

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	2.1-3
2.1.3 実施体制及びプロセス	2.1-3

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- 41
2.2.1.2 運転管理	2.2.1- 73
2.2.1.3 保守管理	2.2.1-117
2.2.1.4 燃料管理	2.2.1-165
2.2.1.5 放射線管理	2.2.1-185
2.2.1.6 放射性廃棄物管理	2.2.1-226
2.2.1.7 緊急時の措置	2.2.1-249
2.2.1.8 安全文化の醸成活動	2.2.1-306
2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備	2.2.1-329
2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見	
2.2.2.1 概要	2.2.2- 1
2.2.2.2 情報の収集期間及び収集対象	2.2.2- 2
2.2.2.3 最新知見の抽出手順	2.2.2- 3
2.2.2.4 安全に係る研究	2.2.2- 4
2.2.2.5 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	2.2.2- 5

2.2.2.6 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ	2.2.2- 8
2.2.2.7 国内外の基準等	2.2.2- 9
2.2.2.8 国際機関及び国内外の学会等の情報	2.2.2-11
2.2.2.9 メーカーからの提案	2.2.2-13
2.2.2.10 まとめ	2.2.2-14
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 保安活動により抽出された追加措置	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 原子力安全性向上分科会	2.5-1
2.5.1.2 原子力安全性向上分科会の評価	2.5-2
2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー	2.5-2

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、安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含めた原子力安全に関する品質マネジメントシステム（以下「QMS; Quality Management System」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。なお、QMSについては、「1.17.3 品質マネジメント」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。品質方針を以下に示す。

品質方針

原子力安全の取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む、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

原子力安全を達成するための品質マネジメントシステムに基づく保安活動を的確に実施し、現場を第一として継続的改善に取り組んでいくとともに、原子力のもつ様々なリスクに対する意識を高め、安全文化の更なる醸成を図っていきます。

2. 自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます

当社の持つ経験に加え、国内外の最新の知見や教訓、社内外の第三者の視点も活かしながら、より高みを目指した原子力発電所の安全性・信頼性並びに技術力の向上に自主的・継続的に取り組んでいきます。

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

原子力安全のためのリスク分析・管理を確実に実施していくとともに、あらゆる事態に的確に対応できるよう実効的な教育訓練に継続的に取り組み、危機管理能力の維持・向上を図っていきます。

4. 積極的な情報公開を行い説明責任を果たします

地域・社会の皆さまの声を真摯に受けとめ、当社に都合の悪い情報も含め、相手の立場に立った正確かつ分かりやすい情報を迅速に発信していきます。

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す

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、立場を越えて何でも言い合え、協力し合える関係をつくっていきます。

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。

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。

また、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。

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おり、それぞれ、以下に示す役割を担っている。これらの会議体の事務局はコーポレート戦略部門が担っている。

- 全社安全推進委員会

社長を委員長とし、地域の皆さまの声を踏まえた自主的安全対策の検討や、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。

社外有識者の客観的・専門的な視点を原子力の業務運営に活用するため、委員長を含め5名の社外委員並びに2名の社内委員で構成される「原子力の業務運営に係る点検・助言委員会」を設置している。更に、本委員会の下には、社外委員で構成される「原子力安全性向上分科会」及び「原子力コミュニケーション分科会」が設置されており、それぞれ、原子力の自主的・継続的な安全性向上の取組みの一環として、客観的かつ第三者的な観点から原子力の安全性向上の取組み状況（確率論的リスク評価（以下「PRA； Probabilistic Risk Assessment」という。）：PRA等による原子力発電のリスクの分析・評価等）をモニタリングし、より専門的・技術的観点から議論を深めること、原子力に関するコミュニケーションのあり方（リスクコミュニケーションの強

化、新たな視点によるコミュニケーション活動の展開)に重点を置いた助言を得ることを目的としている。これらの委員会、分科会の事務局はコーポレート戦略部門が担っている。

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。

以上、述べた原子力関係の組織・会議体を第2.1-1図に示す。

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)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2.1-2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「原子力の業務運営に係る点検・助言委員会 原子力安全性向

