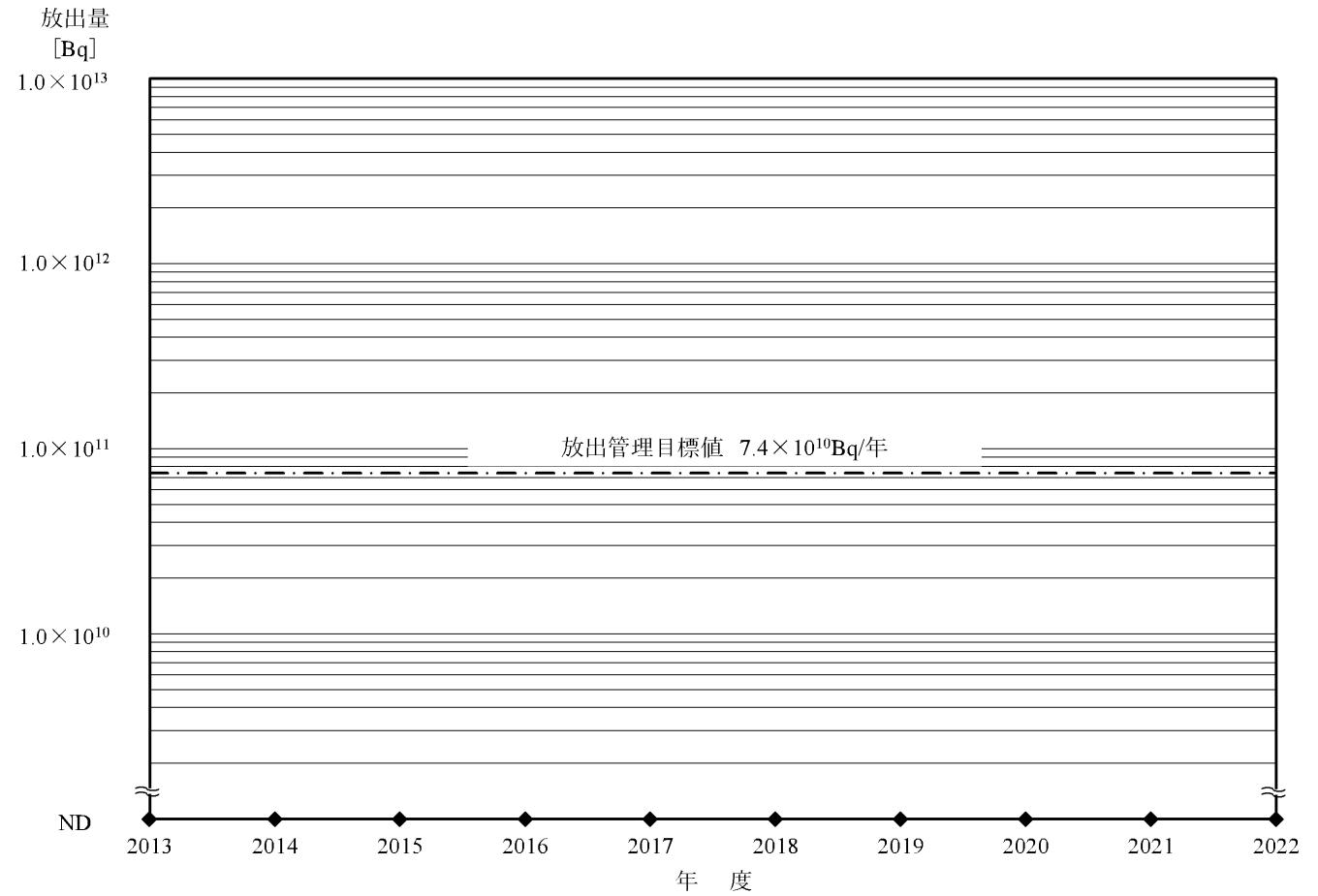


第2.2.1.6-5図 放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量

[単位:Bq]	
年 度	トリチウムを除く放射性物質放出量
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	ND
2020	ND
2021	ND
2022	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。

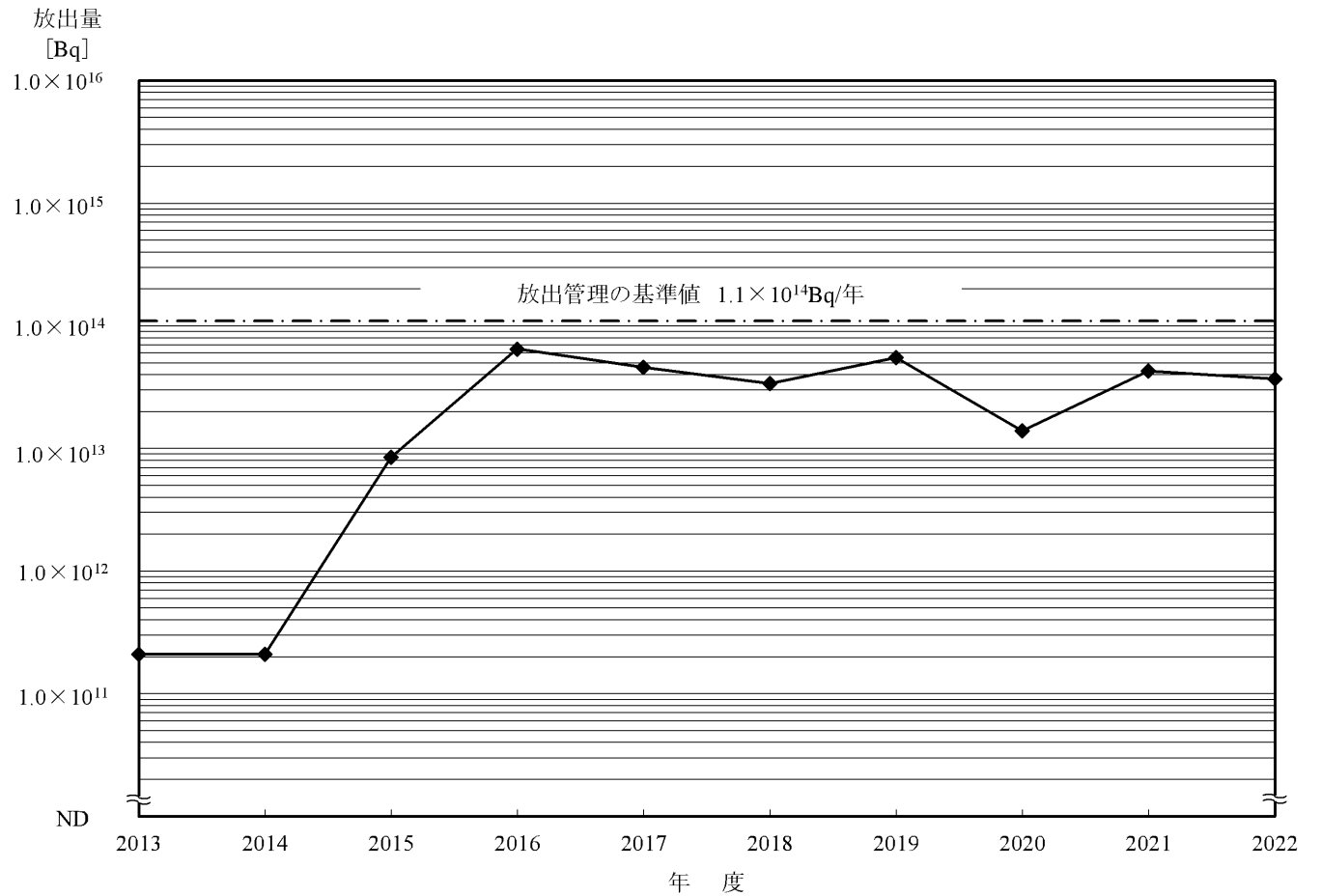
なお、検出限界値は ^{60}Co で代表: $2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 以下である。



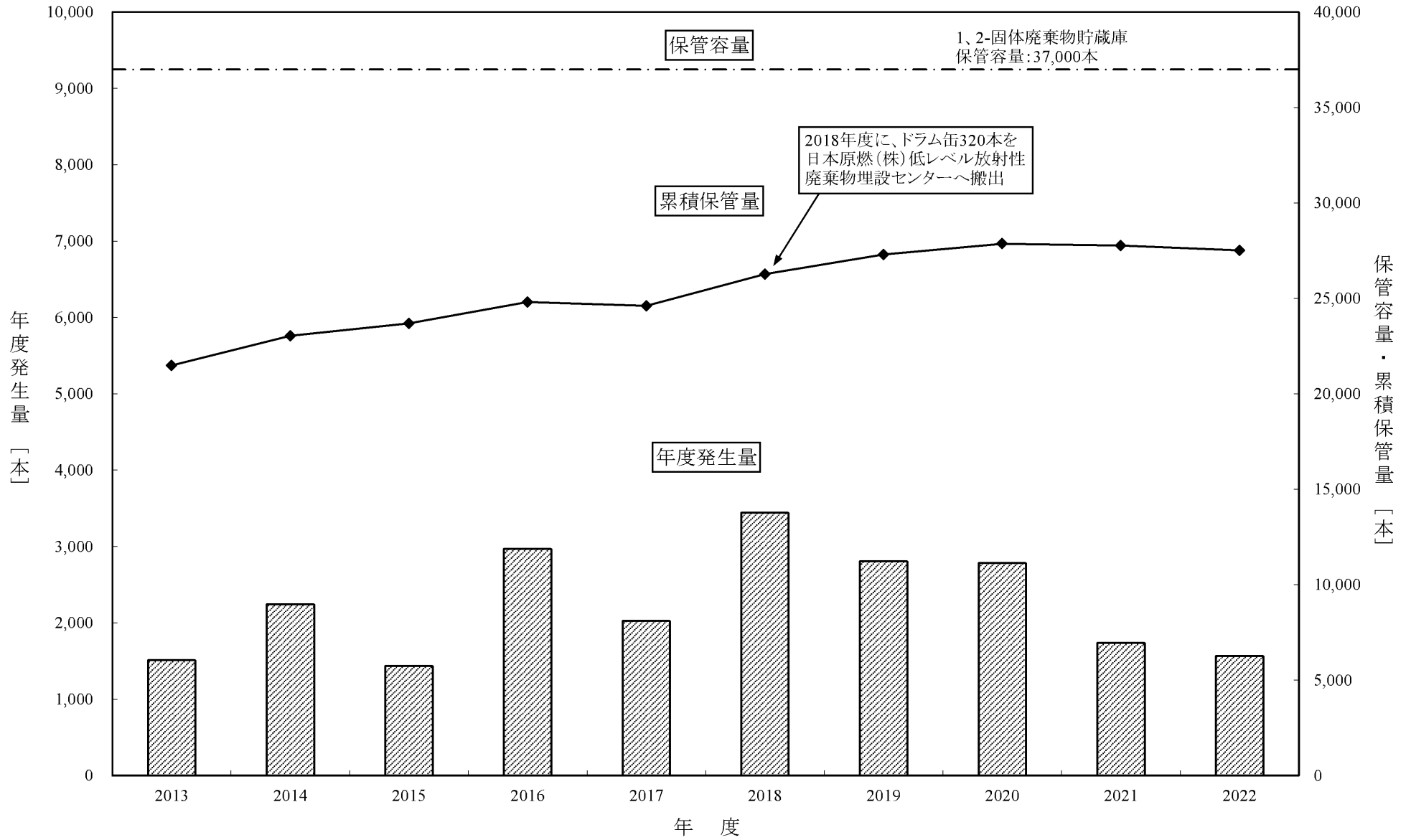
第2.2.1.6-6図 放射性液体廃棄物中の放射性物質の放出量(トリチウムを除く)

年 度	トリチウム放出量 [単位:Bq]
2013	2.1×10^{11}
2014	2.1×10^{11}
2015	8.5×10^{12}
2016	6.5×10^{13}
2017	4.6×10^{13}
2018	3.4×10^{13}
2019	5.5×10^{13}
2020	1.4×10^{13}
2021	4.3×10^{13}
2022	3.7×10^{13}

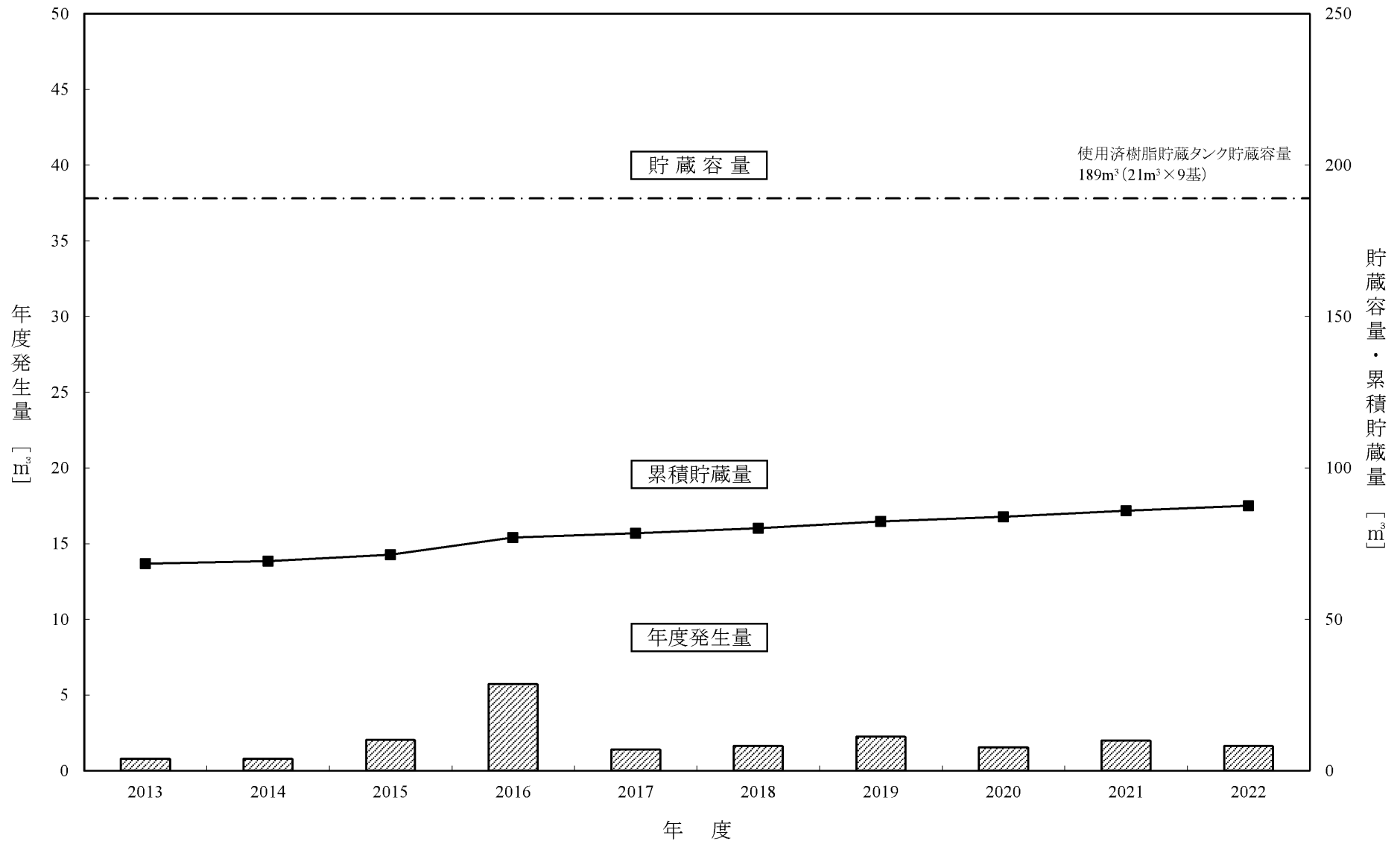
注:放出量は、排水中の放射性物質の濃度に排水量を乗じて求めている。



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



第2.2.1.6-8図 放射性固体廃棄物の発生量、保管量推移



第2.2.1.6-9図 脱塩塔使用済樹脂の発生量、貯蔵量推移

項 目	年 度											備 考
	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022		
気体廃棄物	・漏えい燃料防止対策の実施											1989年度から、ペレット水分管理強化 建設当初から炉心アップフロー化を実施 (1989年度から採用) (2015年度から採用) (1984年度設置) (1983年度設置) 2007年度ガス圧縮装置更新
	(1) 燃料品質管理強化											
	(2) バッフルジェット対策											
	(3) 異物対策燃料の使用											
	(4) 信頼性向上燃料の採用											
	・ガス減衰タンクの設置、運用											
	・気体廃棄物処理設備の設置、運用											

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	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	備 考	
液体廃棄物	・ほう酸回収装置の設置、運用												(1984年度設置)
	・廃液蒸発装置の設置、運用												(1984年度設置)
	・洗浄排水高濃縮装置の設置、運用	川内1、2号機共用											(1996年度設置) 2000年度から水洗いに変更 (国際的な特定フロン全廃)
	・洗浄排水処理装置の設置、運用	川内1、2号機共用											(1983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	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	備 考		
固体廃棄物	設 備 面	川内1、2号機共用											川内1号機:1983年度設置 川内2号機:1985年度設置 (1990年度から共用)	
		川内1、2号機共用												(1983年度設置)
		川内1、2号機共用												(2007年度改造) 設備運転時間の延長を可能とした
		川内1、2号機共用												(1983年度設置)
	管 理 面	物品持込み制限											(1987年度から実施)	
		消耗品の仕様変更、使用制限											(1988年度から実施)	
		固体廃棄物減容処理											2004年度から焼却灰を減容可能とした	

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踏まえ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。

また、原災法等の改正に伴い、「原子力事業者防災業務計画」を修正し、原子力事業所災害対策支援拠点の設置及び原子力緊急事態支援組織の整備等を行った。

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、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、鹿児島県知事及び薩摩川内市長に届け出ている。

火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害（地震、津波及び竜巻等）及び有毒ガス発生により、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

発電所の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川内原子力発電所展示館等に配備している。

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、鹿児島県知事及び薩摩川内市長へ届け出るとともに、緊急時対策棟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、緊急時対策棟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、緊急時対策所、応急処置施設（発電所診療所及び緊急時対策棟診療所）、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) 周辺住民等への情報提供

平常時から、発電所の周辺住民等に対し、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、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、鹿児島県知事及び薩摩川内市長に提出し、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）の長並びに鹿児島県知事、薩摩川内市長及び

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、その他自然災害及び有毒ガス発生時の対応

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。

有毒ガスが発生した場合における運転員、緊急時対策所で重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員及び特重施設要員の防護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、要員の防護のための活動に使用する資機材の配備及び運転員、緊急時対策本部要員及び特重施設要員の防護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 原子力災害医療体制の充実化

2022年8月に、原子力発電所内の医療体制として、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の体制を構築した。

この結果、災害時における医療体制の充実が図られた。

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、川内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、鹿児島県知事及び薩摩川内市長と協議の上、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 フィルタベント手順書への確認行為の追加

確率論的リスク評価により抽出された追加措置に伴い、2023年4月に、社内マニュアルを改正し、フィルタベントの成否に影響を与える気密扉の閉止操作について、確認行為を追加した。

この結果、フィルタベント操作の信頼性の改善による原子炉格納容器の過圧破損のリスク低減が期待できる。

ロ 傷病者発生時の医療機関への情報提供ルールの変更

傷病者を発電所構外へ運び出す場合は、汚染検査の結果を必要に応じて「救急患者記録用紙(情報提供用)」に作成し、医療機関へ情報提供するように定めているが、組織の外部の者に適切に情報を通知する観点から、2023年6月に救急対策基準を改正し、放射線管理区域内で傷病者が発生し発電所構外の医療機関へ移送する場合は、汚染検査等の結果を救急患者記録用紙へ記入し、医療機関へ持参するルールに変更した。

この結果、傷病者発生時の医療機関への情報提供の確実性、正確性の向上が図られた。

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、発電所の方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 危険物保安及び防火・防災管理教育

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・防災管理に関する意識の高揚を図るための教育を実施している。

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 火災防護教育

火災発生時の措置に関すること、火災防護に対する知識、外部火災・内部火災発生時の措置、消火水放水時の注意事項・注意喚起及び設備影響について教育を実施している。

ヘ 内部溢水、火山影響等、その他自然災害対応教育

内部溢水、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。

ト 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。

チ 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。

リ 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有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。

ヌ 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消防隊との連携を含めた総合的な訓練を実施している。

ル 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。

ロ 力量維持訓練

技術的能力に係る審査基準で要求される19の手順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。

ワ 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。

カ 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原子力防災訓練について、緊急時通信連絡訓練、緊急時モニタリング訓練等の訓練へ積極的に参画している。

なお、今回の調査期間においては、2023年2月に鹿児島県、薩摩川内市、いちき串木野市、阿久根市、鹿児島市、出水市、日置市、姶良市、さつま町及び長島町主催の原子力防災訓練に参画した。

(b) 緊急時の措置に係る教育・訓練の改善状況

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

イ 放射性物質放出時の放射線防護等に係る注意事項の周知徹底

モニタリング訓練は、放射性物質の放出を伴う事象を想定しているため、緊急時対策所から現場対応者が現場へ行く際に、放射性物質放出後の現場での放射線防護等に係る注意事項について、周知する必要があった。これを踏まえ、原子力防災訓練時に放射性物質放出後の現場での放射線防護等に係る注意事項について周知を実施し、今後も継続的に実施することとした。

この結果、放射性物質放出時の放射線防護等に係る注意事項の周

知徹底が図られる。

(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) 緊急時対策棟(指揮所)と緊急時対策棟(休憩所)の接続工事

旧代替緊急時対策所を要員の休憩所として使用するため、緊急時対策棟(休憩所)として緊急時対策棟(指揮所)と連絡通路で接続し、2022年9月に一体的な運用を開始した。

この結果、緊急時対策棟の更なる支援機能の充実が図られた。

(b) 緊急時対策所(緊急時対策棟内)の立上げに係る訓練用モックアップの設置

緊急時対策所(緊急時対策棟内)の立上げに係る訓練については、防災課主管の「力量維持訓練(総括班)」において実施しているが、訓練形式が現場模擬操作主体であるため、代替交流電源切替に対応したモックアップを2023年3月に設置した。

この結果、モックアップによる実操作を行うことで緊急時対策所(緊急時対策棟内)の立上げに係る力量維持訓練の充実が図られた。

(c) 耐震裕度向上工事

原子力規制委員会にて震源を特定せず策定する地震動の見直しが検討されるなど、原子力発電所が想定すべき地震は更に大きくなる可能性がある。

これら最新知見や設備の経年劣化等に適切に対応するため、現状の基準地震動 S_s に対する安全裕度が低い設備のうち、対策が大規模となる設備等に対する耐震安全性向上工事を実施した。

この結果、発電所の更なる耐震安全性向上が図られた。

(4) 緊急時の措置に係る実績指標

a. 防災訓練回数

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2.2.1.7-6図に示す。

原子力防災訓練については、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2.2.1.7-12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。
2021年11月に緊急時対策所の機能は、支援機能の充実を図った緊急時対策所(指揮所)に移管された。
2022年9月に緊急時対策棟(指揮所)と緊急時対策棟(休憩所)の接続に伴い、緊急時対策所の機能は緊急時対策所(緊急時対策棟内)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、市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

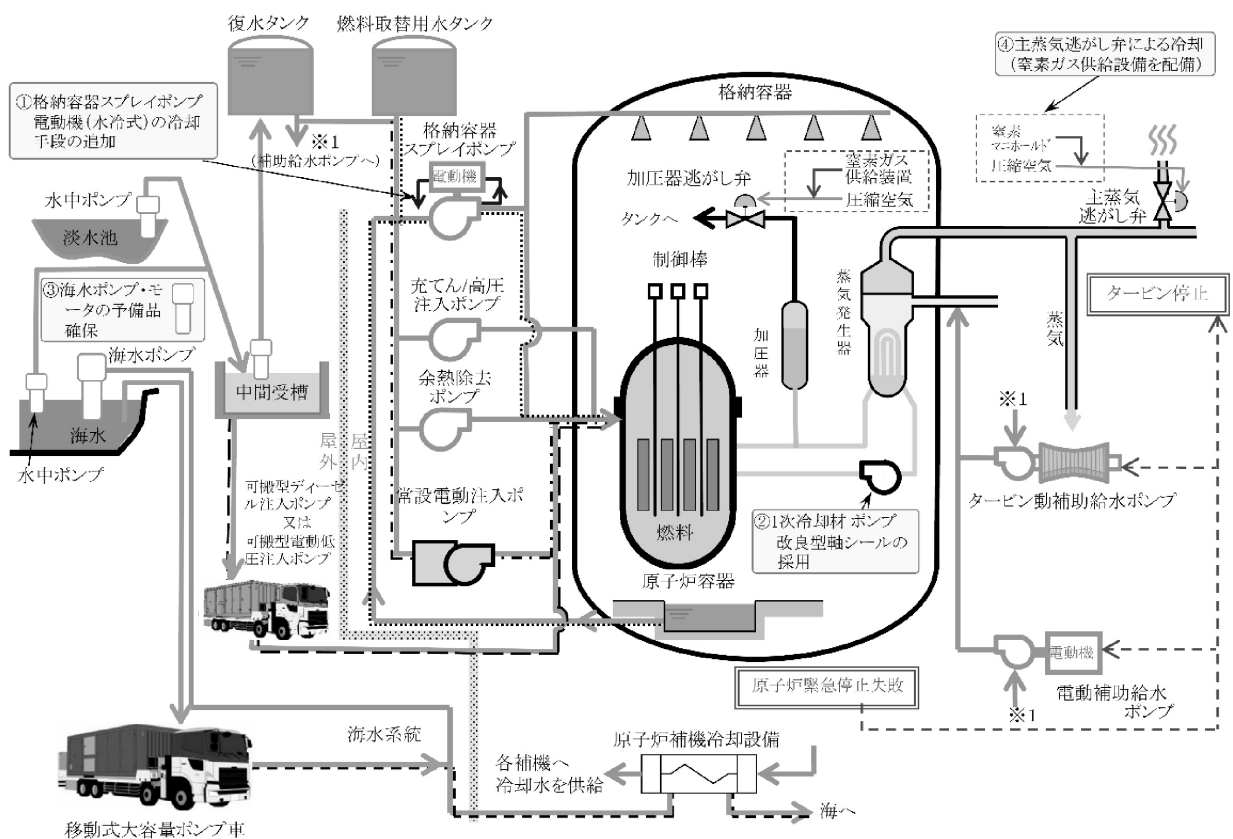
【新潟県中越沖地震以後】

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。
専属消防隊本部建屋の設置	前項の「専属消防隊」、「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「専属消防隊本部建屋」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)

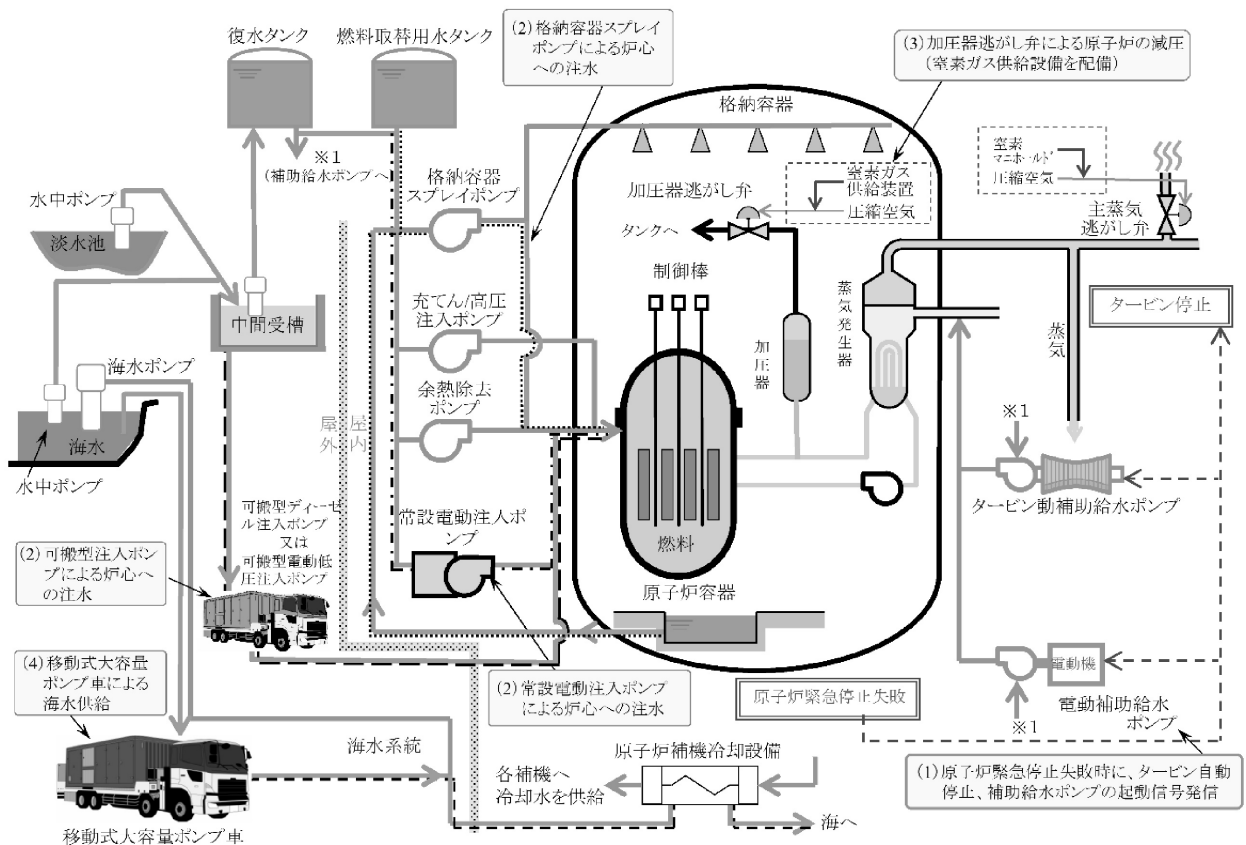
対策項目	内容
① 格納容器スプレイポンプ電動機(水冷式)の冷却手段の追加	・全交流動力電源喪失時、常設の電動機の冷却水が供給されない場合でも、燃料取替用水タンクの水を冷却水として使用できる手段を追加
② 1次冷却材ポンプ改良型軸シールの採用	・重大事故等時の高温高圧条件下での耐力を向上させた改良型軸シールに取替え
③ 海水ポンプ・モータの予備品確保	・海水ポンプ・モータが使えなくなった場合を想定し、予備品を確保
④ 主蒸気逃がし弁による冷却	・制御用空気喪失時に、制御用空気の代替手段として窒素マニホールドから窒素を供給し、主蒸気逃がし弁を開弁し、蒸気発生器2次側による冷却を行う。

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



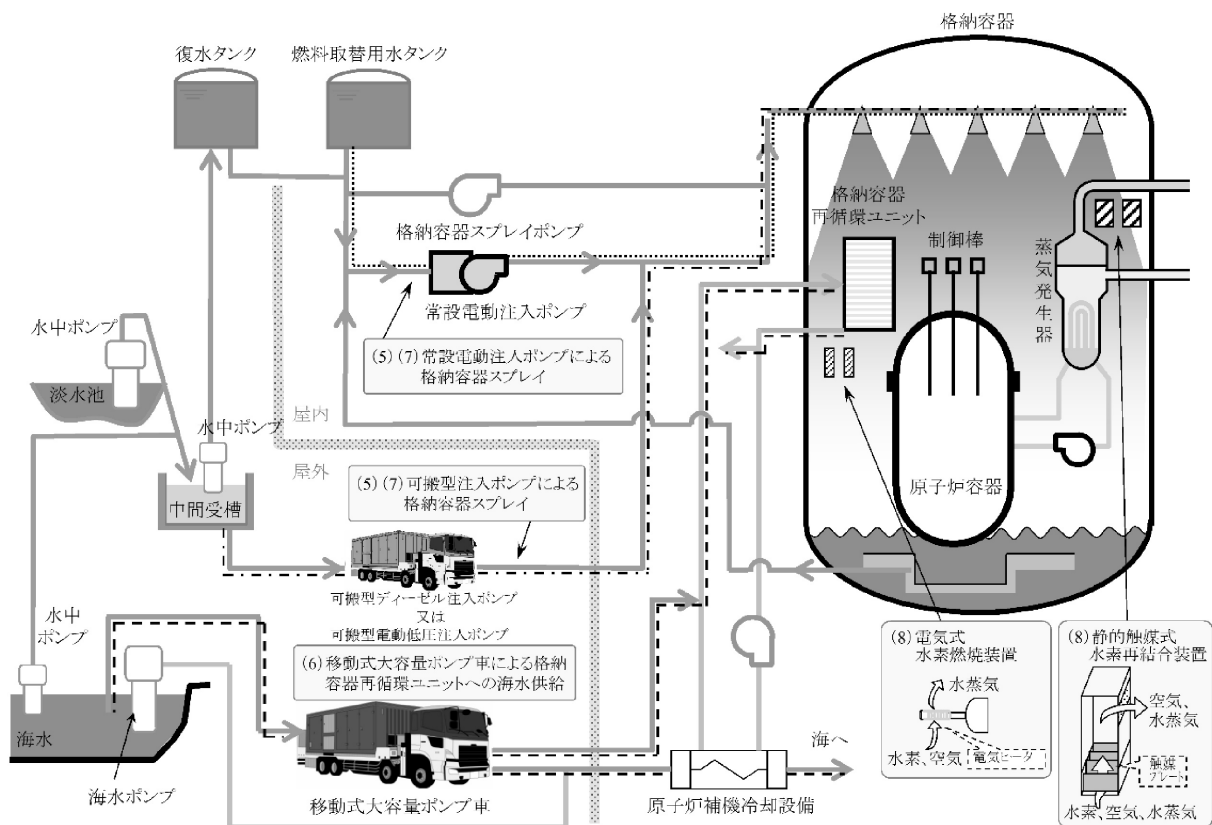
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(2/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(1/6))

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	・常設の充てん/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
	(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



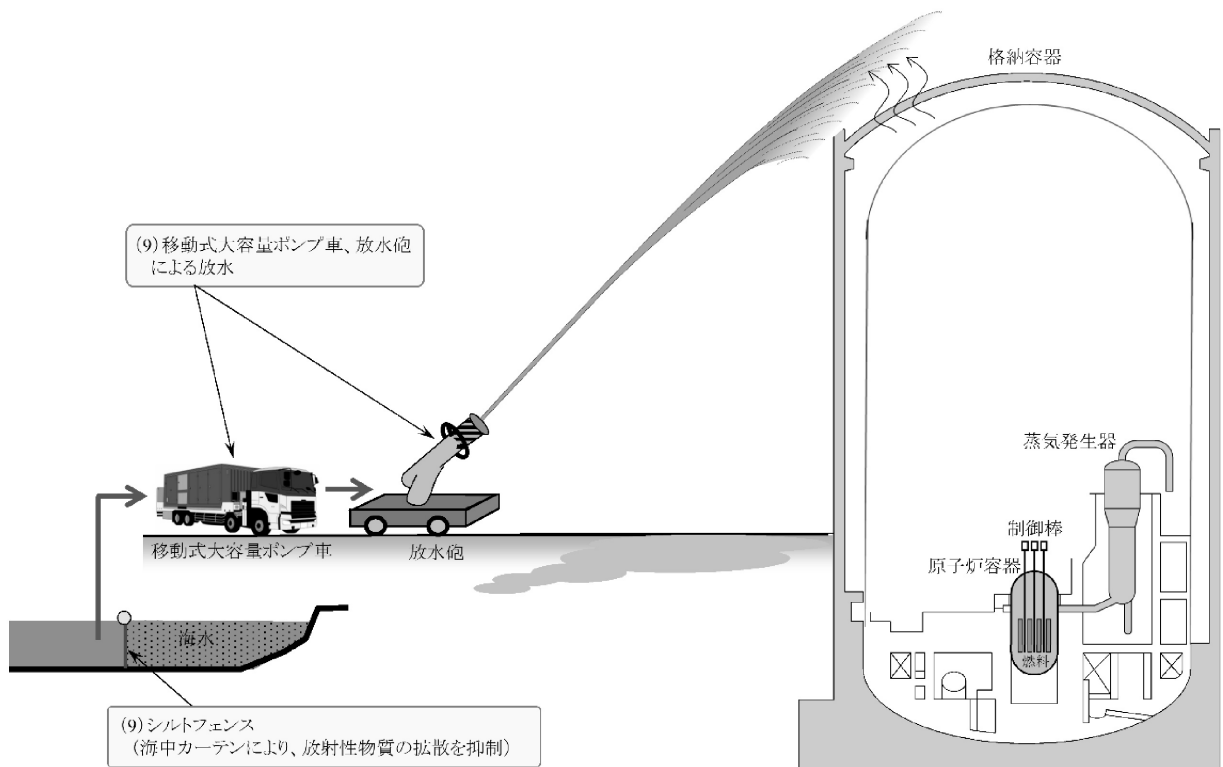
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(3/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(2/6))

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



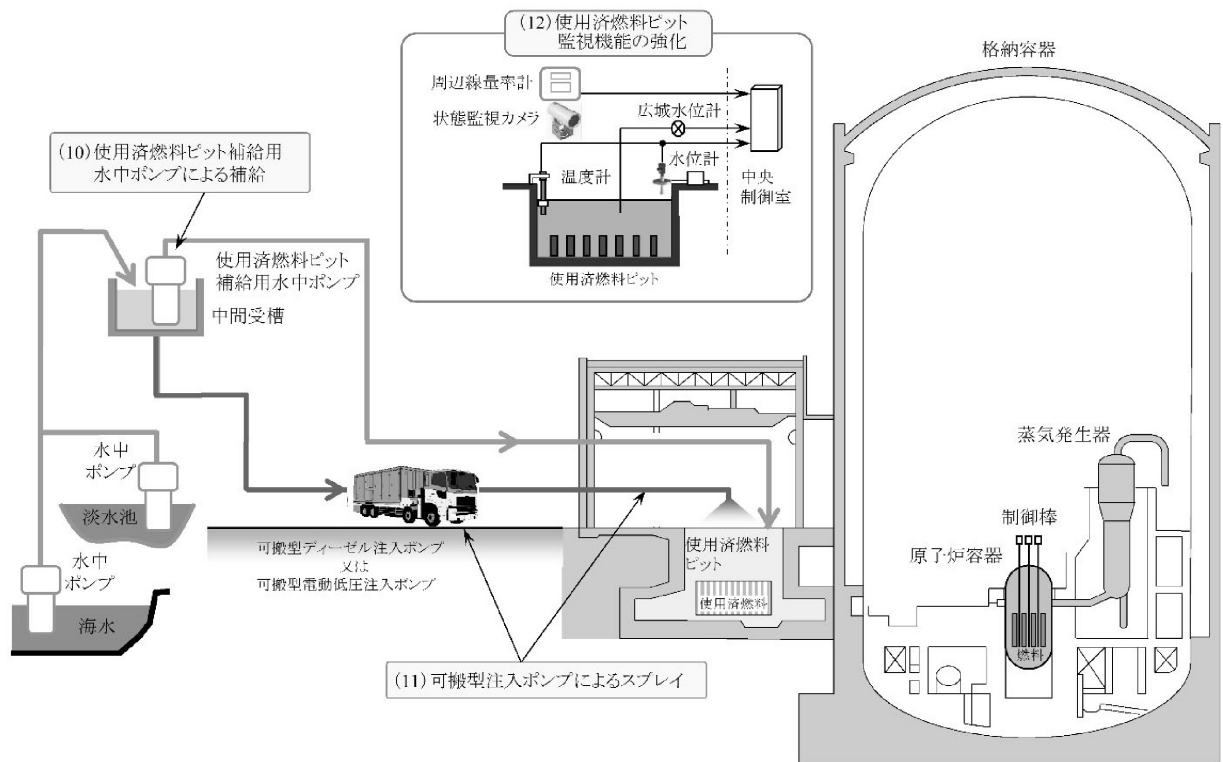
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(4/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(3/6))

	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



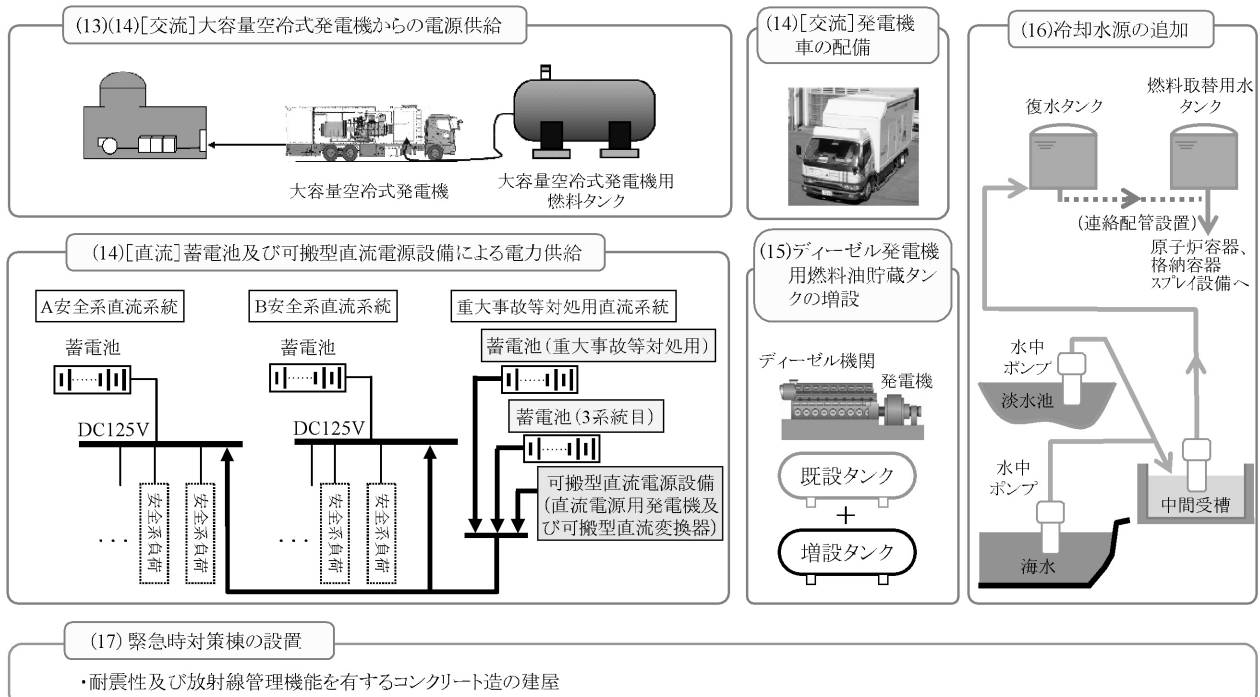
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(5/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(4/6))

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



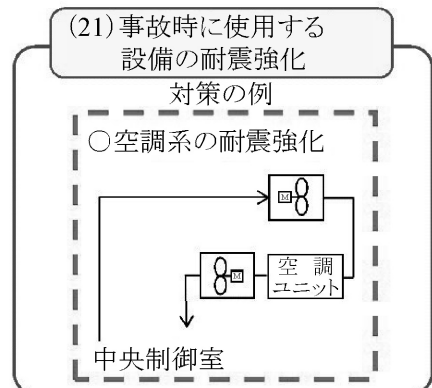
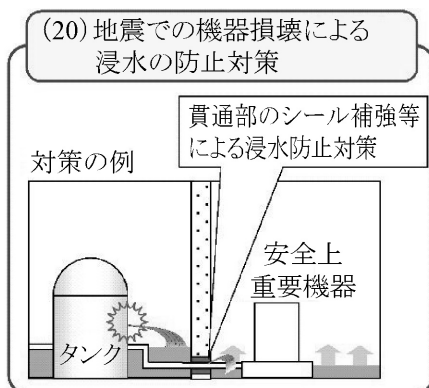
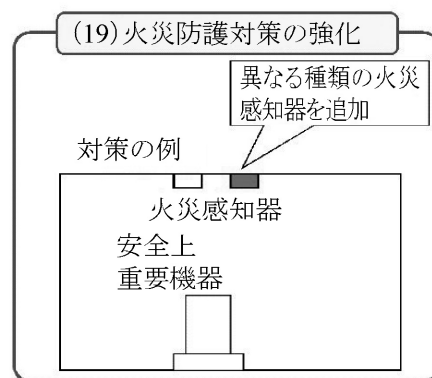
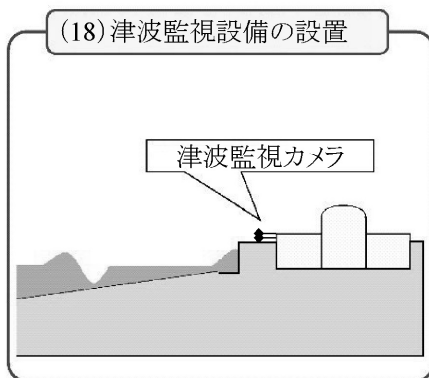
第2.2.1.7-3表 発電所の安全対策(6/7)
(新規制基準へ適合するために必要な対策(5/6))

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タンクに加え、常設の復水タンクや淡水池・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



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	○1号炉及び2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	○1号炉及び2号炉間の連絡対応 ○1号炉及び2号炉間の運転操作助勢
				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
				運転対応要員	○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(初動)	○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	○技術系社員:12名
	初動後		16名	16名	○協力会社社員: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)	○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	○1号炉及び2号炉ごとの統括管理 ○1号炉及び2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		○特重施設作業対応

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	・1号A/B排気筒ガスモニタ ・1号C/V排気筒ガスモニタ ・2号A/B排気筒ガスモニタ ・2号C/V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汚染サーベイメータ	
	可搬式ダスト測定関連機器	・可搬式ダストサンブラ ・ダスト・ヨウ素サンブラ ・ダスト測定器	
	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 ・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	エアモニタリング設備	・1号格納容器内高レンジエアモニタ ・1号使用済燃料ピットエアモニタ ・1号使用済燃料ピット排気ガスモニタ ・2号格納容器内高レンジエアモニタ ・2号使用済燃料ピットエアモニタ ・2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

・本表の1～12の資料は、オフサイトセンター、鹿児島県、薩摩川内市、いちき串木野市、阿久根市、鹿児島市、出水市、日置市、姶良市、さつま町及び長島町の災害対策本部等に備え付ける資料を示す。