上分科会」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

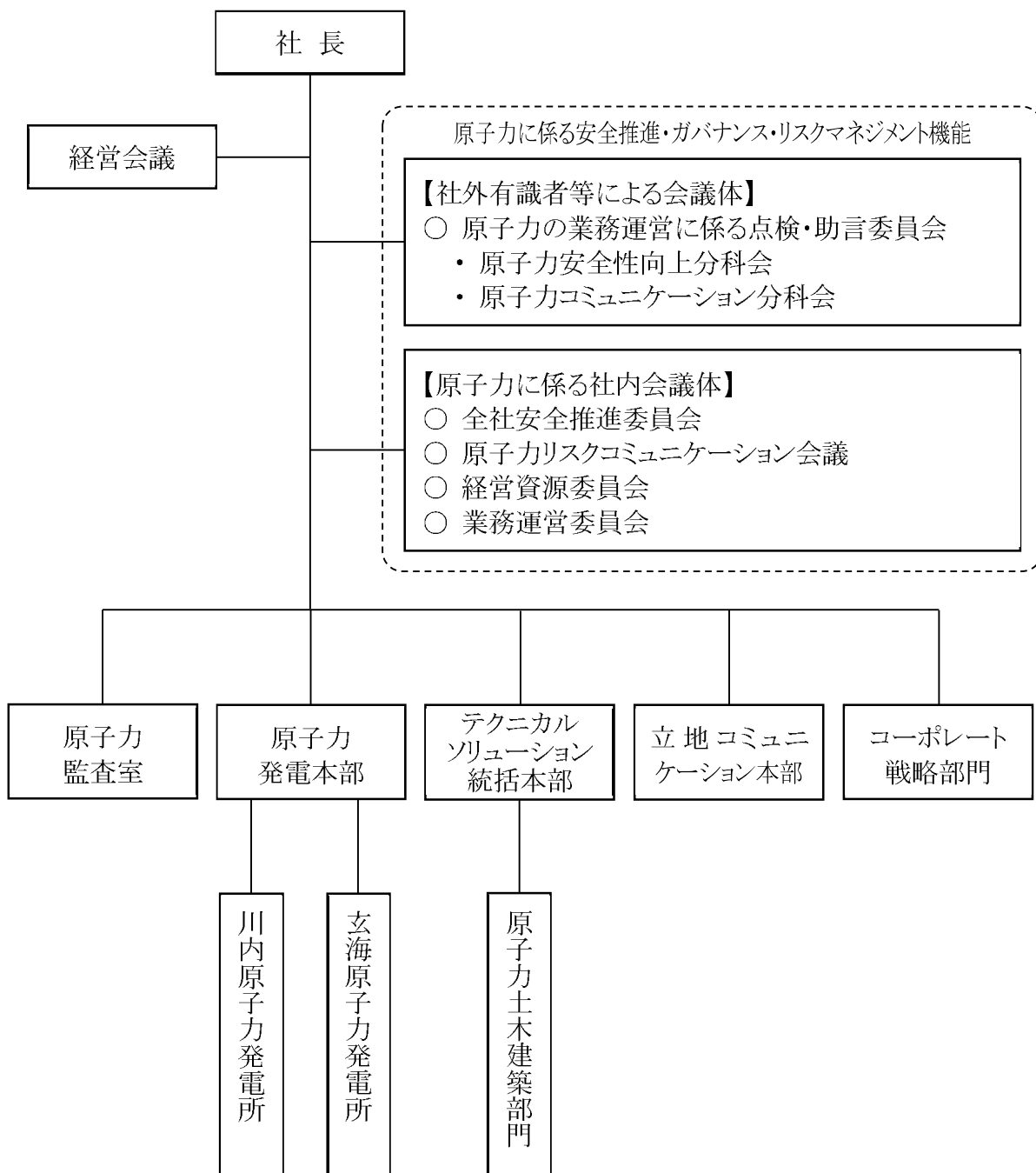
原子力発電所の安全性向上のための継続的な取組みは、QMSの継続的改善のプロセスを基本とする。QMSの各プロセスは文書化され、これらに基づきプロセスが実施される。