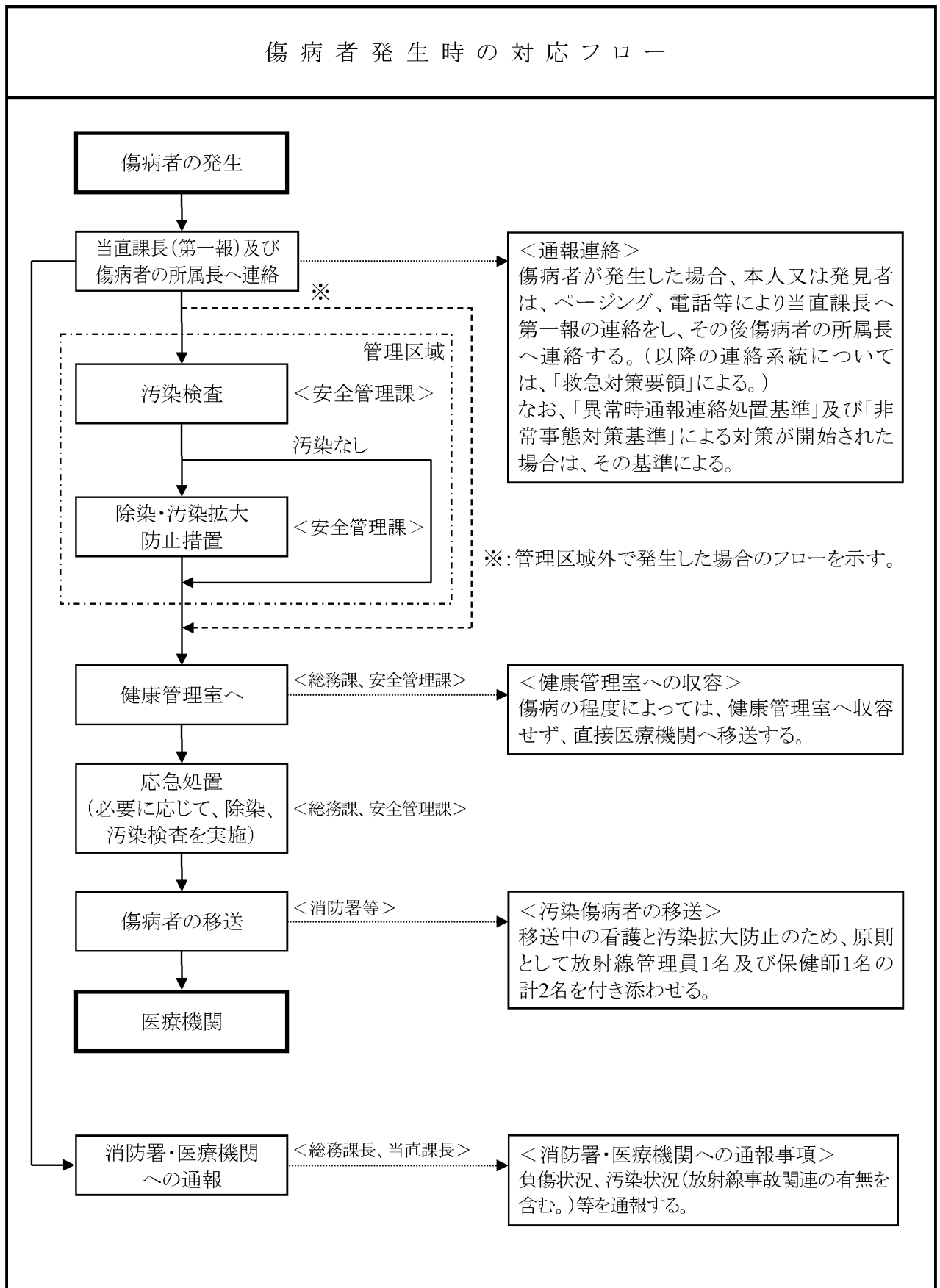
・本表の□の資料は、原災法第12条第4項に基づき、オフサイトセンターに備え付けるために、内閣総理大臣に提出する資料を示す。

・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、傷病者を安全な場所に移したのち、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を防止する。</p>
2	対応フロー	<p>傷病者が発生した場合は、別紙「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	救出及び救急の処置	<p>発見者は、その状況を速やかに確認し、ページング、電話等により当直課長(中央制御室)及び傷病者の所属長に連絡するとともに付近の者と協力して救出及び救急処置に着手する。</p> <p>但し、傷病者等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課長が指示する除染等と併行して実施する。</p> <p>当直課長及び傷病者の所属長は、「救急対策要領」の連絡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通報事項として、負傷状況、汚染状況(放射線事故関連の有無を含む。)等を事前に通報する。</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

【川内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	10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	緊急時対策棟(指揮所)と緊急時対策棟(休憩所)の一体的運用開始に向けた反映	<ul style="list-style-type: none"> ・現在、緊急時対策棟(指揮所)と緊急時対策棟(休憩所)を連絡通路で接続する工事を実施しており、一体的運用開始後に適用する緊急時対策所機能や資機材保管場所をあらかじめ反映
	原子力災害医療体制の充実	<ul style="list-style-type: none"> ・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

第2.2.1.7-10表 通報連絡訓練の実績

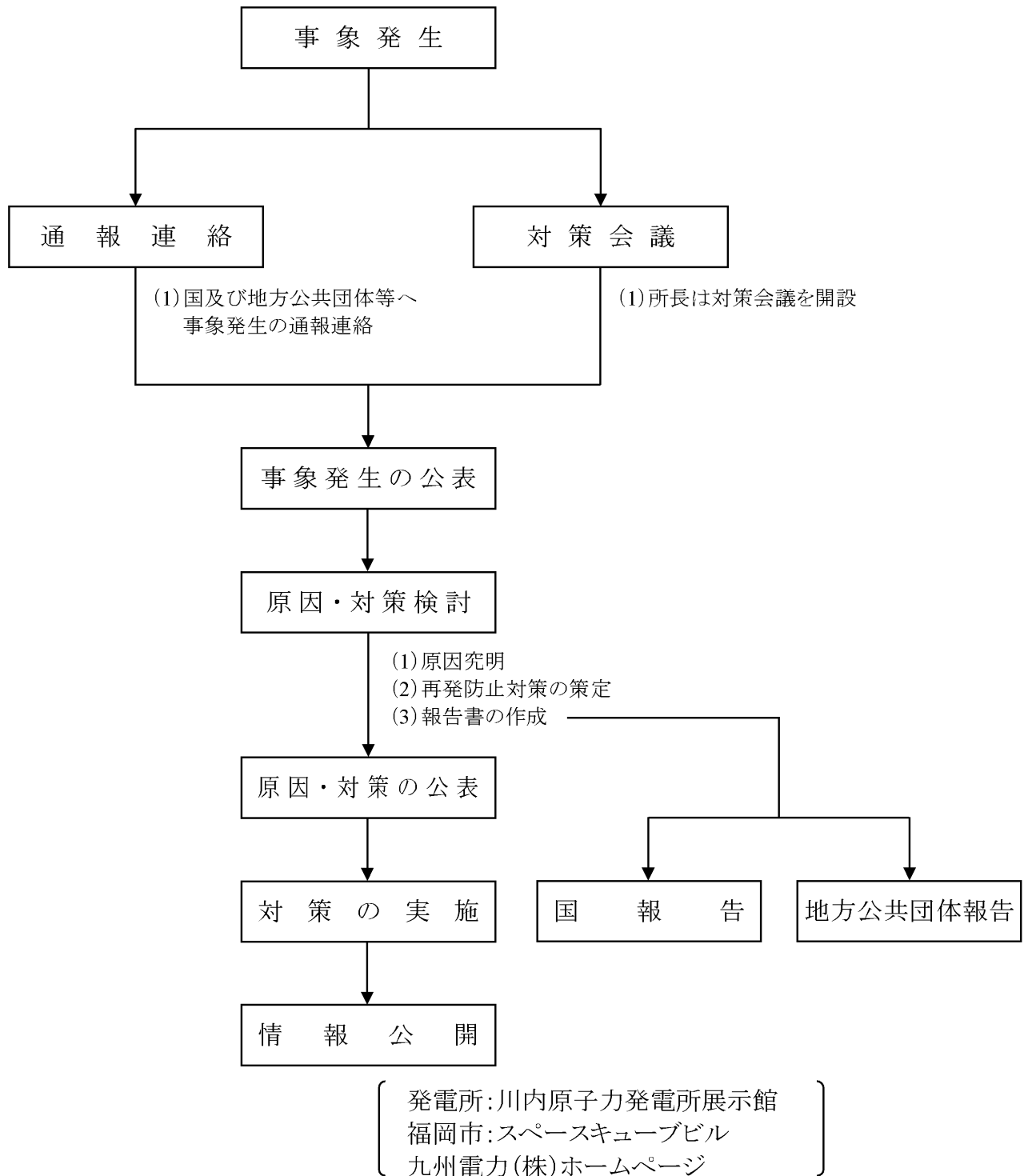
実施年度	概要
2022年度 (2023年2月11日実施)	川内1、2号機において、地震による1、2号機原子炉自動停止等を想定し、通報連絡訓練を実施した。

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 (2022年10月25日実施)</p>	<p>総合訓練として原子炉冷却材漏えい、全交流動力電源喪失等により原子炉の冷却機能がすべて喪失し、原災法第15条事象に至る原子力災害等を想定し、緊急時組織の各訓練を実施した。 なお、2022年10月25日の総合訓練以外に、要素訓練(AM訓練、通報訓練、緊急時対応訓練、モニタリング訓練、原子力災害医療訓練)を実施した。</p>

第2.2.1.7-12表 訓練等の改善状況

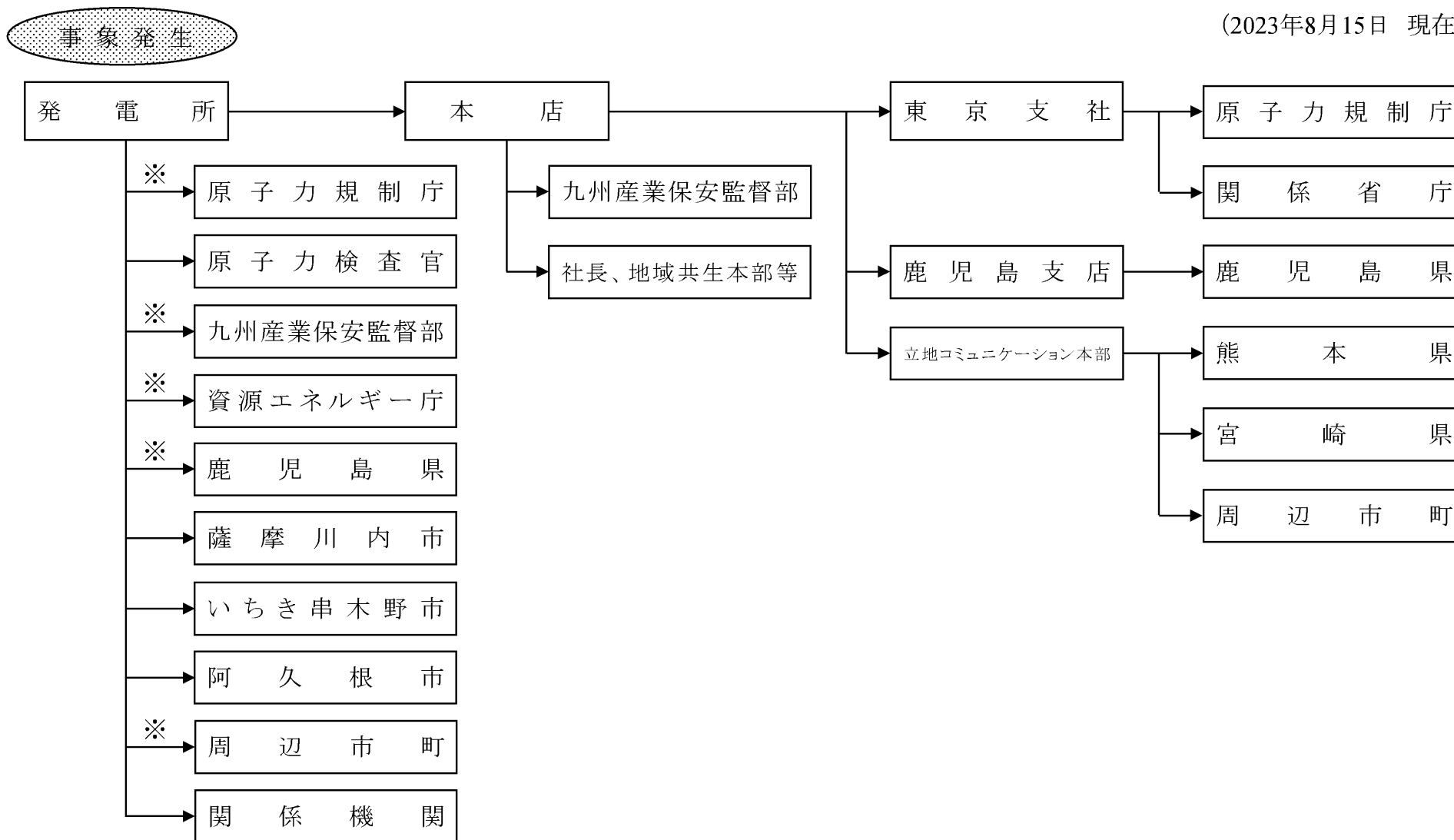
年度	主な気付事項		対応内容
2021	原子力防災訓練	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制庁緊急時対応センター(ERC)との10条確認会議及び15条認定会議時において、説明すべき内容(発生事象、事象進展の予測、収束へ向けた対応状況等)について、会議時の説明内容を整理したフォーマットの作成を検討する。 ・応急措置の実施報告(25条報告)に記載する事項(設備機器の状況、故障機器の応急復旧、拡大防止措置等の時刻、場所、内容等)について、具体的な記載内容を整理し、関係者に周知するとともに、通報訓練(要素訓練)等を通して習熟を図る。 	<ul style="list-style-type: none"> ・状況、事故収束対応、進展予測等を整理した発話整理表を作成し、発話者が説明すべき内容を会議の説明者に説明することができていた。また、説明者は発話整理表に記載された内容を基にERCへ説明することにより10条確認会議及び15条認定会議にて説明すべき内容を的確に発話できていた。これにより、ERCへの簡潔な説明に効果的であったことから、一定の有効性を確認できた。 ・今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。 ・25条報告に記載すべき内容を具体的に整理し、勉強会等を通じて関係者へ周知し、通報訓練(要素訓練)等により習熟を図った。今回の総合訓練時においても適切な間隔で報告し、また、[電源][冷やす][閉じ込める]など情報の種別ごとに分かりやすく記載するとともに、設備機器の状況、故障機器の応急復旧等報告すべき内容を記載できていることを通報文にて確認できたことから、今回の対策について一定の有効性を確認できた。 ・今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。



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

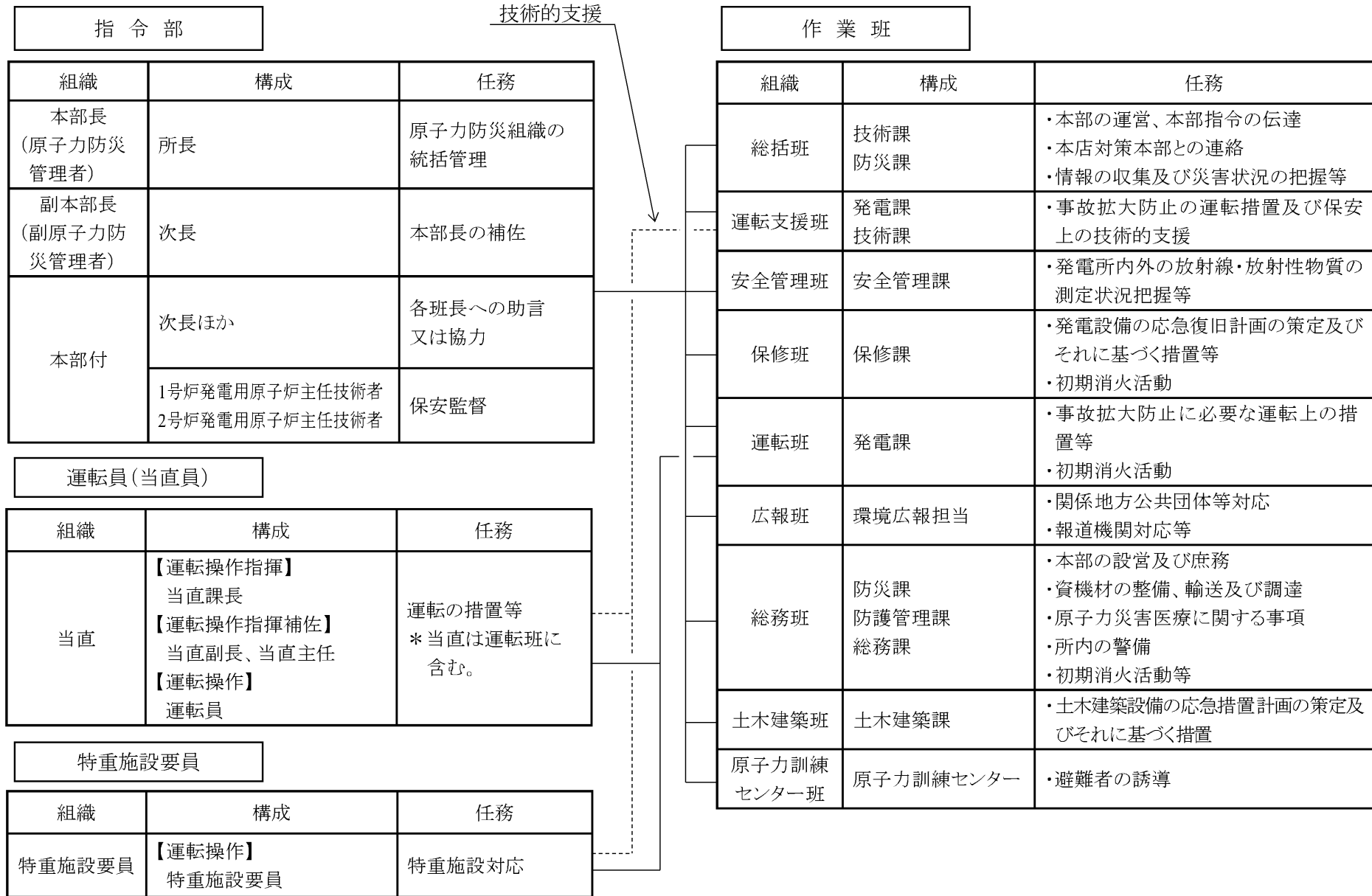
(2023年8月15日 現在)



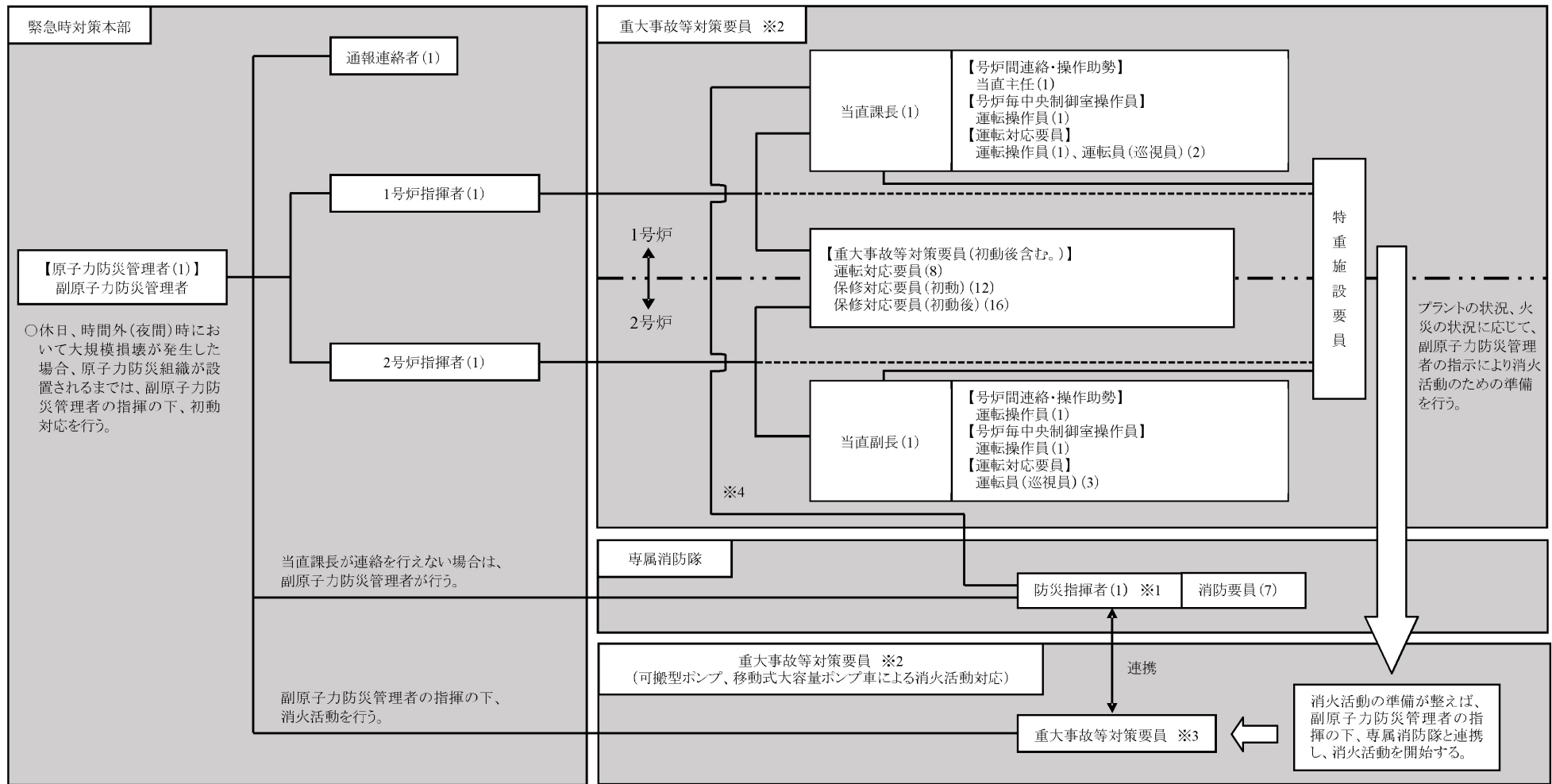
※:第1報のみ発電所から直接報告又は連絡
九州産業保安監督部への報告は、電気関係報告規則第3条第1項関係のみ

2.2.1-279

第2.2.1.7-2図 事故・故障時の通報連絡ルート



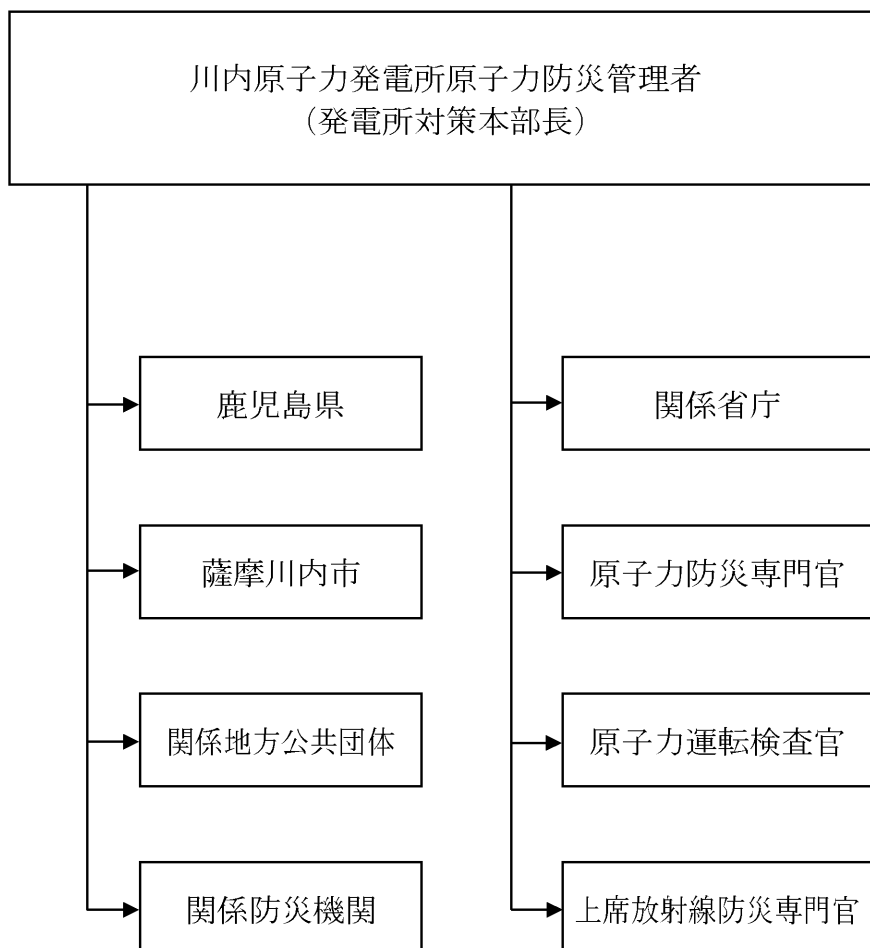
第2.2.1.7-3図 原子力防災組織とその主な任務



- ※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8月15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 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

川内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、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。

2006年度マネジメントレビューの結果を受けて安全文化に係る活動を体系的に取り組むものとして、「安全」を基盤とし公正・公明かつ誠実に活動するため、2007年5月に「原子力安全文化醸成活動計画」を策定し、活動を行った。

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の調査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) リスク意識向上に有効な状態報告(CR)に関する教育

重大なヒューマンエラーに関する情報等については、所員へ都度共有し
注意喚起を図っているものの、リスク意識を更に高めるために、重大なヒュー
マンエラーや、リスク意識を高めることに有効なCRについて、「品質管理及
び安全作業教育」にて紹介した。

この結果、リスク意識の向上が図られた。

(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。

川内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(安全文化の10特性及び43属性)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、それぞれの組織の要員へ第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、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。

2013年度から2014年度にかけては、新規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少し減少したが、当該受講率は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.	
安全に関する責任 (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		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無い」との強い意志をもって、安全を最優先とすること、そして健全な安全文化を育成・維持することを方針として定め、組織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。
	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		
	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)	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			
	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			
	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				
	4.想定の間隙	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)	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	
	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	
	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	
	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	
	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)	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	
	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	
	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、労務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	
	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		
	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	①	②	
	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	
	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		
	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)	1.体系的な取組み	職員は、意思決定において一貫して体系的なアプローチを使用しており、それにはリスクの視点も含まれている。		④			
	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			

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.	
意思決定(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			<p>3. 学習する組織</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>4. コミュニケーション</p> <p>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・社会の皆さまやお客さまの目線に立ち、不安の声や苦言にも真摯に耳を傾け、原子力安全に対するお互いの思いを共有し、相互理解を深め、信頼関係を醸成している。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
	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)	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	
	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	
	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	
	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	
	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)	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		
	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	②	
	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	
	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	
	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)	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		
	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		
	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		
	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)	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			
	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			
	3.文書化	組織は、完全に正確で最新の文書を作成し維持している。		②			
問題提起できる環境(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 ④	①	②	
	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	

第2.2.1.8-2表 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2022年度の例) (1/5)

項目	評価結果
自己評価結果	<p>1. 自己評価結果における組織全体としての強み、気付きは以下のとおり。</p> <p>[強み]</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 発電所幹部、管理職から安全を最優先とした明確な業務指示等のリーダーシップの発揮。(LA、CO) (2) 所長の期待事項(3つのお願い+4S(整理、整頓、清掃、習慣 以下、4Sとする。))が組織要員へ十分浸透しており、期待事項のうち、「基本動作の徹底、基本ルールの遵守」、「立ち止まり周りに相談」においては、十分な取組みがうかがえる。(PA、CO) (3) 発電所幹部による挨拶運動や職場巡回にて、幹部から一般職までコミュニケーションを図りやすくなるような風通しの良い職場雰囲気醸成がうかがえる。(CO、WE) (4) 協力会社とのお互いを尊重し合ったコミュニケーションが伝統として継承されており、良好な関係性が継続している。(CO、WE) <p>[気付き]</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 所長の期待事項(3つのお願い+4S)のうち、「入念な事前準備」、「4S」においては、業務準備期間に余裕がありながら準備を先延ばしにしている面や、机上等の書類の整理整頓不足がうかがえた。(QA、WE) (2) 組織(各個人)の学習する意識の定着、意欲はうかがえながらも、知識・技術力向上の効果的な取組みが一部の課にとどまっており、取組みに対する当事者意識の薄さ(「業務繁忙感(やらされ感等)の顕在」、「誰かが解決してくれるだろう」等の相互作用)がうかがえた。(PA、CL) (3) 安全最優先の意識が身の安全等に特化しており、「人、技術、組織の相互作用を認識して組織要員自らが効果的な日常活動を行う」という安全最優先意識を持った日常活動の取組みが十分でないことがうかがえた。(PA、CL) (4) 風通しの良い職場雰囲気醸成が狭い範囲(自身の係内等)にとどまっていることが、一部の課にうかがえた。(CO、WE) (5) 課内会議が課題設定や解決のための効果的な話し合いの場にできていない。(必要最低限の周知、教育が実施されていることで現状満足している。)(QA、WE、RC)
独立評価結果	<p>JANSIピアレビュー結果(速報)は、以下のとおりであった。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・より強い安全文化10特性 コミュニケーション(CO)、尊重しあう職場環境(WE) ・より弱い安全文化10特性 継続的学習(CL)、問題の把握と解決(PI)

第2.2.1.8-2表 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2022年度の例) (2/5)

項目	評価結果
内部監査結果 及び 外部評価結果	<p>1. 2022年度原子力内部監査について 監査の結果、発電所の原子力安全に係るQMSが有効に機能していることが確認された。また、要求事項に対する監査結果は、以下のとおりであった。</p> <p>(1) テーマ監査: 指摘事項(軽微)1件、その他気付き事項1件 ・「川内1号機定期事業者検査要領書における揚程計算書の誤記」【指摘事項(軽微)】 ・「検査及び定期試験における必要な保護具の未着用」【その他気付き事項】</p> <p>(2) 定例監査: 助言事項1件、その他気付き事項4件 ・医療機関への正確な情報提供のための「救急患者記録様式(情報提供用)」の未作成【助言事項】 ・化学業務要領に基づく「薬品漏えい時の事故措置訓練」における教育内容の重複箇所の統合による合理化【その他気付き事項(良好)】 ・「成立性確認訓練等月間計画表」作成期限の遵守不足【その他気付き事項】 ・「運転員(重大事故等対応要員含む。)、特重施設要員力量確認試験受験申請・結果票」における、発電課管理職によるリターン教育の面談実績の記録の作成不足【その他気付き事項】 ・記録の不備(記載抜け、捺印もれ ほか 計9件)【その他気付き事項】</p> <p>【考察】 内部監査結果から安全文化10特性に基づく分析の結果、「安全に関する責任(PA)」及び「作業プロセス(WP)」が抽出された。 背景として、当事者意識の醸成不足が正確な文書作成不足に相互作用していることが推察される。</p>

第2.2.1.8-2表 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2022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>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 「改善措置活動管理基準」に基づくパフォーマンスモニタリングの結果について 2021年度下期及び、2022年度上期のパフォーマンスモニタリング結果のうち状態報告(CR)の「運用に関する要因」について安全文化10特性に基づき分析したところ、「安全に関する責任(PA)」、「常に問いかける姿勢(QA)」、「継続的学習(CL)」、「作業プロセス(WP)」が多く抽出された。 これらは、管理層による現場観察(MO)における更なる高みを目指したパフォーマンス向上のための気付き事項がほとんどであったものの、自己評価結果における気付きのうち「当事者意識の薄さ」や「知識・技術力向上の効果的な取組み不足」、内部監査結果における気付き事項「正確な文書作成不足」にも関連していることがうかがえた。 2. 「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について 2021年度の総合評価以降に原因分析が行われた不適合(事象分類が「運用」と判断された不適合11件)を安全文化10特性に基づき分析したところ、「安全に関する責任(PA)」、「リーダーシップ(LA)」が多く抽出された。 これらの原因は、業務ルールの理解不足、担当者や管理者の確認不足によるものが多くを占めており、自己評価結果における気付き「当事者意識の薄さ」に関連していることがうかがえた。 3. 「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について 2022年度において、RCAの実施が必要な事象なし。 4. 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 <ol style="list-style-type: none"> (1) 改善措置活動(CAP)に係る不適合や原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)の判断基準を本店、玄海とともに見直しを図り、試運用の取組みを進めている。 (2) MOの定着が図られ、管理職から一般職へのノウハウ等の継承による現場第一とした3現主義/5ゲン主義(現場、現物、現実、原理、原則)や現場技術力の強化が図られている。

第2.2.1.8-2表 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2022年度の例) (4/5)

【評価結果】

<p>総合評価</p>	<p>各評価結果と安全文化のあるべき姿(項目1.~4.)との関係は以下のとおり。</p> <p>1. 安全を最優先とする方針と実行 所長、幹部及び管理職から、安全を最優先とした強いリーダーシップ(3つのお願い+4S、明確な業務指示等)が発揮され、各組織要員に期待事項等が十分に浸透して日常活動が確実に遂行されている。但し、安全最優先の意識が身の安全等に特化しており、人、技術、組織の相互作用を認識し、組織要員自らが効果的な日常活動を行うという原子力安全達成のための当事者意識の薄さがうかがえた。</p> <p>2. 安全を確保する仕組み MOを通じた管理職から一般職へのノウハウ等の継承の取組みが継続されており現場第一とした3現主義/5ゲン主義や技術力維持が図られている。CAPにおいても本店、玄海とともに不適合やCAQの判断基準を見直し、試運用を通じてリスクマネジメント向上の取組みが進められている。</p> <p>3. 学習する組織 発電所品質目標の一つである「人的資源の強化」については、組織(各個人)の学習する意識の定着、意欲はうかがえながらも、組織の中で自ら課題を見出して取組むまでには至っておらず、課内会議を課題設定や解決のための場として効果的に活用できていない現状であった。 上記については項目1.の「当事者意識の薄さ」が相互作用しているものと考えられる。</p> <p>4. コミュニケーション 今年度の改善事項「尊敬・信頼を第一としたリーダーシップの発揮」が、発電所幹部の挨拶運動や職場巡回による率先垂範のリーダーシップとして発揮され、上下隔てないコミュニケーションがとられている。また、協力会社には日常業務を通じて、尊重しあう双方向のコミュニケーションが継承されており発電所一体感の醸成がうかがえた。 上記については項目1.の日常活動の着実な遂行、項目2.の現場第一やリスクマネジメント向上の取組みにも相互作用をもたらしていると考えられる。</p> <p>【まとめ】 安全文化のあるべき姿への到達に対する発電所の現状は以下のとおりである。 現場主義の伝統を維持しつつ発電所一体感が醸成されており発電所パフォーマンスの低下傾向はないと推察される。 但し、項目1.の「当事者意識の薄さ」が組織の中で自ら課題を見出して日常活動に取組むことに至っていない現状から、安全文化のあるべき姿の「学習する組織」の達成に対して特に影響を与えていると評価する。 このことから項目3.「学習する組織」を“弱点のある分野及び強化すべき分野”とする。 なお、2021年度総合評価における“弱点のある分野及び強化すべき分野”である「風通しの良い活気ある職場風土の醸成」は、項目4.「コミュニケーション」の評価から改善傾向であると考えられる。 組織のレジリエンスとしては、日常活動結果がプラント安全安定運転継続につながっており、うまく機能していると考えられる。但し、外部環境の変化(経営環境、DX推進等)を当事者として受け入れ、品質目標(人的資源の強化ほか)等を効果的な取組みとして地道に進めなければ技術力低下、不測の事態への対応力低下等組織のレジリエンス低下が懸念される。</p>
-------------	--

第2.2.1.8-2表 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2022年度の例) (5/5)

【評価結果】

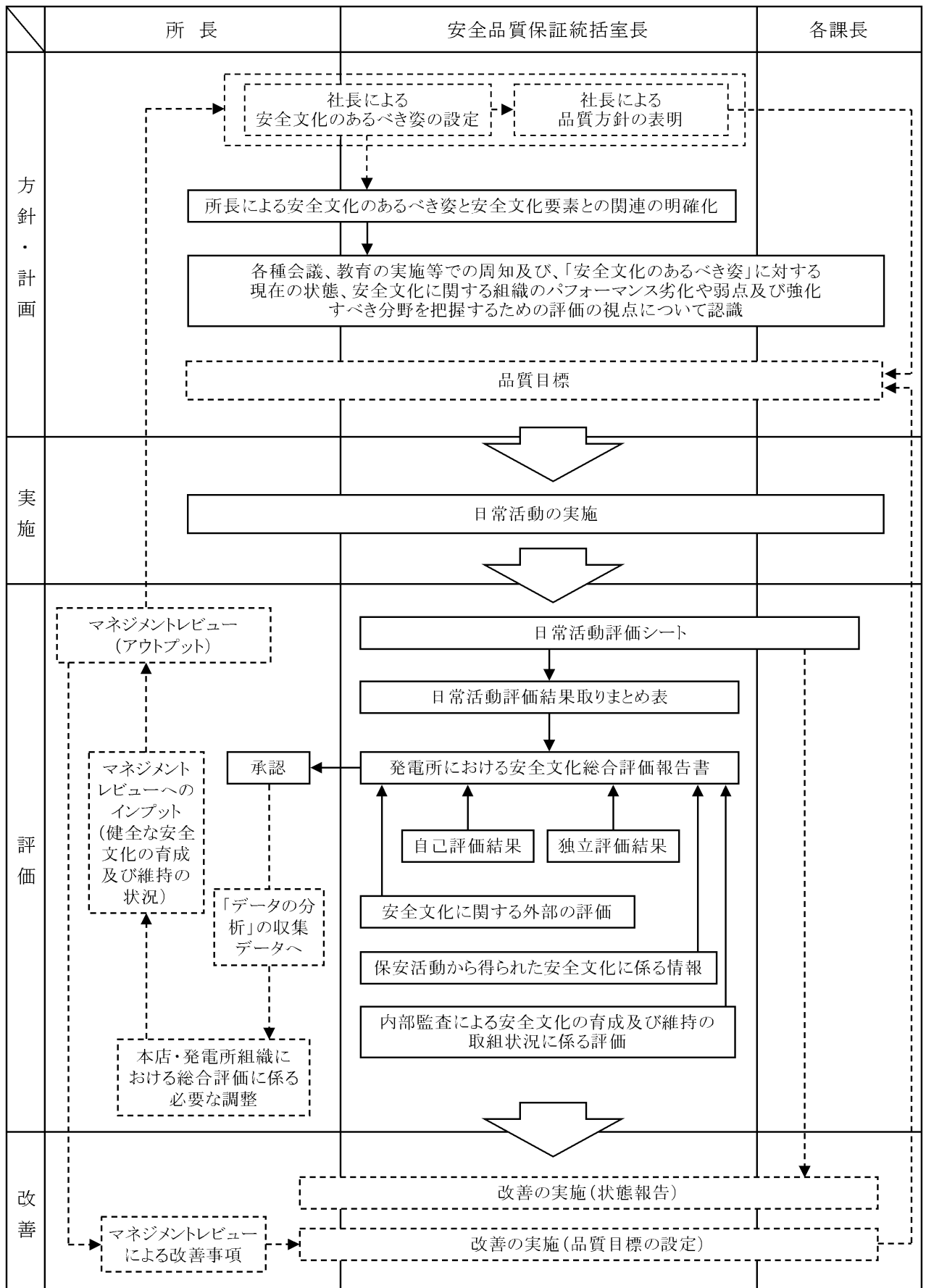
次年度への 改善事項	<p>安全文化のあるべき姿のうち、「学習する組織」を“弱点のある分野及び強化すべき分野”とし以下の取組みを行う。</p> <ul style="list-style-type: none">・各課における課題(課品質目標、設備保全管理システム(EAM)導入等)について、課内会議等の場で期待事項の提示や課題設定を行い、進捗状況の振り返りを着実にを行う。(CL、RC) <p>以上の取組みにより、当事者意識向上及び更なる風通しの良い職場環境醸成も図り日常活動におけるパフォーマンス向上への寄与を期待したい。</p>
---------------	--

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(1/2)

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		
(品質目標に対する対応状況) 専門性の確保を含む人的資源の強化	(教育・訓練の改善) 以下の活動により、専門知識の向上を図った。 (1) 協力会社等(西日本プラント工業(株)、三菱重工業(株)、三菱電機(株)、ゼネコン等)との意見、情報交換 (2) 原子力土木建築部門における、他電力との人材交流(交換出向)による、他電力のノウハウ(現場施工管理等)の習得 (3) 原子力管理部門における、発電所若手社員の西日本プラント工業(株)への教育出向(5名)による、現場力向上 (4) 川内保修課若手社員による課題発表会の実施 (5) 専門知識に係る資料の作成、社内勉強会の実施、社外研修の受講 (2022年度)	・コミュニケーション ・継続的学習	
	(組織・体制の改善) 専門性の確保に向けて、以下の活動を実施した。 (1) DXに係る人材の中途採用を計画(1名)し、2023年度内に採用予定 (2) エキスパートルート(DX及びサイバーセキュリティ)を設定し、移行希望者の募集を開始 (2022年度)		
(品質目標に対する対応状況) 安全対策工事及び定期事業者検査等における作業安全の達成	(教育・訓練の改善) 以下の活動により、作業安全の達成に向けた取組みを実施した。 (1) 原子力土木建築情報共有サイトにおける、安全に関する情報の共有 (2) 夏季・冬季安全懇談会等を活用した作業安全に関する情報共有 (3) 作業前ミーティングにおける、3H(初めて、変更、久しぶり)、計画変更等の確認 (2022年度)	・安全に関する責任 ・常に問いかける姿勢 ・コミュニケーション	

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(2/2)

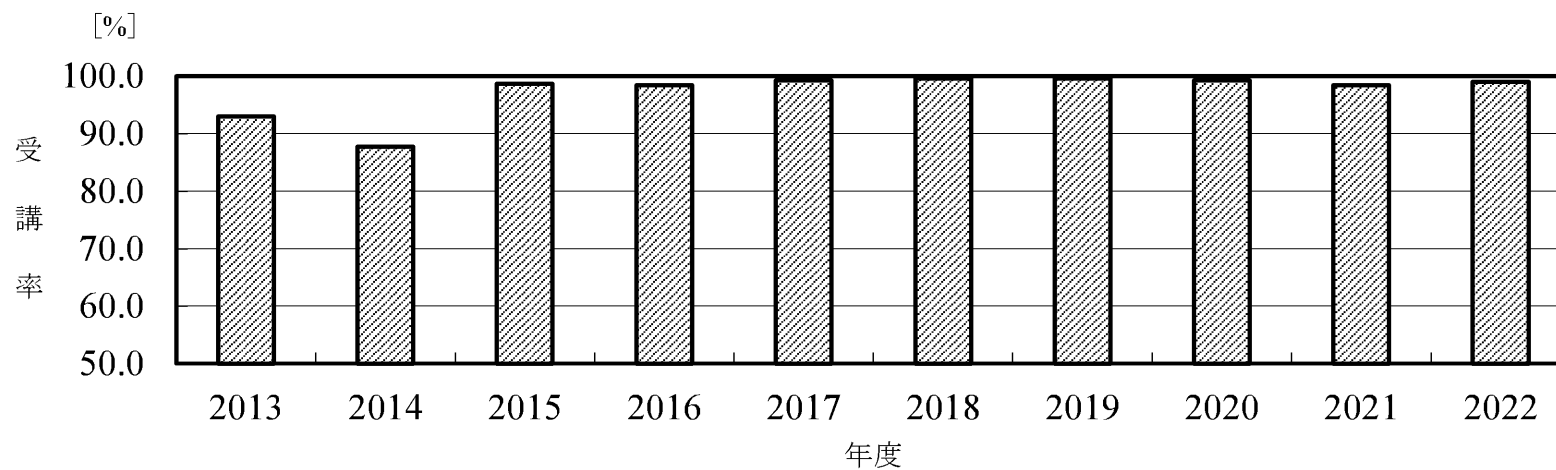
仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
<p>(品質目標に対する対応状況) 安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透</p>	<p>(教育・訓練の改善) 以下の活動により、安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透を図った。 (1) 管理者向け説明会、原子力安全教育の実施 (2) 安全文化醸成活動プロセスに関する理解度テストの実施 (3) 安全文化醸成に係るアンケートの実施 (4) JANSI提供のeラーニング受講 (2022年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常に問いかける姿勢 ・尊重しあう職場環境 ・継続的学習 	
<p>(改善措置活動 内部監査) 玄海原子力発電所においては、状態報告(CR)を活用してリスクを常に意識することの重要性を根付かせることを目的とし、ヒューマンエラーに関するCRを教育資料として紹介している。 この取組みは、要員が常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持つことにつながることから、良い取組みであると考えられる。 (2021年度玄海良好事例水平展開)</p>	<p>(教育・訓練の改善) 当所においては、重大なヒューマンエラーに関する情報等については所員へ都度共有し注意喚起を図っているものの、リスク意識を更に高めるために、重大なヒューマンエラーや、リスク意識を高めることに有効なCRについて、「品質管理及び安全作業教育」にて紹介した。 (2022年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常に問いかける姿勢 ・継続的学習 ・問題提起できる環境 	
<p>(川内原子力発電所品質保証委員会) 発電所品質目標</p>	<p>(社内マニュアルの改善) 「発電所品質目標(2023年度)」の設定内容について説明 (2023年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・リーダーシップ 	
<p>(原子力品質保証委員会) 原子力発電本部品質目標</p>	<p>(社内マニュアルの改善) 「原子力発電本部品質目標」の設定内容について説明 (2023年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・リーダーシップ 	



【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	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
安全文化に関する教育の受講率[%]	93.0	87.7	98.7	98.5	99.3	99.6	99.6	99.3	98.4	99.0



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。

(3) 自主的に設置した設備

上記、多様性拡張設備及び追加配備した設備のほかに、自主的に設置した設備を第2.2.1.9-3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	原子炉が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	制御棒クラスタ駆動装置用電動発電機電源(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発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(ATWS)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉を緊急停止する。	耐震性がないものの、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、原子炉を緊急停止する代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】未臨界の維持	緊急処置訓練
				制御棒クラスタ駆動装置用電動発電機電源(制御棒クラスタ駆動装置用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	—	制御棒全挿入完了までは時間を要するものの、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)	タービン非常停止操作スイッチ(中央盤)	1個	—	中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が作動しない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する。	耐震性がないものの、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	蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する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、炉心を冷却できるが、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)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張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：横置単車室ダブル・ポリユート渦巻式 容量：約3,300m ³ /h 揚程：約545m 本体材料：合金鋼	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練	
				蒸気発生器水張ポンプ	蒸気発生器水張ポンプ	1台	型式：横置多段渦巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約800m 本体材料：合金鋼					
				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	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m					
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約800m ³ 本体材料：低炭素鋼					
			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	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200 kℓ/基 使用燃料：A重油						
				タンクローリ	1台(予備1)	容量：約14 kℓ/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	タービンバイパス弁	8個	型式：空気作動式 容量：約260 t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、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弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系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(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練
					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)	26本	種類：鋼製容器 容量：46.7ℓ 本体材料：マンガン鋼	制御用空気が喪失した場合に、窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用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、運転員等の負担軽減となる。	運転基準(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

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				
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	加圧器逃がし弁故障時又は蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する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次冷却材の減圧は可能であるが、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。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張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：横置単車室ダブル・ポリウレタン渦巻式 容量：約3,300m ³ /h 揚程：約545m 本体材料：合金鋼	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練			
				蒸気発生器水張ポンプ	1台	型式：横置多段渦巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約800m 本体材料：合金鋼								
				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	復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約800m ³ 本体材料：低炭素鋼	補助給水ポンプが使用できず、更に電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。				可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドラアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継 【第二部】インターフェイスLOCA ・可搬型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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m							
					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200kt/基 使用燃料：A重油							
					タンクローリ	1台(予備1)	容量：約14kt/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	8個	型式：空気作動式 容量：約260t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、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弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系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(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練			
			加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁による減圧	加圧器補助スプレイ弁	1台	種類：止め弁 呼び径：2B 弁箱・弁蓋：ステンレス鋼	加圧器逃がし弁の故障により、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に、加圧器補助スプレイ弁を中央制御室にて開弁し減圧を行う。	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、充てん/高圧注入ポンプ起動により1次系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(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練			
				充てん/高圧注入ポンプ	3台	型式：横置うず巻式 容量：約147m ³ /h/台 揚程：約732m 本体材料：ステンレス鋼								

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	全交流動力電源又は直流電源が喪失しても、重大事故等対処設備により、1次冷却材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。	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)	26本	種類：鋼製容器 容量：46.7ℓ 本体材料：マンガン鋼	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用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、運転員等の負担軽減となる。	運転基準(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
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に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による原子炉への注人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、炉心を冷却できるが、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。			代替炉心注人	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人	電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	非常用炉心冷却設備である充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注人する機能が喪失した場合は、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ(以下「消火ポンプ」という。)によりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 なお、消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉へ注水する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。
	ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄								
	消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³								
	ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼								

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
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に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による原子炉への注入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、炉心を冷却できるが、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	1台	型式：横置うず巻式 容量：約940m ³ /h/台 揚程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源喪失事象又は原子炉補機冷却機能喪失事象と1次冷却材喪失事象とが同時に発生した場合は、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等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(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) ・A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 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源喪失事象及び1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより過水貯蔵タンク水を原子炉へ注水する。 また、原子炉補機冷却機能喪失事象及び1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は、常用設備である電動消火ポンプにより過水貯蔵タンク水を原子炉へ注水する。 なお、消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉へ注水する。	消火を目的として配備しているが、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(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) ・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 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	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
				消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
				ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				
電動消火ポンプによる代替炉心注入	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄								

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による原子炉への注入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、炉心を冷却できるが、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：横置うず巻式 容量：約852m ³ /h/台 揚程：約73m(安全注入時及び再循環運転時) 本体材料：ステンレス鋼	原子炉補機冷却機能喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編)の2) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	緊急処置訓練
			代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	1台	型式：横置うず巻式 容量：約852m ³ /h/台 揚程：約73m(安全注入時及び再循環運転時) 本体材料：ステンレス鋼	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環運転により原子炉への注水を行い、併せて、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格納容器内を冷却する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編)の1) 【第二部】補機冷却機能喪失(その1) ・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

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原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	原子炉圧力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圧力容器に残存する場合の冷却手順等	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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：铸铁	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心は原子炉圧力容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注入することで溶融炉心を冷却する。 原子炉圧力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、原子炉圧力容器に溶融デブリが残存することは考えにくい。原子炉圧力容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内への注水による残存溶融デブリの冷却(格納容器水張り)を行う。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	【 第三部 】 ・溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：铸铁				
					消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
					ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				
					可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 揚程：約150m				
					可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m				
					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1)	容量：約14kl/台				
									【 第三部 】 ・溶融デブリが原子炉圧力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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	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 (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	余熱除去系による炉心の冷却が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)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張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：横置単車室ダブル・ポリユート渦巻式 容量：約3,300m ³ /h 揚程：約545m 本体材料：合金鋼	補助給水ポンプが使用できない場合に常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(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
				蒸気発生器水張ポンプ	蒸気発生器水張ポンプ	1台	型式：横置多段渦巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約800m 本体材料：合金鋼				
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m	補助給水ポンプが使用できず、更に電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				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1)	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	8個	型式：空気作動式 容量：約260t/h/個		主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合は、中央制御室にて常用系設備であるタービンバイパス弁により蒸気発生器から蒸気放出を行う。	常用系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(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (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	余熱除去系による炉心の冷却が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	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 行程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、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。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室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、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（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次側の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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油					
				タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台					
			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	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 行程：約470m	全交流動力電源が喪失し、タービン動補助給水ポンプが使用できない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業（超音波流量計取り付け） ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/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	余熱除去系による炉心の冷却が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	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、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。蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室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、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・蒸気発生器2次側の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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
		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200 kℓ/基 使用燃料：A重油						
タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台									
		余熱除去ポンプの故障等で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、炉心を冷却できるが、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	燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入	燃料取替用水タンク(重力注入)	1基	型式：たて置円筒型 容量：1,800m ³ 本体材料：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た場合は、燃料取替用水タンクからの重力注入により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。なお、燃料取替用水タンクの重力注入は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水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タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注入できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段とし有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (11/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で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、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：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た場合は、消火ポンプにより過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。	消火を目的として配備しているが、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（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・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 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄				
消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³									
ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼									
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張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：横置単車室ダブル・ポリユート渦巻式 容量：約3,300m ³ /h 揚程：約545m 本体材料：合金鋼	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（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
蒸気発生器水張ポンプ	1台	型式：横置多段渦巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約800m 本体材料：合金鋼									

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (12/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で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、炉心を冷却できるが、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	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				燃料油貯蔵タンク	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				
			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	8個	型式：空気作動式 容量：約260 t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、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弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系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(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (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	余熱除去ポンプの故障等で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、炉心を冷却できるが、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。	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	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、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。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室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、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運用基準（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次側の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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
			代替炉心注入	燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台	運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンクからの重力注入により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注入は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水頭圧が低下した場合には、重力注入を停止する。	プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注入できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段とし有効である。	運用基準（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

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	余熱除去ポンプの故障等で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、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A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	1台	型式：横置うず巻式 容量：約940m ³ /h/台 揚程：約170m 本体材料：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は、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等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(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 ・A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 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合は、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。	消火を目的として配備しているが、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(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 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	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又は消防自動車による代替炉心注入	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³	ディーゼル消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。			
				ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				

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	余熱除去ポンプの故障等で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、炉心を冷却できるが、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。	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	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m	運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、補助給水ポンプが使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(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 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台				

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	余熱除去ポンプの故障等で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、炉心を冷却できるが、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。	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	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行する場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、電源がない場合は電源回復後、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、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（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次側の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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
				タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台				
	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による原子炉への注入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、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	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：横置うず巻式 容量：約852m ³ /h/台 揚程：約73m（安全注入時及び再循環運転時） 本体材料：ステンレス鋼	運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入	緊急処置訓練
		代替炉心注入	電動消火ポンプによる代替炉心注入	1台	容量：約12m ³ /min (1台当たり) 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合は、常用設備である電動消火ポンプによる過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。	消火を目的として配備しているが、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（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 ・消防自動車による給水手順書 (炉心・格納容器スプレイ)	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	

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による原子炉への注入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、炉心を冷却できるが、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。	代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	1台	型式：横置うず巻式 容量：約852m ³ /h/台 揚程：約73m(安全注入時及び再循環運転時) 本体材料：ステンレス鋼	運転停止中において、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環運転による原子炉への注入を行い、併せて、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格納容器内を冷却する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・代替補機冷却(空調用冷水)によるA余熱除去ポンプ運転	緊急処置訓練
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	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び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。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張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：横置単車室ダブル・ポリユート渦巻式 容量：約3,300m ³ /h 揚程：約545m 本体材料：合金鋼	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(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
					蒸気発生器水張ポンプ	1台	型式：横置多段渦巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約800m 本体材料：合金鋼				

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
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	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び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。	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	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 程：約470m	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが使用できず、更に電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要するが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					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200 kt/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kt/台				

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	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び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。	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	8個	型式：空気作動式 容量：約260 t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合に、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弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁(手動)の代替手段として有効である。	運転基準(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代替制御用空気供給	所内用空気圧縮機	3台	型式：たて型往復動無給油式 容量：約9(Nm ³ /min)/台	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、制御用空気圧縮機の機能が喪失した場合は、所内用空気圧縮機により代替制御用空気が自動で供給される。このため、所内用空気圧縮機による代替制御用空気の供給を確認する。	常用系電源が健全であれば、制御用空気喪失時に所内用空気圧縮機から代替制御用空気が供給され、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(緊急処置編) 制御用空気喪失事故	緊急処置訓練
				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)	2台	型式：横置うず巻式 容量：114.9m ³ /h/台 程：42m ケーシング材料：炭素鋼	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、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプの代替補機冷却を行う。	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クラスの能力を持たないものの、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(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

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	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び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。	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	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 行程：約470m	タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要するが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保安規定に基づく 保守業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る 保守作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台(予備1)	容量：約14 kℓ/台				

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	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び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。	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)	26本	種類：鋼製容器 容量：46.7ℓ 本体材料：マンガン鋼	制御用空気が喪失した場合に、窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用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、運転員の負担軽減となる。	運用基準(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
				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	B制御用空気圧縮機(海水冷却)	2台	型式：たて型往復動無給油式 容量：約18(Nm ³ /min) /台	運転中又は運転停止中において、全交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、移動式大容量ポンプ車を用いて直接海水を取水し、原子炉補機冷却系に接続する系統構成により、継続的にB制御用空気圧縮機へ補機冷却水(海水)を通水して機能を回復する。	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、約14時間の時間を要するが、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、運転員の負担軽減となる。	運用基準(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 ・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 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・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 (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								
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	格納容器へスプレイし、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、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	2台	容量：約2,800m ³ /min/台	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器再循環ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。 また、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。	格納容器内温度が高い場合や格納容器内に漏えいした蒸気の影響により運転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、格納容器再循環ユニットにより効率的に冷却することが可能である。	運転基準（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時再循環サンブスクリーン閉塞 ・原子炉補機冷却水加圧 ・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 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・可搬型計測器による監視パラメータ測定手順書（格納容器内冷却状況確認パラメータ測定）	緊急処置訓練 力量維持訓練								
												代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	常設電動注入ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、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（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 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄				
													消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
			ろ過水貯蔵タンク	2基	型 式：円筒たて型鋼板全溶接式 容 量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼														
			可搬型電動低圧注入ポンプ又は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	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型 式：横置うず巻式 容 量：約150m ³ /h/台 揚 程：約150m	常設電動注入ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車が使用できない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】格納容器健全性の確保 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練									
				可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容 量：約610kVA/台													
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型 式：横置うず巻式 容 量：約150m ³ /h 揚 程：約470m													
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油													
				タンクローリ	1台 (予備1)	容 量：約14 kℓ/台													

2.2.1-328

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	格納容器へスプレイし、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、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	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	1台	型式：横置うず巻式 容量：約940m ³ /h/台 揚程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	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り格納容器へスプレイができない場合に、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器へスプレイする。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用する事ができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ 保 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					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：苛性ソーダ(約30wt%) 本体材料：ステンレス鋼		他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。		

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	格納容器へスプレイし、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、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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による格納容器へスプレイができない場合に、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、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(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・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 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	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
				消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
				ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				
			可搬型電動低圧注入ポンプ又は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	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 揚程：約150m	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、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による格納容器スプレイに失敗した場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台				
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m				
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
タンクローリ	1台(予備1)	容量：約14 kℓ/台								

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	格納容器へスプレイし、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、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	電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	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格納容器へのスプレイができない場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	【 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 ・消防自動車による給水手順書 (炉心・格納容器スプレイ)	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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄				
				消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
				ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				
			代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 揚程：約150m	常設電動注入ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車を使用できない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	【 第二部 】 ・可搬型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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台				
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m				
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
				タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/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	格納容器ヘスプレイし、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、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	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	1台	型式：横置うず巻式 容量：約940m ³ /h/台 揚程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、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り格納容器ヘスプレイができない場合に、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器ヘスプレイする。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用する事ができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までは間に合わないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。	運転基準(緊急処置編)【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ 保 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ	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：苛性ソーダ(約30wt%) 本体材料：ステンレス鋼		他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。	運転基準(緊急処置編)【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ 保 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	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 (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	格納容器へスプレイし、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、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	容 量：約12m ³ /min/台 揚 程：約110m 本体材料：铸铁	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、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、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による格納容器へスプレイができない場合に、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	【 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 ・消防自動車による給水手順書 (炉心・格納容器スプレイ)	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
				消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m ³				
				ろ過水貯蔵タンク	2基	型 式：円筒たて型鋼板全溶接式 容 量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				
			可搬型電動低圧注入ポンプ又は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	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型 式：横置うず巻式 容 量：約150m ³ /h/台 揚 程：約150m	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、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、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による格納容器スプレイに失敗した場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	【 第 三 部 】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ ・保 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容 量：約610kVA/台				
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型 式：横置うず巻式 容 量：約150m ³ /h 揚 程：約470m				
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
				タンクローリ	1台 (予備1)	容 量：約14 kℓ/台				

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
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、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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：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により格納容器圧力が低下しない場合に、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過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、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（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 ・消防自動車による給水手順書 (炉心・格納容器スプレイ)	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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：铸铁				
				消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
				ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				
			可搬型電動低圧注入ポンプ又は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	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 揚程：約150m	常設電動注入ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車により格納容器圧力が低下しない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器内へスプレイする。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、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8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【 第三部 】 ・可搬型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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台				
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m				
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
				タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/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、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	A格納容器スプレ	1台	型式：横置うず巻式 容量：約940m ³ /h/台 揚程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、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により格納容器圧力が低下しない場合に、A格納容器スプレポンプ(自己冷却)により燃料代替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用する事ができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。	運転基準(緊急処置編)【第三部】 ・A格納容器スプレポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレ ・A格納容器スプレポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練							
				A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ							ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、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、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による過水貯蔵タンク水を格納容器内へスプレイする。但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、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(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 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	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又は消防自動車による代替格納容器スプレイ							消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
ろ過水貯蔵タンク		2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼														

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、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	可搬型電動低圧注入ポンプ又は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	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 行程：約150m	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、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(自己冷却)、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器内へスプレイする。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、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8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【 第 三 部 】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容 量：約610kVA/台									
可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 行程：約470m									
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200 kℓ/基 使用燃料：A重油									
タンクローリ	1台 (予備1)	容 量：約14 kℓ/台									

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
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、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	1台	容 量：約12m ³ /min/台 揚 程：約110m 本体材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、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りろ過水貯蔵タンク水を格納容器へ注水する。但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、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 (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 ・消防自動車による給水手順書 (炉心・格納容器スプレイ)	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	容 量：約12m ³ /min/台 揚 程：約110m 本体材料：鋳鉄				
				消防自動車	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/葉槽容量 1.3m ³ /0.5m ³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m ³				
				ろ過水貯蔵タンク	2基	型 式：円筒たて型鋼板全溶接式 容 量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				
			代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型 式：横置うず巻式 容 量：約150m ³ /h/台 揚 程：約150m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へ注水する。使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、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8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運 転 基 準 (緊 急 処 置 編) 【 第 三 部 】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
			可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容 量：約610kVA/台					
			可搬型電動低圧注入ポンプ又は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	2台	型 式：横置うず巻式 容 量：約150m ³ /h 揚 程：約470m				
			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200 kℓ/基 使用燃料：A重油					
			タンクローリ	1台 (予備1)	容 量：約14 kℓ/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、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	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ	1台	型式：横置うず巻式 容量：約940m ³ /h/台 揚程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する場合には、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用する事ができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないもの、大容量にて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(緊急処置編)【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源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、格納容器下部に落下した炉心を冷却する場合には、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器へ注水する。	消火を目的として配備しているが、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(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 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	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又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³	但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。			
				ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				

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、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	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 揚程：約150m	全交流動力電源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、格納容器下部に落下した炉心を冷却する場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器に注水する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、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8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【 第三部 】 ・可搬型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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台				
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m				
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
				タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台				
		重大事故等対処設備により、溶融炉心の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	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、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（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 ・消防自動車による給水手順書 (炉心・格納容器スプレイ)	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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄					
	消防自動車			各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³					
ろ過水貯蔵タンク	2基			型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼						

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	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 程：約150m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより原子炉へ注入する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、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8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【 第 三 部 】 ・可搬型ポンプによる代替炉心注入 保 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容 量：約610kVA/台				
可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 程：約470m								
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200 kℓ/基 使用燃料：A重油								
タンクローリ	1台 (予備1)	容 量：約14 kℓ/台								
			A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	A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：横置うず巻式 容量：約940m ³ /h/台 程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用する事ができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等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（緊急処置編） 【 第 三 部 】 ・A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 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	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 (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、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：铸铁	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、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（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 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレー）	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
				消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
				ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼				
			代替炉心注入	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 揚程：約150m	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより原子炉へ注入する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、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8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編）【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替炉心注入 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台				
可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m								
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200 kℓ/基 使用燃料：A重油								
	タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/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 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、水素爆発による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	ガス分析計による水素濃度監視	ガス分析計	1台	—	事故時の格納容器内の水素濃度を監視するための設備として、試料採取管に格納容器雰囲気ガスを採取し、化学室にて手分析により間欠的に水素濃度を監視するガス分析計を設置している。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。炉心の損傷が発生した場合において可搬型格納容器水素濃度計測装置による監視ができない場合に、ガス分析計による水素濃度の監視を行う。	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（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 化学業務要領 ・格納容器雰囲気ガス採取測定手順	緊急処置訓練

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
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	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定	2台	格納容器排気筒高レンジガスモニタ 検出器：GM管 計測範囲：10~10 ⁷ cpm	炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアンユラスに漏えいした場合において、可搬型格納容器水素濃度計測装置により格納容器内の水素濃度測定を行い、アンユラス内の水素濃度を推定し、監視する。 アンユラス水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する必要がある場合に、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる必要がある。	耐震性を有していないものの、健全であれば中央制御室にて指示の確認ができるため有効である。	運転基準（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守業務要領 ・格納容器内水素濃度測定値によるアンユラス内水素濃度推定 手順書 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による接続/運転手順書 ・可搬型計測器による監視パラメータ測定手順書（アンユラス水素濃度推定用可搬型線量率測定手順）	緊急処置訓練 力量維持訓練
				アンユラス水素濃度計測装置による水素濃度測定	1台	アンユラス水素濃度計測装置 計測範囲：0~20vol%	炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアンユラスに漏えいした場合において、アンユラス水素濃度計測装置によりアンユラス内の水素濃度を測定し、水素濃度を監視する。	使用範囲に制限があるものの、健全であればアンユラス内の水素濃度測定が可能であり有効である。	運転基準（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アンユラス内水素濃度推定	緊急処置訓練

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	重大事故等対処設備により、貯蔵槽内燃料体等の冷却、放射線の遮蔽、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。	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：1,800m ³ 本体材料：ステンレス鋼	使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、燃料取替用水タンク、燃料取替用水補助タンク又は2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	燃料取替用水タンクは、事故時に原子炉等へ注入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するためには有効である。	運転基準（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
					燃料取替用水ポンプ	2台	型式：うず巻形 容量：46m ³ /h/台 揚程：65m ケーシング材料：ステンレス鋼		燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査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るが、使用済燃料ピットへ注水するためには有効である。		
					燃料取替用水補助タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：1,100m ³ 本体材料：ステンレス鋼				
					2次系補給水ポンプ	4台	型式：横置渦巻き 容量：150m ³ /h/台 本体材料：铸铁		2次系純水タンクは、耐震Cクラスであり十分な耐震性を有していないため、重大事故等発生時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、必要な水量を確保しており、使用済燃料ピットへ注水するためには有効である。		
					2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容量：1,300m ³ /基 本体材料：低炭素鋼				

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、貯蔵槽内燃料体等の冷却、放射線の遮蔽、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。	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等	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使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：铸铁	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による使用済燃料ピットへ注水する。 但し、消防自動車は、使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、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（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 ・消防自動車による使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピットへの給水訓練
		ディーゼル消火ポンプ			1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：铸铁					
消防自動車	各1台	化学消防自動車 消火剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/葉槽容量 1.3m ³ /0.5m ³ 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³									
ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼									
		重大事故等対処設備により、燃料の著しい損傷の進行の緩和、臨界の防止及び燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減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の大量の水の漏えい発生時の手順等	使用済燃料ピットからの漏えい緩和	ガスケット材	1式	—	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを緩和する。	漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料ピットへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えい緩和として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・使用済燃料ピットからの漏えい抑制のための手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
ガスケット接着剤											
ステンレス鋼板											
吊り降ろしロープ 等											

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
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を用いて、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、水温、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行うことができるが、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。	重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時の手順等	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピットエリアモニタ	1台	計測範囲 : 1 ~ 10 ⁵ μSv/h 検出器 : 半導体式	通常時の使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位計 (SA)、使用済燃料ピット温度計 (SA)、使用済燃料ピットエリアモニタにより実施する。重大事故等発生時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計 (SA)、使用済燃料ピット温度計 (SA)、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。	使用済燃料ピットエリアモニタは、耐震性を有していないものの、空間線量率を把握する手段として有効である。	運転基準 (緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失	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組	計測範囲 : EL10.25m ~ 12.96m 全長 : 30m	使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管の漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に可搬型設備である、使用済燃料ピット水位計 (広域)、使用済燃料ピット周辺線量率計により中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。	ロープ式水位計は、使用済燃料ピット近傍へ接近しないと使用できないが、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 (緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・事故時の計装に関する手順 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・使用済燃料ピット監視強化対応手順書	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 (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		
12	工場等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、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制できるが、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。	原子炉建屋周辺における APC による航空機燃料火災時の手順等	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 APC による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために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により初期対応における延焼防止処置を行う。 使用可能な淡水源がある場合は、ろ過水貯蔵タンク（消火栓）、防火水槽又は宮山池から、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。	移動式大容量ポンプ車より流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくい。アクセス道路及び航空機燃料の飛散による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） ・消防自動車の初期消火活動による延焼防止	初期消火活動要員による総合訓練		
					小型動力ポンプ付水槽車	1台	消火剤：水 消火剤量：5m ³						
					可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 行程：約150m	原子炉建屋周辺における APC による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために可搬型電動低圧注入ポンプ又は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により初期対応における延焼防止処置を行う。 使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。				保安基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台						
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 行程：約470m						
					小型放水砲及び小型放水砲による泡消火	2台	型式：可搬型ノズル						
					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200 kℓ/基 使用燃料：A重油						
タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台											

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
			代替水源 から中間 受槽への 供給に係 る手順等	代替淡 水源か ら中間 受槽へ の供給							
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	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、重大事故等対処設備により、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。	代替水源 から中間 受槽への 供給に係 る手順等	2次系 純水タ ンクから 中間受 槽への 供給	2次系純水タンク	2基	型 式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容 量：1,300m ³ /基 本体材料：低炭素鋼	重大事故等が発生し、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タンク、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タンク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供給がそれぞれ必要になった場合において、2次系純水タンクを水源として中間受槽へ供給する。	耐震Sクラスの能力は持たないが、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】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 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・2次系純水タンク(淡水)から中間受槽への給水手順書	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：50m ³ /個	重大事故等が発生し、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タンク、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タンク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供給がそれぞれ必要になった場合に、ろ過水貯蔵タンクを水源として中間受槽へ供給する。			耐震Sクラスの能力を持たず、消火を目的として配備しているが、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】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 修 基 準 保安規定に基づく保修業務要領 ・ろ過水貯蔵タンク(淡水)から中間受槽への給水手順書
				ろ過水 貯蔵タ ンクから 中間受 槽への 供給	ろ過水貯蔵タンク	2基		型 式：円筒たて型鋼板全溶接式 容 量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼			

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	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、重大事故等対処設備により、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)のための代替手段及び復水タンクへの供給に係る手順等	復水タンクから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：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容量：1,300m ³ /基 本体材料：低炭素鋼	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)中において、復水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合に、復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えを行う。	耐震Sクラスの能力は持たないが、代替水源として有効な設備である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【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：50m ³ /個	「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」の蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)と同様	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬・接続作業に最短でも約8時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・官山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練	
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 行程：約470m					
				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200 kℓ/基 使用燃料：A重油					
タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台			力量維持訓練						

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	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、重大事故等対処設備により、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。	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	ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼	「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」の電動消火ポンプ、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と同様	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効な手段である。	運転基準（緊急処置編）【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・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 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	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	ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼									
				ディーゼル消火ポンプ	電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄									
				消防自動車	ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄									
				消防自動車	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³									
				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	ろ過水貯蔵タンク	2基					型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼	「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」の電動消火ポンプ、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と同様	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効な手段である。	運転基準（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 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	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	電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄									
				ディーゼル消火ポンプ	ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄									
			消防自動車	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³										
			可搬型電動低圧注入ポンプ	中間受槽	4個 (予備1)	型式：組立式水槽 容量：50m ³ /個	「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」の可搬型電動低圧注入ポンプ又は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と同様	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効な手段である。	運転基準（緊急処置編）【第三部】 ・可搬型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 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練						
			可搬型電動ポンプ用発電機	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 揚程：約150m										
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台										
			燃料油貯蔵タンク	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m										
			タンクローリ	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1)	容量：約14kl/台													

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	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、重大事故等対処設備により、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。	炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	1次系純水タンク	1基	型式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容量：510m ³ 本体材料：ステンレス鋼	重大事故等の発生において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注入及び格納容器スプレイにより炉心冷却を実施するが、冷却中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要となった場合において、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する。	水源である1次系純水タンクが耐震クラスの能力を持たないが、代替手段として有効な手段である。	【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】インターフェイスLOCA 【第二部】SGTR時破損/S/G減圧 継 続 【第二部】LOCA時再循環サンプル ス ク リ ー ン 閉 塞 機 能 喪 失 【 第 三 部 】 ・燃料取替用水タンクへの供給	緊急処置訓練
				1次系補給水ポンプ	2台	型式：うず巻式 容量：40m ³ /h/台 揚程：70m 本体材料：ステンレス鋼				
				ほう酸タンク	2基	容量：約30m ³ /基 ほう素濃度：約21,000ppm 本体材料：ステンレス鋼				
				ほう酸ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：17m ³ /h/台 本体材料：ステンレス鋼				
			2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給	2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容量：1,300m ³ /基 本体材料：低炭素鋼	燃料取替用水タンクが枯渇等により水の供給が必要な場合は、1次系純水タンク及びほう酸タンクが使用できなければ、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する。	水源である2次系純水タンクが耐震クラスの能力を持たないが、使用済燃料ピットポンプを使用して、燃料取替用水タンクへ供給を行う代替手段として有効な手段である。		
				2次系補給水ポンプ	4台	型式：横置渦巻式 容量：150m ³ /h/台 本体材料：鋳鉄				
				使用済燃料ピット	2個	ラック容量：燃料集合体約1,360体分(全炉心燃料の約87%相当分) ラック材料：ボロン添加(0.95～1.05wt%)ステンレス鋼 ライニング材料：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タンクへの供給	燃料取替用水補助タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：1,100m ³ 本体材料：ステンレス鋼	燃料取替用水タンクが枯渇等により水の供給が必要な場合は、2次系純水タンクが使用できなければ、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへほう酸水を供給する。	共用設備であり定期検査等には燃料取替用水タンクへの補給に必要な水量が確保できない場合があるが、燃料取替用水ポンプを使用して燃料取替用水タンクへ供給を行う代替手段として有効な手段である。		
				燃料取替用水ポンプ	2台	型式：うず巻形 容量：46m ³ /h/台 揚程：65m 本体材料：ステンレス鋼				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (46/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	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、重大事故等対処設備により、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水の供給に係る手順等	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：1,800m ³ 本体材料：ステンレス鋼	「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」の屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水と同様	燃料取替用水タンクは、耐震Sクラスの能力を有するが、事故時に原子炉への注水を行う必要があり、使用済燃料ピットへ注水するために必要な水量が確保できない場合がある。また、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後は使用済燃料ピットへ注水するために必要な水量が確保できない場合がある。燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査等には使用済燃料ピットへの補給に必要な水量が確保できない場合がある。しかし、いずれの設備も燃料取替用水ポンプを使用して使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効な手段である。	【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
					燃料取替用水補助タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：1,100m ³ 本体材料：ステンレス鋼				
					燃料取替用水ポンプ	2台	型式：うず巻形 容量：46m ³ /h/台 揚程：65m 本体材料：ステンレス鋼				
					2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容量：1,300m ³ /基 本体材料：低炭素鋼				
					2次系補給水ポンプ	4台	型式：横置渦巻式 容量：150m ³ /h/台 本体材料：鋳鉄				

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	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、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットへの水の供給に係る手順等	消火設備による使用済燃料ピットへの注水	ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼	「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」の消火設備による使用済燃料ピットへの注水と同様	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ使用済燃料ピットへの注水に有効な手段である。	【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 ・消防自動車による使用済燃料ピットへの給水手順書	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	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：铸铁				
					ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：铸铁				
					消防自動車	各1台	化学消防自動車 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 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
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)からの給電手順等	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	大容量空冷式発電機による代替電源(交流)からの給電が実施できない場合に、予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による非常用高圧母線への代替電源(交流)から給電する。	耐震Sクラスの能力を持たないが、「当該電路」及び「他号炉の交流電源が健全 [※] 」である場合に、ディーゼル発電機の代替手段として有効である。 ※他号炉の交流電源が健全とは以下の状態を示す。 ・外部電源1系統が健全 ・主発電機による所内単独運転成功 ・ディーゼル発電機2台が健全 ・ディーゼル発電機1台と大容量空冷式発電機1台が健全	【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・予備変圧器2次側電路を使用した号炉間電力融通 保安規定に基づく保修業務要領 ・号炉間融通(電源)に係る給電手順書 ・制御用空気喪失時における蓄電池室空調系自動ダンパの開処置手順書	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 (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
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、重要な監視パラメータ及び有効な監視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。	主要パラメータの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	—	—	重大事故等の対処時に重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル又は他ループの計器による監視及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する。	耐震性等がないものの、監視可能であれば発電用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（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	—	—	重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器又は可搬型計測器により必要とするパラメータの値を推定する。	耐震性等がないものの、監視可能であれば発電用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。		

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
			全交流動力電源喪失及び直流電源喪失	代替電源の供給(交流)	可搬型バッテリー(炉外核計装装置用、放射線監視装置用)による電源の供給							
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、重要な監視パラメータ及び有効な監視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。	全交流動力電源喪失及び直流電源喪失	代替電源の供給(交流)	可搬型バッテリー(炉外核計装装置、放射線監視装置)	5台	型式：蓄電池 量：2,400Wh 圧：AC100V 単相	全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができない場合に、炉外核計装装置用、放射線監視装置用の可搬型バッテリーにより電源を供給する。	電源を供給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、代替電源による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装置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(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 保安規定に基づく保修業務要領 ・可搬型バッテリーによる炉外核計装装置、放射線計装盤への給電 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、重要な監視パラメータを記録することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	重大事故等時のパラメータを記録する手順	プラント計算機(計算機運転日誌、警報記録、事故時データ収集記録)	1式	—	重大事故等時において、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監視パラメータを記録する。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。	技術基準 通信連絡設備管理要領 ・SPDSデータ表示装置によるデータ保存・閲覧	—		

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
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。	居住性を確保するための手順等	中央制御室の照明を確保する手順	中央非常用照明	1式	—	中央制御室の居住性確保の観点から、中央非常用照明が使用できない場合において、内蔵蓄電池及び代替交流電源設備から給電可能な可搬型照明(SA)により照明を確保する。	耐震性が確保されていないが、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(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	緊急処置訓練
			汚染の持ち込みを防止するための手順等	チェンジングエリアの設置手順	蓄電池内蔵型照明	1式	—	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。また、可搬型照明(SA)を設置し代替交流電源設備に接続する。	耐震性が確保されていないが、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 放射線管理要領 ・中央制御室のチェンジングエリアの設置	力量維持訓練

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	
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)において、重大事故等対処設備により、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、測定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。	放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等	放射性物質の濃度の測定 γ線(セシウム、ヨウ素等)	1台	—	重大事故等時の放射性物質の濃度(空气中)は、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型ヨウ素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ)により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度(空气中)を測定する優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングカーを優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型ヨウ素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ)を使用する。	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、走行している場合があるため、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 放射線管理要領 ・モニタリングカーによる空气中の放射性物質の濃度の測定	力量維持訓練	
				放射性物質の濃度の代替測定 γ線(セシウム、ヨウ素等)	1台	検出器：Ge半導体	耐震性を有しておらず、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 放射線管理要領 ・放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定 (モニタリングカー機能喪失時)	力量維持訓練		
				放射性物質の濃度の測定(空气中、水中、土壌)及び海上モニタリング γ線(セシウム、ヨウ素等) α線(ウラン、プルトニウム等) β線(ストロンチウム等)	Ge γ線多重波高分析装置	1台		検出器：Ge半導体	重大事故等時の発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)における、放射性物質の濃度(空气中、水中、土壌中)及び放射線量は、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型ヨウ素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ)及びβ線サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定 ・海上モニタリング測定	力量維持訓練
					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			
				GM計数装置	1台	検出器：GM管					

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	重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定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の手順等	風向・風速・日射量・放射収支量・雨量の測定	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	重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。 気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、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。	耐震性を有していないが、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 ・気象観測装置	—

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	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、測定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。	モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	電源の切替	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	5台	(非常用発電装置) 容量:12.4kV・A/台 電圧:440V (無停電電源装置) 容量:約3kV・A/台 電源:鉛蓄電池 電圧:100V	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切替わる。 その後、代替交流電源設備(大容量空冷式発電機)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。 代替交流電源設備からの給電の手順は「電源の確保に関する設備の多様性拡張設備」の代替電源(交流)からの給電手順等と同様。 なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から、給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。	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又はモニタリングポストの電源が喪失した場合にモニタリングステーション又はモニタリングポストの機能維持に有効である。	運転基準(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 ・予備変圧器2次側電路を使用した号炉間電力融通 ・号炉間電力融通ケーブルを使用した号炉間電力融通 ・発電機車による受電 ・予備ケーブル(号炉間電力融通用)を使用した号炉間電力融通	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(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
18	緊急時対策所の居住性等に関する設備(緊急時対策所(緊急時対策棟内))の多様性拡張設備	発電所外(社内外)との通信連絡は、重大事故等対処設備で行うことができるが、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。	重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる手順等	電力保安通信用電話設備	1式	—	重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所(緊急時対策棟内)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。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、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 ・緊急時対策所(緊急時対策棟内)運用要領 技術基準 通信連絡設備管理要領 ・通信連絡設備の取扱い	力量維持訓練
				無線連絡設備	1式	—				
				テレビ会議システム(社内)	1式	—				
				加入電話設備	1式	—				

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
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	発電所内の通信連絡は、重大事故等対処設備で行うことができるが、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。	発電所内の通信連絡	<p>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)</p> <p>電力保安通信用電話設備(保安電話、衛星電話)</p> <p>無線連絡設備(無線通話装置(固定型、モニターリングカー))</p>	1式 1式 1式	— — —	<p>重大事故等が発生した場合において、通信設備(発電所内)により、運転員等、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、緊急時対策所(緊急時対策棟内)との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する。</p> <p>また、データ伝送設備(発電所内)により、緊急時対策所(緊急時対策棟内)へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及びSPDSデータ表示装置を使用する。</p>	耐震性を有していないが、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。	<p>技術基準</p> <p>通信連絡設備管理要領</p> <p>・通信連絡設備の取扱い</p>	—

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	発電所外(社内外)との通信連絡は、重大事故等対処設備(通信連絡に関する設備)で行うことができるが、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。	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、緊急時対策本部要員が、緊急時対策所(緊急時対策棟内)と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム(社内)及び無線連絡設備を使用する。 また、データ伝送設備(発電所外)により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)を使用する。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、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。	技術基準 通信連絡設備管理要領 ・通信連絡設備の取扱い	—
		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)	1式	—						

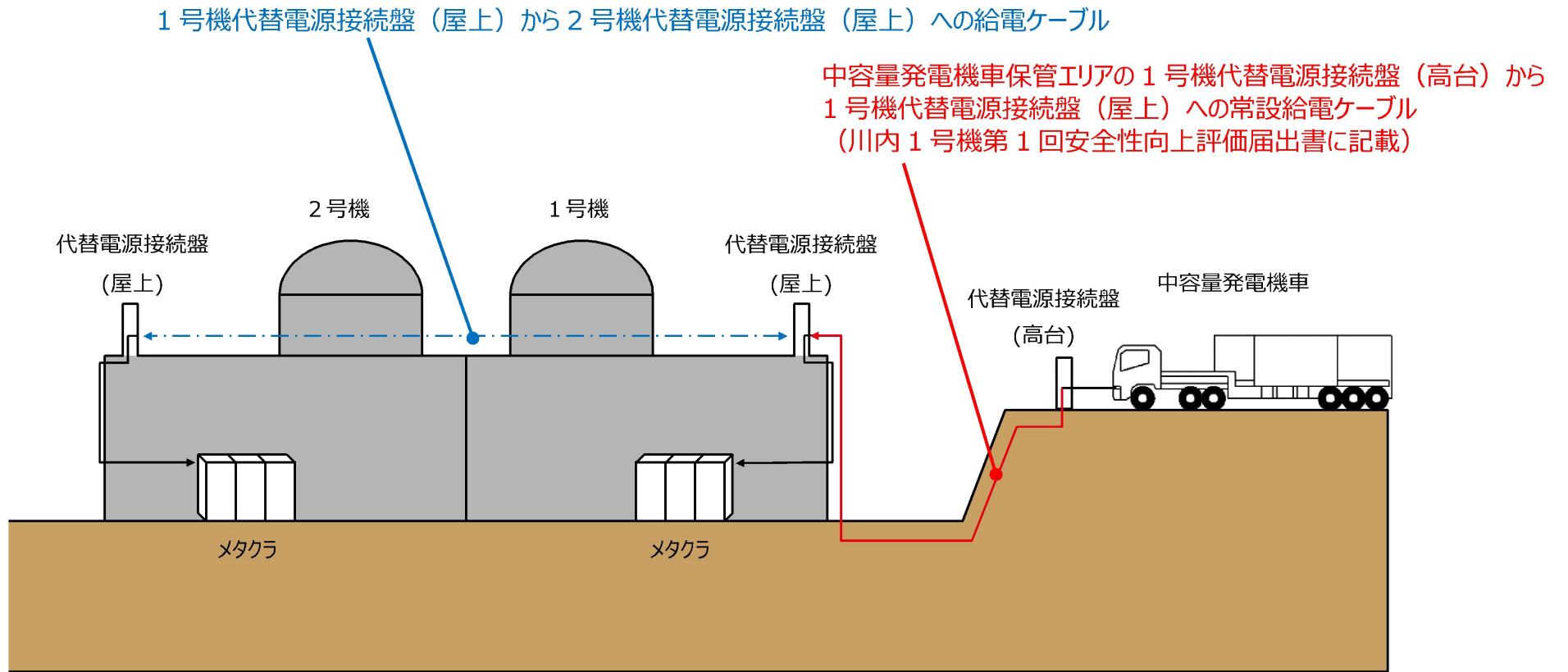
第 2.2.1.9-2 表 追加配備した設備

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	備考
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。	代替電源(交流)からの給電	号炉間電力融通ケーブル※	電圧 : 6,600V	1本	2本	「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。

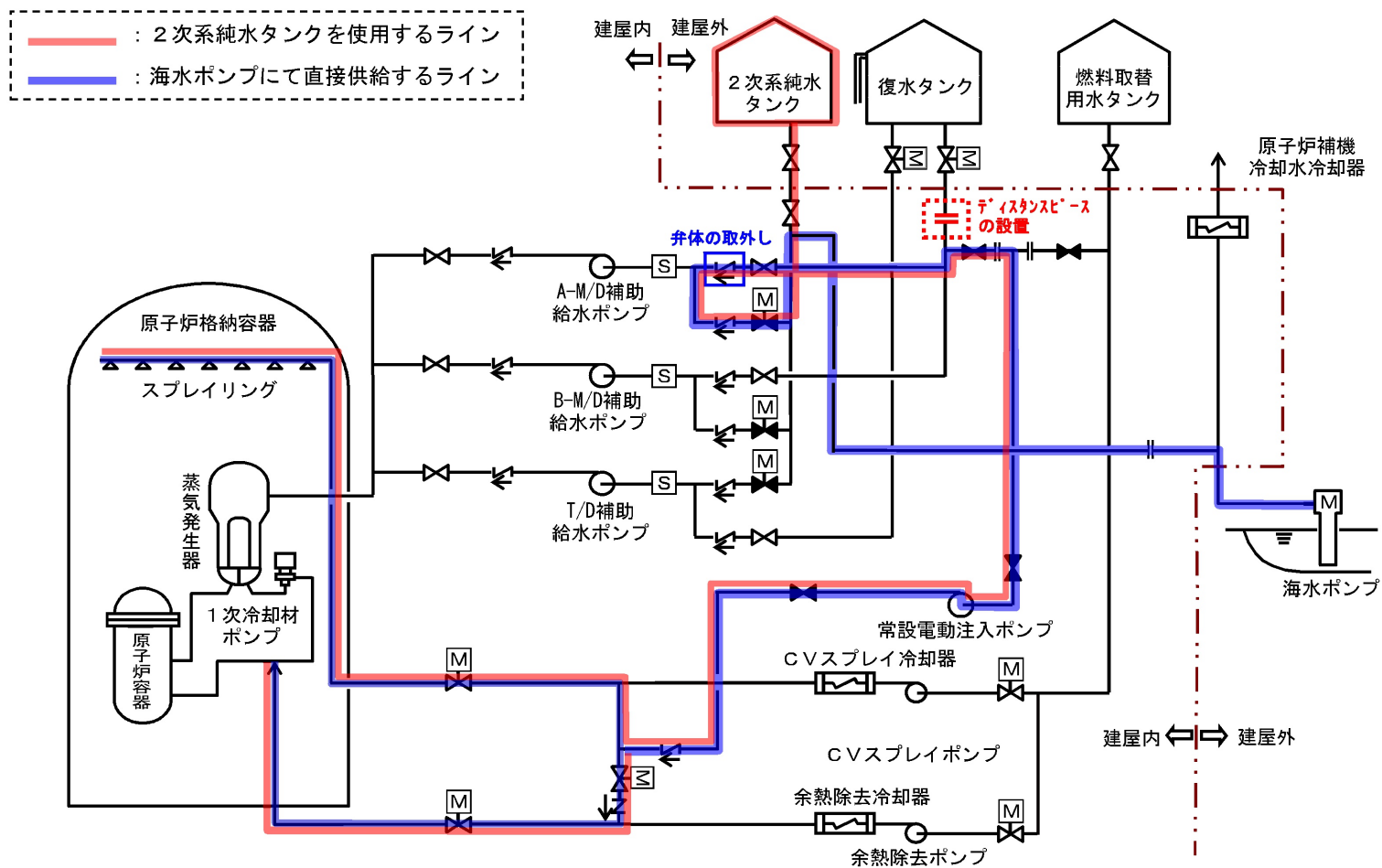
※ 1号機及び2号機の代替電源接続盤間の電力融通

第 2.2.1.9-3 表 自主的に設置した設備

No.	設備	数	仕様	運用方針	運用手順	教育又は訓練
1	原子炉補助建屋換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋	2枚 2枚 4枚	・材料:MCナイロン ・寸法: 599×599×10mm 685×685×10mm 805×805×10mm	原子炉補助建屋への浸水を防ぐため、大津波警報が発表された際に、当該開口部に閉止蓋を取り付ける。	運転基準(緊急処置編) 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋取付手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
2	1号機代替電源接続盤(屋上)から2号機代替電源接続盤(屋上)への常設給電ケーブル	1本	・電圧: 6.6kV	第2.2.1.9-1図に示すように補助建屋に敷設された本ケーブル及び中容量発電機車保管エリアから代替電源接続盤(屋上)への常設給電ケーブル(1号機に自主的に設置した設備)を用い、中容量発電機車を保管エリアから原子炉建屋近傍に移動することなく給電を行う。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流電源喪失 ・発電機車による受電 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・第2緊急用保管エリアからの中容量発電機車による給電手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
3	常設電動注入ポンプ入口配管のディスタンスピース及び取付用フランジ	1個	【ディスタンスピース】 ・材料: ステンレス鋼 ・外径: 330mm ・厚さ: 60mm	大規模損壊発生時に2次系純水タンク又は海水ポンプを水源とした、常設電動注入ポンプを用いた代替炉心注水又は代替格納容器スプレイが可能となるよう、第2.2.1.9-2図に示すように常設電動注入ポンプ入口配管等に系統構成のためのディスタンスピースを取り付ける。	運転基準(緊急処置編) ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注水 ・常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・2次系純水タンク又は海水ポンプより常設電動注入ポンプへの接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練



第 2.2.1.9-1 図 中容量発電機車保管エリアから代替電源接続盤 (屋上) への常設給電ケーブル概略



第 2.2.1.9-2 図 2次系純水タンク又は海水ポンプを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水又は代替格納容器スプレイ系統概略図

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。

川内2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、川内2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ー提案

メーカー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、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25回定期事業者検査の終了日翌日(2022年7月12日)から評価時点となる第26回定期事業者検査終了日(2023年8月15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、収集対象期間内にATENAガイドライン「設計の経年化評価ガイドライン」の改定版(ATENA 20-ME03 Rev.1)が発行され(2023年6月6日)、同ガイドライン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、川内2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、川内2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、川内2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

川内2号機に反映した安全研究成果について、1件抽出された。抽出結果を第2.2.2-8表に示す。

(b) 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報について、1件抽出された。抽出結果を第2.2.2-9表に示す。

② 参考情報

参考情報について、6件抽出された。抽出結果を第2.2.2-10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

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

(a) 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓

当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報については、6件抽出された。抽出結果を第2.2.2-11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、10件抽出された。抽出結果を第2.2.2-12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2.2.2-13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、川内2号機が対象のものについて、11件抽出された。抽出結果を第2.2.2-14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、7件抽出された。抽出結果を第2.2.2-15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、4件抽出された。抽出結果を第2.2.2-16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、6件抽出された。抽出結果を第2.2.2-17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2.2.2-18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

参考情報について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、川内2号機に反映すべき知見を抽出した。

川内2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 	約10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30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) 	約170件

※1 Probabilistic Safety Assessment and Management

第2.2.2-2表 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集対象

区分	収集対象	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)) ・他業種トラブル情報 ・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 ・海外メーカ情報 ・原子力安全推進協会重要度文書 	約120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 	11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170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 	約650件

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190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480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 川内2号機に反映した安全研究成果
(自社研究、電力共通研究)

No.	研究件名	研究概要	反映状況
1	PWRにおける過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究Phase II (ケーブル)	重大事故等環境下において機能要求があるケーブルの経年劣化を踏まえた長期健全性の検証を実施している。具体的には対象ケーブルの供試体を熱、放射線による加速劣化し、その後に重大事故等環境を模擬した事故環境暴露試験を実施し、健全性を確認するものである。	成果を活用し、PLM評価で一部ケーブルの寿命評価を実施している。

第2.2.2-9表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発のうち反映が必要な新知見情報

No.	表題	文献誌名	概要	反映状況
1	航空機落下事故に関するデータ (平成13年～令和2年)	NRA技術ノート (NTEN-2023-2001)	原子炉施設の航空機落下確率の評価に係る審査の参考とすることを目的に、平成13年～令和2年の20年間に国内で発生した航空機事故データ、運航実績データ、及び自衛隊機及び米軍機の訓練空域面積データを調査した。	航空機落下確率を再評価した結果、航空機落下による防護設計の要否判断の基準を下回ることを確認した。 また、その航空機落下確率から算出した防護対象施設までの離隔距離が変更となったことから、外部火災影響評価(航空機墜落による火災)を再評価した結果、放熱及び延焼評価を考慮することにより、防護対象施設の許容温度を満足することを確認した。 (詳細は添付資料参照)

第2.2.2-10表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考情報

No.	表題	文献誌名
1	米国における火災防護検査に関する調査	NRA技術ノート (NTEN-2023-1001)
2	軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発	NRA安全研究成果報告 (RREP-2023-2001)
3	軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備	NRA安全研究成果報告 (RREP-2023-2002)
4	原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究	NRA安全研究成果報告 (RREP-2023-2003)
5	デジタルシステムのPRAモデル化で得られた教訓	PSAM16 (RO150)
6	MACCS (MELCOR 事故影響評価コードシステム) を用いた事故影響度解析の技術的基盤	NUREG/CR報告書 (NUREG/CR-7220)

第2.2.2-11表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見(1/3)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
1	2021年 12月11日	玄海3号 ／緊急時対 策棟設搬工 事における 請負会社作 業員の負傷 について	<p>緊急時対策棟の設置工事において、建屋の壁に使用する鉄筋をユニット形式で組み上げクレーンにて吊り降ろす作業を実施していたところ、鉄筋1本が落下し、2名の請負会社作業員に接触し負傷した。</p> <p>原因は、鉄筋ユニットの吊り降ろし作業中に鉄筋ユニットが設置済の鉄筋に引っかかり、その状態で作業を継続したため、結束線が断線し、鉄筋が落下したと推定した。</p>	<p>鉄筋ユニット等、大型資機材の荷揚げ荷下ろし作業における注意事項を社内マニュアル等に反映した。</p> <p>また、類似事象発生防止のため、事象内容、再発防止対策及び社内マニュアルへの反映内容について関係者に周知した。</p>
2	2021年 11月16日	玄海3,4号 ／特定重大 事故等対処 施設の工事 現場におけ る火災の発 生について	<p>特定重大事故等対処施設の工事現場において、使用していた電源ケーブルを巻き取る電工ドラム付近からの発火及び発煙を確認した。</p> <p>原因は、狭隘な場所に仮設電源盤を設置したため、取付架台の脚部を開いて設置することができず、取付架台の脚部の開き止め金具が固定されていなかったことから、ケーブルがこの開き止め金具と脚部との間に挟まったこと等により、半断線が生じ、火災に至ったものと推定した。</p>	<p>発電所構内においても仮設電源を用いた作業を行うことから、仮設ケーブル設置における注意事項を社内マニュアルに反映した。</p> <p>また、類似事象発生防止を図るため、事象内容、再発防止対策及び社内マニュアルの内容について関係者に周知した。</p>

第2.2.2-11表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見(2/3)

No.	発生年月日	ユニット／件名	概要	反映内容
3	2021年 10月14日	玄海3号 ／3号非再生 冷却器上部 配管室での 作業による1 次冷却材モ ニタ(3R-70) の一時的な 指示低下に ついて	1次冷却材モニタ(3R-70)の指示が、通常の数よりも低下していることを確認したため、現場を確認したところ、同モニタが設置されている非再生冷却器出口配管室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事のために線量が高い配管に、作業員の被ばく低減対策として鉛遮蔽板が設置されていた。 原因は、稼働設備の周辺で新たに設備を設置する工事等を実施する場合に、稼働設備に影響を与えるような作業がないかを確認する仕組みがなかった。	管理区域の作業において、放射線モニタ周辺で放射線被ばく低減措置を実施する場合は、放射線モニタの監視機能に影響がないかを確認することを、社内マニュアルに反映した。
4	2022年 5月2日	玄海4号 ／玄海4号機 燃料取替ク レーンワイ ヤーロー ープ損傷 について	燃料取出作業前に燃料取替装置の事前点検を実施していたところ、燃料取替クレーンのメインホイストワイヤーロープの素線の一部が切断していることを確認した。 原因は、当該ワイヤーロープの素線切れの箇所は、ワイヤーロープを上限まで上昇させる際にシーブを通過する位置にあることから、シーブでの繰り返し曲げ、接触による摩擦等の経年劣化と推定した。 当該ワイヤーロープについては、毎定期検査の燃料取出作業前に燃料取替装置の事前点検の中で外観確認を実施しているが、周辺の構造物により視認性が悪い状況であった。	定期検査において、構造的にワイヤーロープの視認性が悪いクレーンを対象にワイヤーロープの状態確認を行うとともに、更なる点検時の視認性向上のため、ワイヤーロープ巻取用ドラムカバーを開閉可能な構造に変更する。

第2.2.2-11表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見(3/3)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
5	2021年 5月19日	玄海3,4号 ／海水管トレ ンチエリアの 海水ポンプ 電源ケーブ ルのプルボッ クス内に設置 した煙感知 器の設置方 法の不備に ついて	<p>海水管トレンチエリアの海水ポンプ電源ケーブルのプルボックス内の煙感知器が、工事計画認可申請書の記載事項を満足していない箇所に設置されていることが確認された。</p> <p>原因は、消防法で設置要求がない箇所の煙感知器は、消防法の煙感知器の設置要件は適用されないと判断したことにより、工事計画認可申請書の記載事項と異なる施工を実施したと推定した。</p>	<p>火災感知器に係る不適合等の確実な防止を図るために、火災感知器の設置、他設備の新設・移設・改造による機器の設置において、火災防護審査基準等に基づく設置条件を満足していること等、具体的な確認内容を明確化した、火災感知器に関する社内マニュアルを制定する。</p> <p>また、設計の段階において、火災感知器の設置条件に影響を与えないことを確認する対策を社内マニュアルに反映する。</p>
6	2021年 11月30日	玄海3,4号 ／ERSS伝送 データ (220kV予備 電源線電圧) の不信頼に ついて	<p>点検に伴い、1、2号機の220kV送電線系シーケンス盤の隔離を実施したところ、ERSS伝送項目「220kV予備電源線電圧」が伝送不信頼になったことを確認した。</p> <p>ERSSへのデータ伝送元は、1、2号機側であるが、3、4号機側（受電側）であると誤って認識し、同盤の隔離により、ERSS伝送不信頼となった。</p> <p>原因は、ERSSへのデータ伝送元の情報を把握できていなかったことと推定した。</p>	<p>ERSSデータ伝送元を変更する場合は、データ伝送元を明確にするとともに関係者間の相互確認等を行う運用を整備する。</p> <p>また、点検の実施に当たり、対象号機とデータ伝送元の確認、注意喚起を行う運用を整備する。</p>

第2.2.2-12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(1/4)

No.	発生年月日	ユニット /件名	概要	反映内容
1	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	<p>定期検査における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。</p> <p>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。</p>	<p>類似箇所について、超音波探傷試験にて、有意な指示がないことを確認した。</p> <p>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。</p> <p>なお、類似箇所のうち、過大な溶接入熱及び形状による影響に該当する箇所については、今後の定期検査等で健全性を確認する。</p>
2	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	<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>電動機台座位置決めボルトのトルク管理等の対策を対象機器の作業手順書に反映した。</p>

第2.2.2-12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(2/4)

No.	発生年月日	ユニット /件名	概要	反映内容
3	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。	給油作業の注意事項を社内マニュアルに反映した。 また、類似事象発生防止を図るため、事象内容、再発防止対策及び社内マニュアルの内容について関係者へ周知した。
4	2021年 9月	高浜1号 /高浜発電 所1号機 スプ リンクラー消 火設備作動 用の火災感 知器の不適 切な管理	高感度主蒸気管モニタ検出器温度制御盤のスプリンクラー消火設備作動用熱感知器及び煙感知器が、周辺で作業等が行われていないのにビニール袋で覆われた状態であることを確認した。 原因は、周辺での溶接作業等の火気作業において、当該感知器の誤作動防止のために取り付けられたビニール袋が、火気作業終了の際に取り外されなかったものと推定した。	火災感知器の誤作動防止対策実施中に常時監視人を配置する運用を社内マニュアルに反映した。 また、類似事象発生防止のため、社内マニュアルの反映内容について関係者に周知した。
5	2021年 10月1日	高浜4号 /高浜発電 所4号機B中 央制御室外 原子炉停止 盤室の3時間 耐火壁の電 線管貫通部 シールの未 施工	B中央制御室外原子炉停止盤室入口扉の電線管貫通部にシールが施工されていないことを確認した。 原因は、ケーブル敷設工事における貫通部の施工時に、当該貫通部の存在を失念したため、シールが施工されなかったと推定した。	貫通部施工に関する管理をより確実に運用するため、方針書に基づき対応している貫通部施工に関する管理要領を社内マニュアルに反映した。

第2.2.2-12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(3/4)

No.	発生年月日	ユニット /件名	概要	反映内容
6	2021年 7月28日	高浜3号 /高浜発電所 3号機ほう酸ポン プ室前の通路に設けられ た煙感知器の不適切な箇所 への設置	ほう酸ポンプ室前の通路に設けられた煙感知器が、工事のための耐火シートで覆われたケーブルトレイに周囲を囲まれ、くぼみに設置される状態になり、消防法施行規則に記載の条件を満たしていなかった。 原因は、ケーブルトレイに耐火シートを施工する際の検討が不十分であり、適切な措置を講ずることができなかったことから、パフォーマンス劣化と判断された。	火災感知器に係る不適合等の確実な防止を図るために、火災感知器の設置、他設備の新設・移設・改造による機器の設置において、火災防護審査基準等に基づく設置条件を満足していること等、具体的な確認内容を明確化した、火災感知器に関する社内マニュアルを制定する。 また、設計の段階においても、火災感知器の設置条件に影響を与えないことを確認する対策を社内マニュアルに反映する。
7	2022年 1月7日	伊方3号 /伊方発電所 第3号機エタノールアミン排 水処理装置ガス希釈ファン の不具合につ いて	エタノールアミン排水処理装置ガス希釈ファンBの駆動用ベルトを取り付けているプーリーが主軸から外れていることを保修員が確認した。 原因は、運転中の微小な振動の繰り返しによる止めねじのへたり等により、止めねじの主軸及びプーリーの一体化が低下したこと及び運転中の微小な振動によりプーリーが、がたついたことにより、主軸から脱落したものと推定される。	故障時に定期検査作業等に影響を与える恐れがある時間保全計画の対象設備については、点検の際に、止めネジを取替えることを作業手順書に反映した。
8	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	照明用電源のブレーカーが落ちていたため、現場調査を行ったところ、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、内部を調査したところ、焦げ跡を発見した。 原因は、自動点滅器の長期使用による腐食でネジの体積が膨張したことで、カバーを圧迫してヒビ割れが発生し、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。	自動点滅器の外観点検において、亀裂や損傷の有無を確認する内容を作業手順書のチェックシートに反映する。

第2.2.2-12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 (4/4)

No.	発生年月日	ユニット /件名	概要	反映内容
9	2022年 6月27日	大飯4号 /大飯発電 所4号機電動 主給水ポン プミニマムフ ロー配管から の僅かな水 漏れ	2次系冷却水の水質調整を実施していたところ、電動主給水ポンプミニマムフロー配管からの僅かな水漏れを作業員が発見した。原因は、電動主給水ポンプミニマムフロー配管の内面のエロージョンにより浸食され、配管に微小な穴があき、水漏れが発生したものと推定した。	対象配管について、点検計画を策定し、継続的に肉厚管理を実施する。
10	2022年 3月23日	伊方発電所 第3号機エタ ノールアミン 含有排水生 物処理装置 からの苛性ソ ーダの漏え いについて	エタノールアミン含有排水生物処理装置の苛性ソーダ貯槽付近から苛性ソーダが漏えいしていることを運転員が確認した。原因は、長期使用及び屋外環境の影響により、苛性ソーダ貯槽に直接接続されているゴム製ダイヤフラム弁の劣化が進行し、最終的に同弁の弁蓋に割れが発生したことで、苛性ソーダが漏えいしたと推定した。	薬品を内包するタンクの防液堤の排水ライン弁について、タンクの内部点検に併せて、弁分解点検(ダイヤフラム取換)を実施するよう点検計画に反映した。

第2.2.2-13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>プラント運転中におけるUシール機能の健全性を確認できるものがないことから、放射線ガスモニタのサンプリング配管に設置されているUシール箇所について、Uシールの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、Uシールの水位確認を実施するため、巡視点検チェックシートに反映する。</p>

第2.2.2-14表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(1/4)

No.	文書名 (発行番号) (発行日)	指示概要	対応状況
1	設計の経年化評価ガイドライン (ATENA 20-ME03 Rev.0、2023年6月6日)	設計の経年化評価ガイドライン (ATENA 20-ME03 Rev.0、2023年6月6日)	改定内容を踏まえ、当該ガイドラインに係る実施計画の改定を行った。また本届出書で内的事象に係る評価を実施し、追加措置を抽出した(添付資料参照) 地震及び津波に関する評価については、実施計画に基づき対応する。
2	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。	対策工事が完了し、2023年4月からデジタル CCF 対策設備の使用を開始した。
3	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-R01Rev.1、2023年7月7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」(2023年3月2日改正) について、核物質防護における補償時間の計測方法の変更、関連するガイドの最新版を反映、記載の適正化を行い、改訂版 (Rev.2) として発行。	「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-R01Rev.2、2023年7月6日)」について、内容を確認し、社内マニュアル (「パフォーマンス監視要領 (本店、発電所)」) の改正 (2023年8月1日) を実施した。

第2.2.2-14表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(2/4)

No.	文書名 (発行番号) (発行日)	指示概要	対応状況
4	PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れ 超音波探傷試験による亀裂性状把握手法の向上策(ATENA 23-ME01 Rev.0 2023年4月28日)	PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れの知見拡充について、亀裂発生メカニズム解明／亀裂有り健全性評価と検査技術向上の課題について検討を進めている。このうち、検査技術の向上策について取りまとめたもの。事業者は、本レポートに基づき、安全対策を行うことが要求された。	2024年4月に安全対策を完了予定。
5	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案事項」(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。
6	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。	過去の試験結果に基づく劣化診断、メーカー推奨の頻度での交換、定期的な容量試験結果に基づく容量低下前の交換等、蓄電池の容量管理を行っている。ただし、保守管理の方法は各事業者で異なるため、海外事例も参考とし、現在電力大でより適切な保守管理方法を検討中。

第2.2.2-14表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(3/4)

No.	文書名 (発行番号) (発行日)	指示概要	対応状況
7	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。
8	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「航空機落下事故に関するデータ(平成13～令和2年)における軍用機事故データ調査方法の改善及びそれに伴う当該データの増加」 (NIN4-20230331-tc)(2023年3月31日)	令和4年度NRA技術ノートにおいて、軍用機事故データの調査方法の改善により当該期間の航空機落下確率の評価において対象とする事故の件数が増加したこと及び対象となる被規制者において原子力施設への航空機落下による影響の評価の際にNRA技術ノートを参考としている実態を踏まえ、情報を共有したものを。	航空機落下確率を再評価した結果、航空機落下による防護設計の要否判断の基準を下回ることを確認した。 また、その航空機落下確率から算出した防護対象施設までの離隔距離が変更となったことから、外部火災影響評価(航空機墜落による火災)を再評価した結果、放熱及び延焼評価を考慮することにより、防護対象施設の許容温度を満足することを確認した。 (詳細は添付資料参照)
9	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「原子力発電所の新規制基準適合性に係る自然ハザード関係審査資料に誤り等があった事例」 (NIN5-20230406-nu)(2023年4月6日)	原子力発電所の新規制基準適合性に係る自然ハザード関係の審査資料に誤り等があった事例について通知したものを。	水平展開として、当社の審査資料のチェックの強化に加え、不適合処置にて実施した類似事象の確認範囲において、委託先にて今回の原因を踏まえた確認を行った。

第2.2.2-14表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(4/4)

No.	文書名 (発行番号) (発行日)	指示概要	対応状況
10	原子力規制庁 被規制者向け情報 通知文書「北海道山越郡長万部町 で確認された水・ガス噴出事象の調 査から得られた原子力施設への潜 在的外部ハザードについて」(NIN6- 20230515-tc) (2023年5月15日)	第58回技術情報検討会(令 和5年3月30日)にて報告さ れた水・ガス噴出事象に関 する調査に基づき、原子力 規制庁が認識した潜在的な 外部ハザードについて通知 したもの。	本事象は、天然ガス田開 発当時の廃坑措置に関 する技術的問題に起因 した事象であると推定さ れることから、再稼働時 の考慮すべき人為事象 の採掘工事に分類され る。採掘工事は再稼働 時に原子力発電所に影 響を及ぼすほど近接した 場所になくことから適用 外としており、発電所付 近で本事象と同様の採 掘工事が行われていな いことから、対応不要で あることを確認した。
11	原子力規制庁 被規制者向け情報 通知文書「ケーブル接続部への荷 重の負荷による導通不良」(NIN7- 20230524-nu) (2023年5月24日)	令和5年1月30日に発生し た関西電力株式会社高浜 発電所4号機の原子炉自動 停止の原因となったケー ブル接続部への荷重の負 荷による同ケーブル接続 部の導通不良について通 知したもの。	2号機について確認した 結果、原子炉格納容器 電線貫通部について過 度な荷重がかかる箇所 はなかった。なお、一 部電線貫通部外部リー ドに外線ケーブル等が 接触している箇所があ ったため、外部リード に接触しないように整 線を実施した。また、 制御棒駆動装置電気回 路の電気的特性につい て異常は見られなかつ た。

第 2.2.2-15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
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	—
フラジリティ評価	—
システム評価 (CDF評価/CFF評価※)	
(1) 起回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	・NRRC技術諮問委員会(TAC)のコメントを反映し、検討する起回事象の数やLOCA発生頻度の見直しを実施。
(2) 成功基準の設定	—
(3) 事故シーケンスの分析	・Consequentialシナリオ(起回事象発生後のRCPシールLOCAシナリオ及び加圧器逃し弁／安全弁LOCAシナリオ)をモデル化
(4) システム信頼性の評価	・外部電源復旧失敗確率について電中研報告書のデータを採用
(5) 信頼性パラメータの設定	・機器故障率データとして、国内故障率データを事前分布として、個別プラントの運転実績を用いたベイズ更新によって算出した機器故障率を使用 ・共通原因故障パラメータ「CCF Parameter Estimations 2015」を使用 ・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、今後反映の可否も含めて検討する。)

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

注) 表中の「—」については、今回反映した新知見がなかったことを示す。

第2.2.2-16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2.2.2-16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
2	加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針	AESJ SC-S008-2019	指針に規定されている管理項目や測定頻度について、化学管理に係る規定文書への反映済である。
3	原子力発電所の高経年化対策実施基準：2023(追補3)	AESJ SC-P005-2023	社内マニュアルに取込み、高経年化技術評価に使用している。
4	加圧水型原子炉二次系の水化学管理指針	AESJ-SC-S013-2020	指針に規定されている管理項目や測定頻度について、化学管理に係る規定文書への反映済である。

第2.2.2-17表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)に係る参考情報

No.	表題	文献誌名
1	公衆リスク低減のための格納容器ベント実施判断基準と防護措置に関する評価手法の検討	日本原子力学会和文論文誌
2	使用済燃料プールにおける冷却材喪失事故条件下での被覆管バーストモデルの開発	Journal of Nuclear Science and Technology
3	地震・溢水・熱流動シミュレーションによる加圧水型原子炉の地震誘因溢水の動的確率論的リスク評価	Journal of Nuclear Science and Technology
4	PWRの蒸気発生器伝熱管複数本破損事象における熱水力的挙動に関する検討	日本原子力学会和文論文誌
5	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
6	廃止措置移行期における燃料除去前段階の管理に対するリスクアプローチ	Nuclear Technology

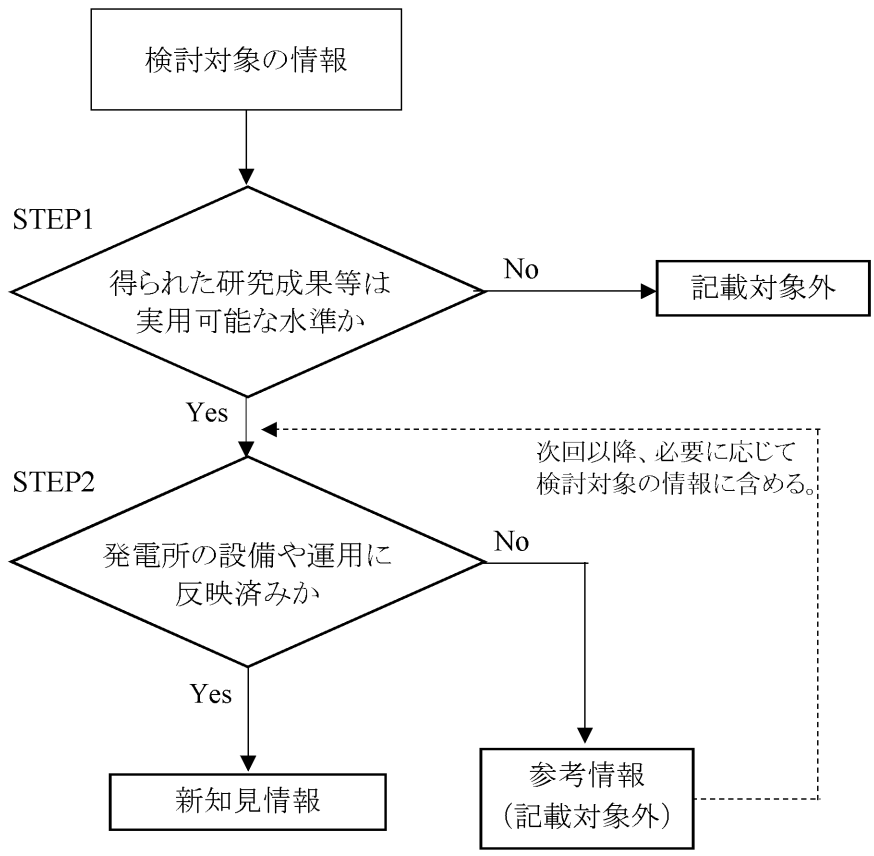
第2.2.2-18表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)に係る新知見関連情報(1/2)

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)	—

※反映要否の検討内容については添付資料参照

第2.2.2-18表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)に係る新知見関連情報(2/2)

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】

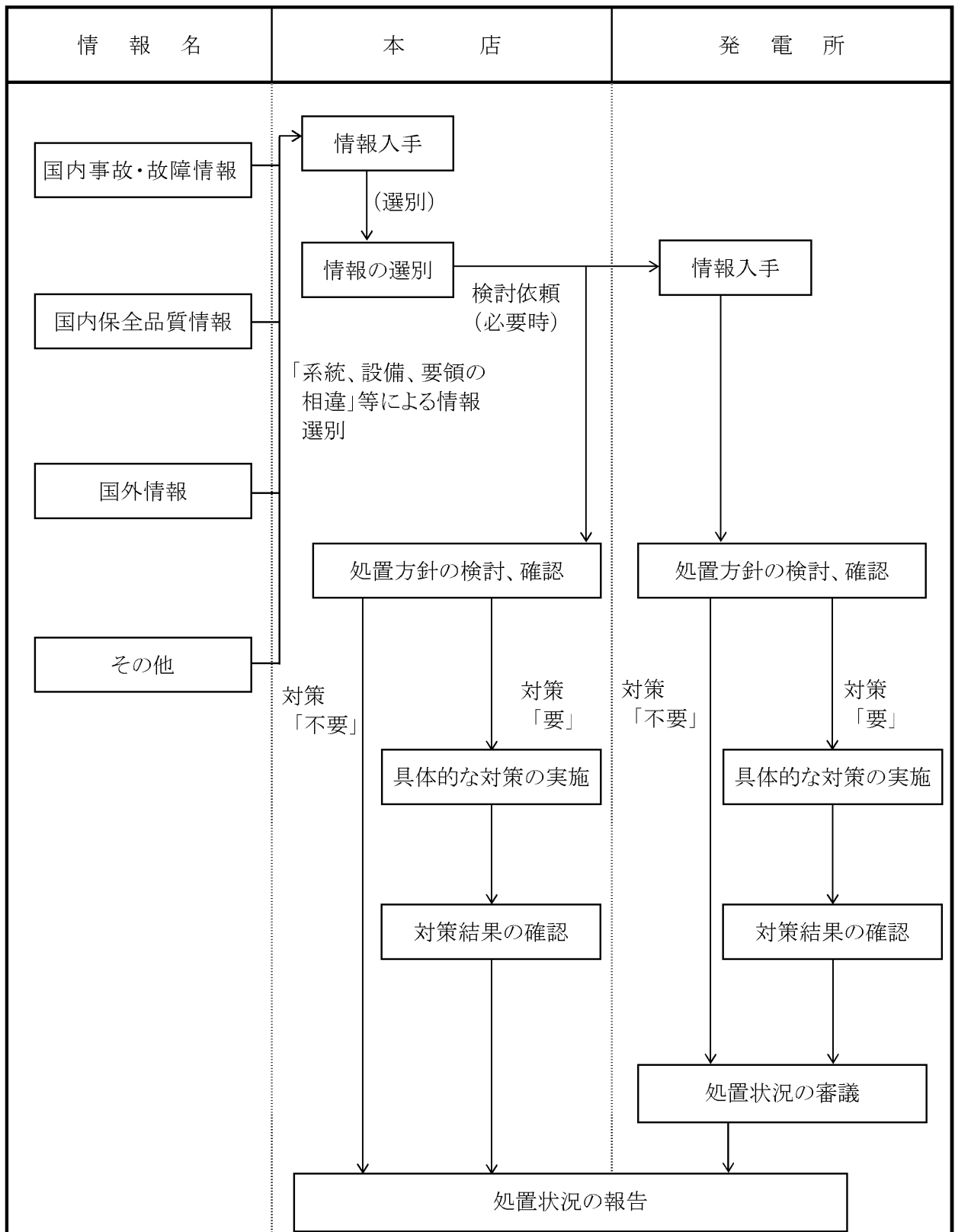
実用性のある水準に達していないもの(基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等)については記載対象外とする。(今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。)

【STEP2】

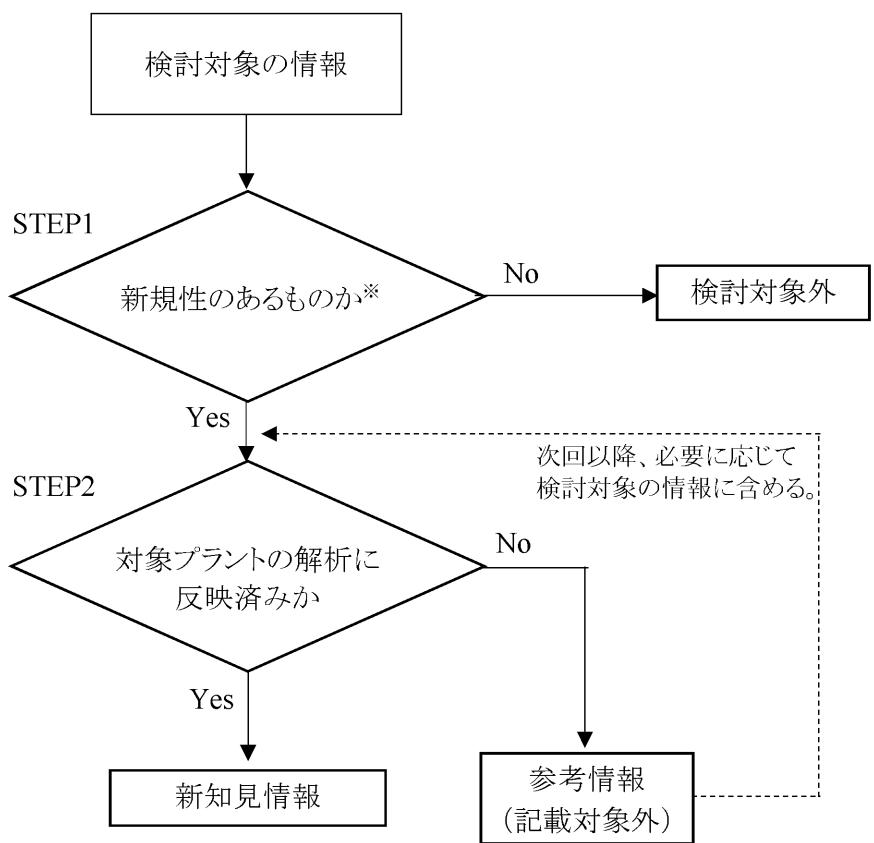
発電所の設備設計、マニュアル類に反映済みのもの(具体的な反映の見通しのあるもの)を記載対象として抽出する。

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)

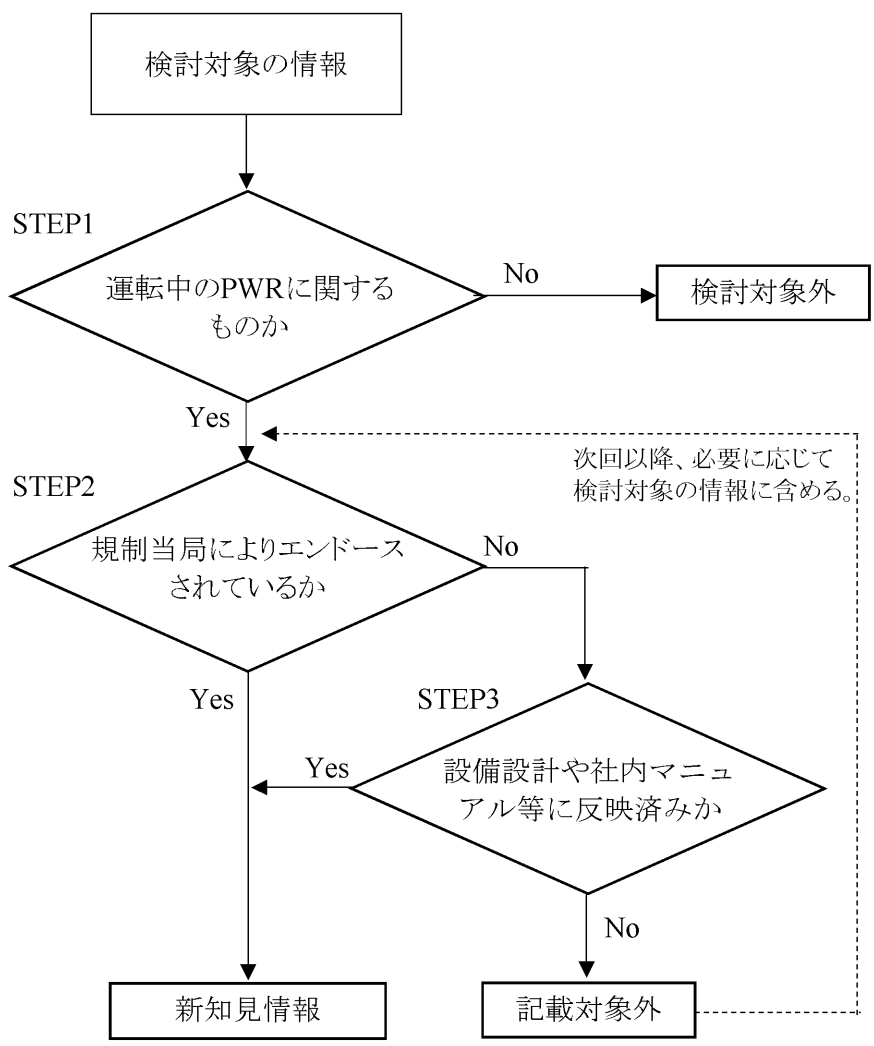


第2.2.2-2図 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法

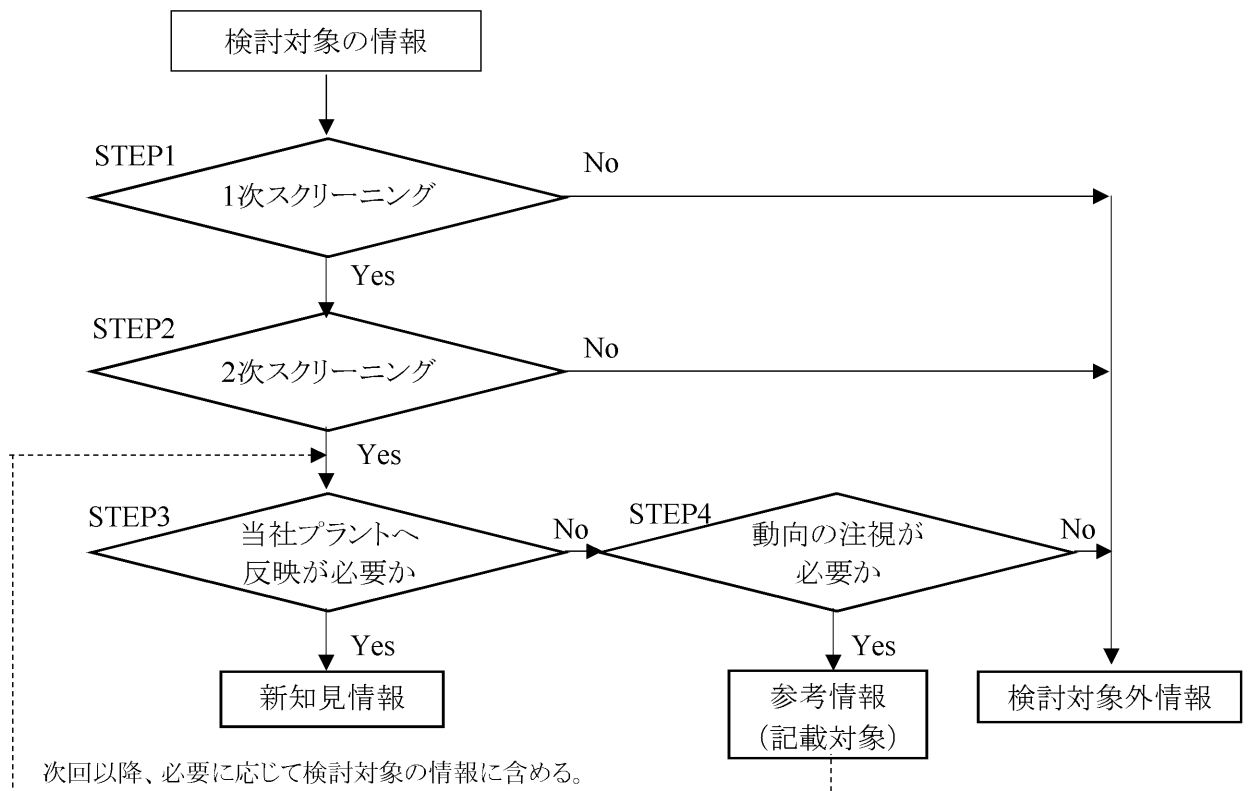


※ 単なるデータの蓄積といった、確率論的リスク評価を実施する上で自明なものを除く。また、ハザード評価については第2.2.2-6図の整理、分類方法とする。

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



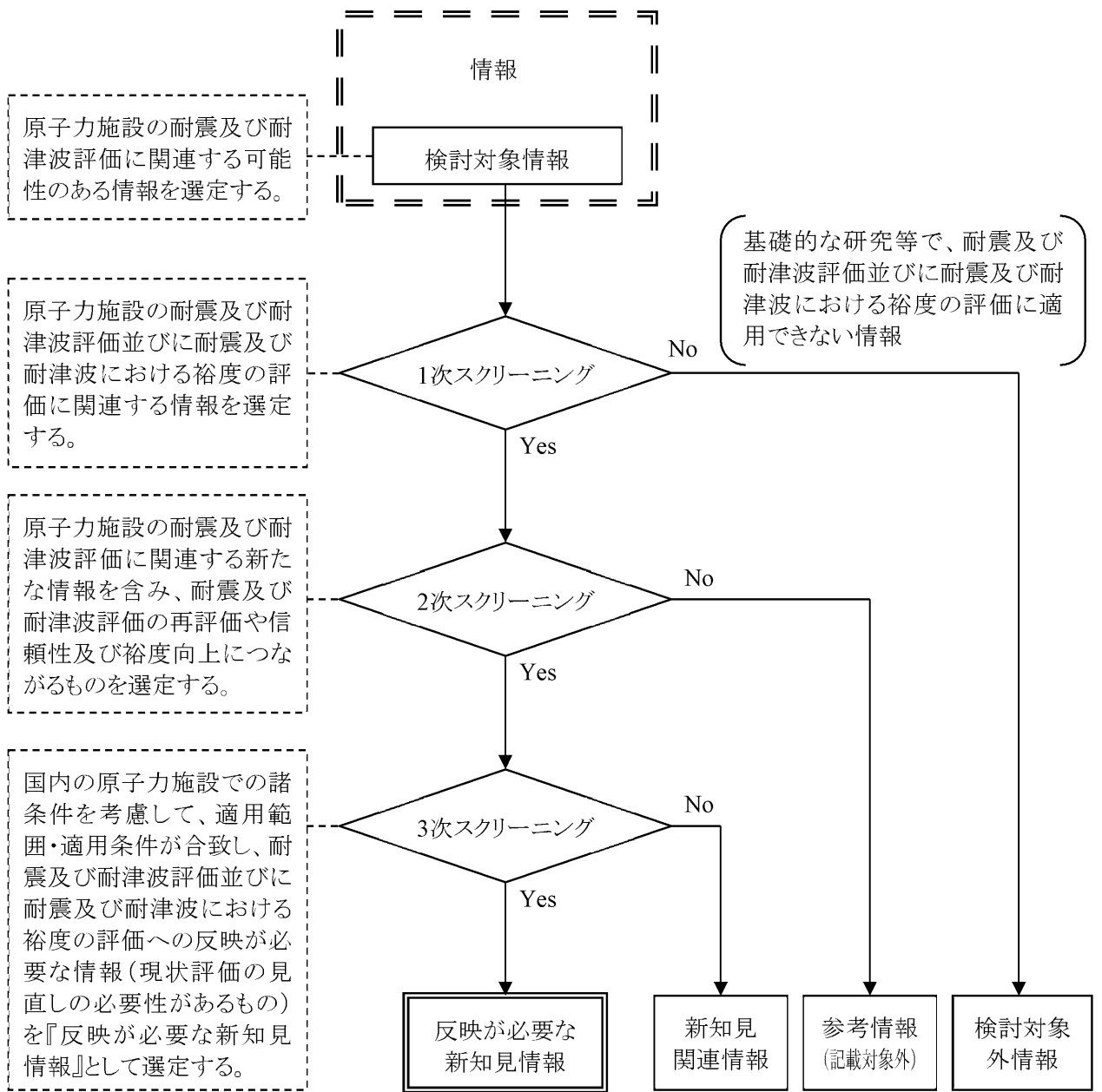
- 【STEP1】 1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報(Noに該当)
- ・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設(例 将来炉、再処理等)
 - ・将来の燃料技術
 - ・保障措置、核物質防護(核物質管理)(サイバーセキュリティ等は検討対象)
 - ・違法行為及び規則類への意図的な違反
 - ・事務的なもの等(例 型式認定承認の官報、PA・広報、コミュニケーション等)
 - ・商用軽水炉以外の施設(例 研究施設、医療施設、一般産業施設等)

- 【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。

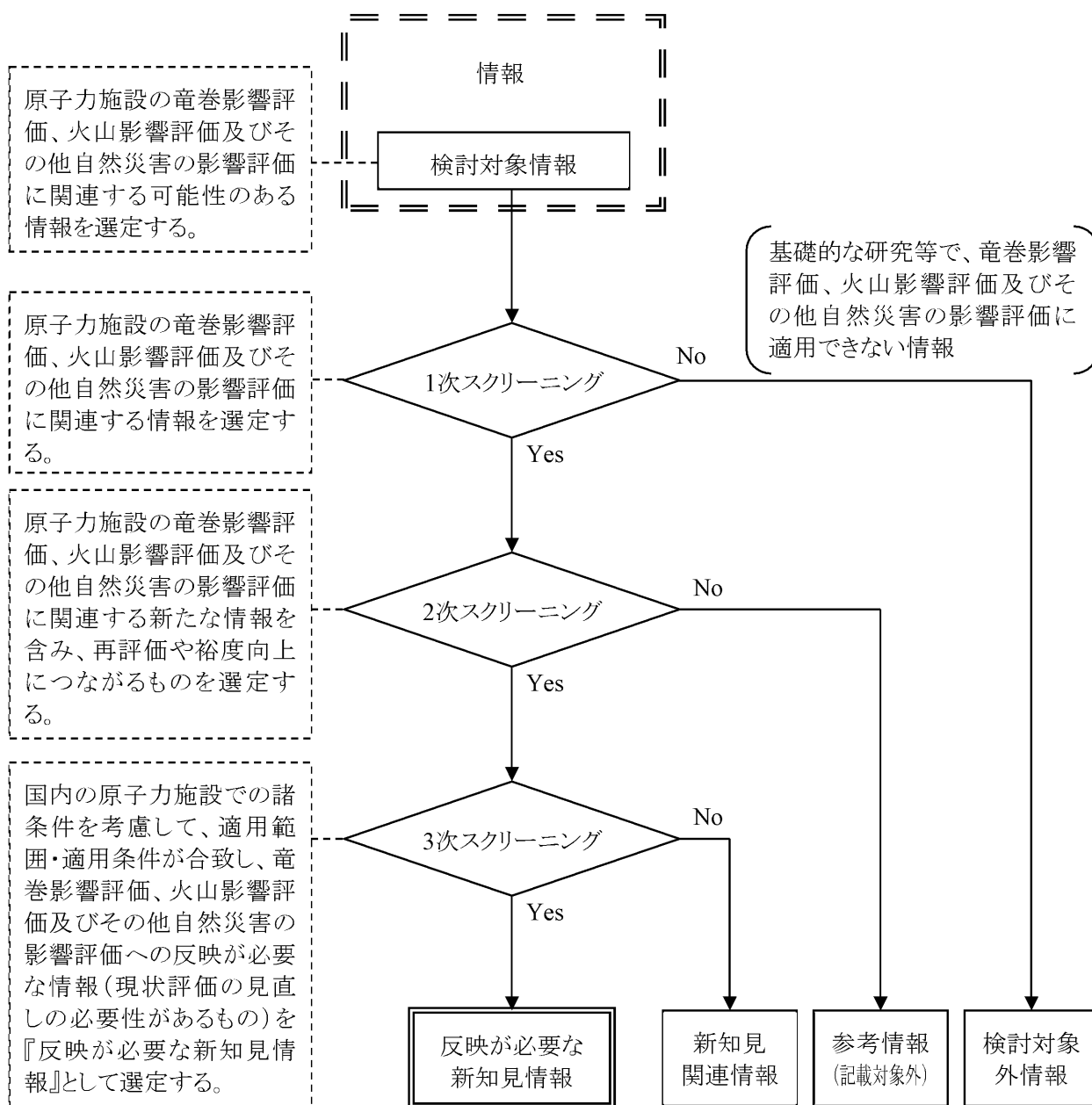
- 【STEP3】 評価対象の新知見情報とする情報
- ・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

- 【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。)

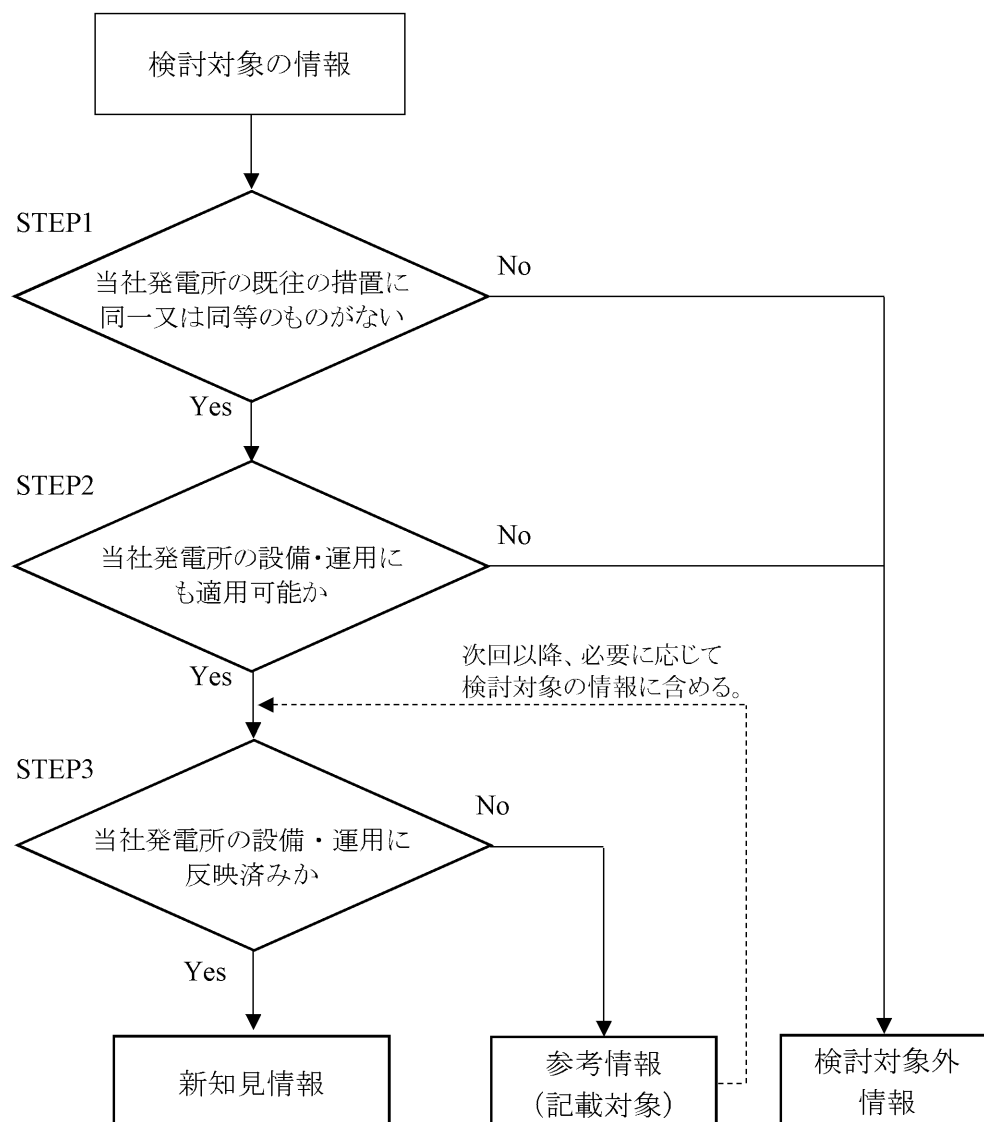
第2.2.2-5図 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)の整理、分類方法



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

川内2号機について、発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するために実施した調査(以下「プラント・ウォークダウン」という。)を以下に示す。

(1) 確率論的リスク評価のためのプラント・ウォークダウン

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

実施目的、実施計画及び結果は、「3.1.3.2 地震出力運転時PRA」及び「3.1.3.3 津波出力運転時PRA」に記載する。

2.3 安全性向上計画

「第1章 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲」で示された施設に対して、「2.2.1 保安活動の実施状況」及び「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」を踏まえ、抽出された安全性向上に資する自主的な追加措置(以下「追加措置」という。)を第 2.3-1 表に示す。

第 2.3-1 表 保安活動等により抽出された追加措置

No	活動	追加措置	計画概要
1	施設管理	タービン動補助給 水ポンプ取替	<p>海外メーカーの原子力事業撤退・技術指導員の技術力低下等のリスクを避けるため、海外メーカー製のものから、国内メーカー製のものに取り替える。また、取替えに伴いポンプの仕様を以下のとおり変更する。</p> <p>【海外メーカー仕様】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失時において専用工具を用いた蒸気加減弁の開操作が必要 <p>【国内メーカー仕様】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失時において専用工具を用いた蒸気加減弁の開操作が不要
2	設計経年化 評価	設計経年化評価 から得られた知見 に関する技術資料 の作成・共有	<p>原子力エネルギー協議会の「設計の経年化評価ガイドライン」の新旧プラント設計の比較及び対策検討に係る手法を踏まえ、抽出した知見に関する技術資料を作成し、関係者に共有する。</p>

2.4 追加措置の内容

2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置

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

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置

No	追加措置	運用方針	期待される効果
1	タービン動補助給水ポンプ取替	変更なし	<ul style="list-style-type: none">・長期的な設備保守性の信頼性が向上する。・電源喪失時において、専用工具を用いた蒸気加減弁の開操作が不要となる仕様となり、操作手順が削減される。
2	設計経年化評価から得られた知見に関する技術資料の作成・共有	変更なし	国内プラント間の設計差異を認識して、自プラントの安全性の特徴を理解するとともに、改良工事等で当該情報を考慮した設計とすることで、安全性向上の一助となる。

2.4.2 体制における追加措置

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

2.5 外部評価の結果

2.5.1 外部有識者による評価

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

2.5.1.1 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会

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

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

委員長 野口 和彦（横浜国立大学 リスク共生社会創造センター
客員教授）

委員※ 出光 一哉（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 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12月20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、ご助言を受けました。

- (1) リスク評価においては、確率論以外のものも考慮すべきであり、工事等の作業中に発災した場合など、現場で実際に作業している作業者等の目線も取り入れて検討し、想像力を働かせて対応策等を考察する機会があつて良いと思う。

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12月20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、以下の通り対応する。

- (1) 定検時に行う主要な工事については、作業者も含めて手順の認識合わせを行ったり、現場で何か気づきがあつた際は、運転員や協力会社員も状態報告(CR)を上げるなど、現場からの目線も取り入れる取り組みを行っている。
なお、プラントの改造や運用変更に係る意思決定については、PRAに加え、放射線被ばくの観点や決定論的考慮事項などの様々な観点を考慮して行うリスク情報を活用した意思決定(RIDM)プロセスを用いて検討を行っている。

今後も現場からの目線を積極的に取り入れ、改善措置活動(CAP)による改善を継続的に行っていく。

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。