QMSプロセスの順序及び相互関係を「1.17.3 品質マネジメント 第1.17-2 図 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」に示す。

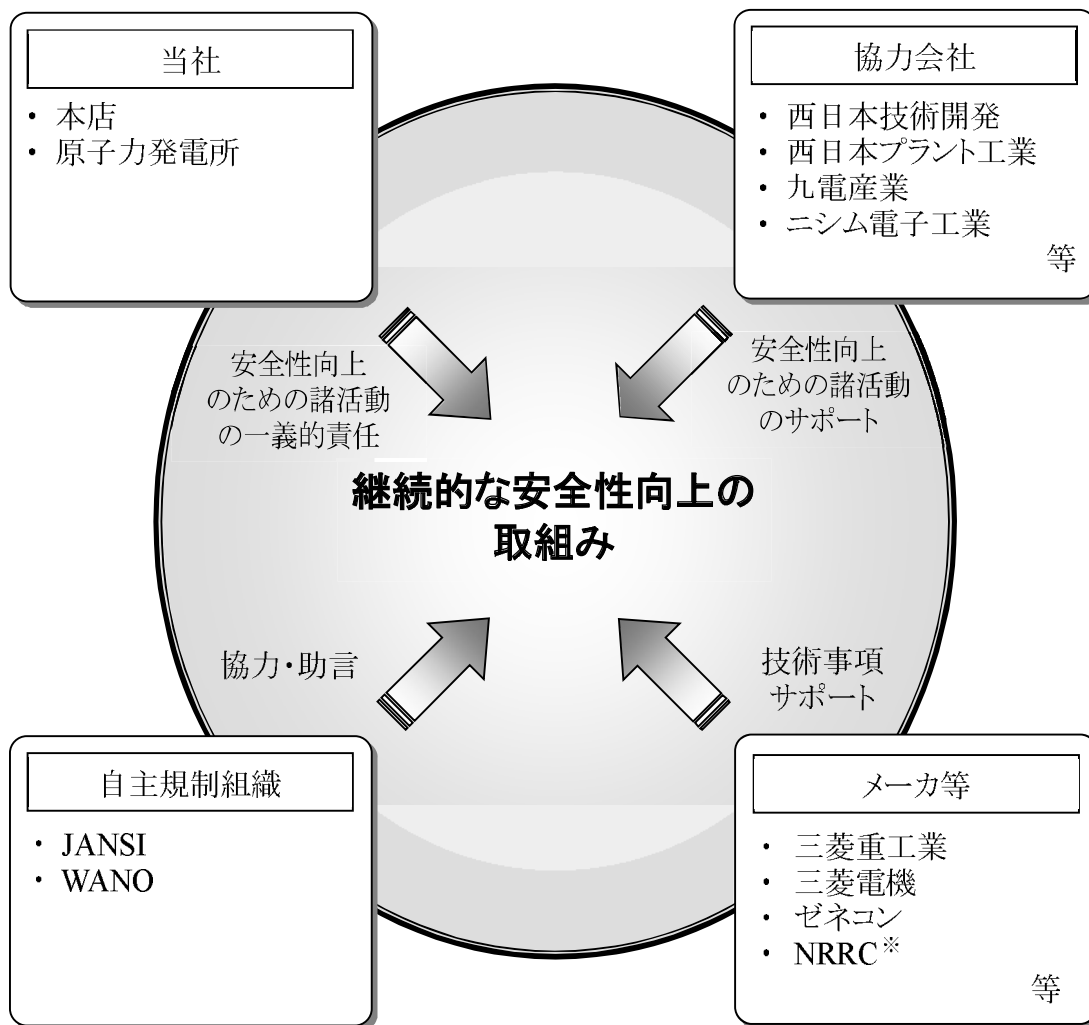
b. 安全性向上評価のプロセス

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

なお、安全性向上評価の評価項目は、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について」(平成29年3月29日付け原規規発第17032914号、原子力規制委員会決定)に従った。

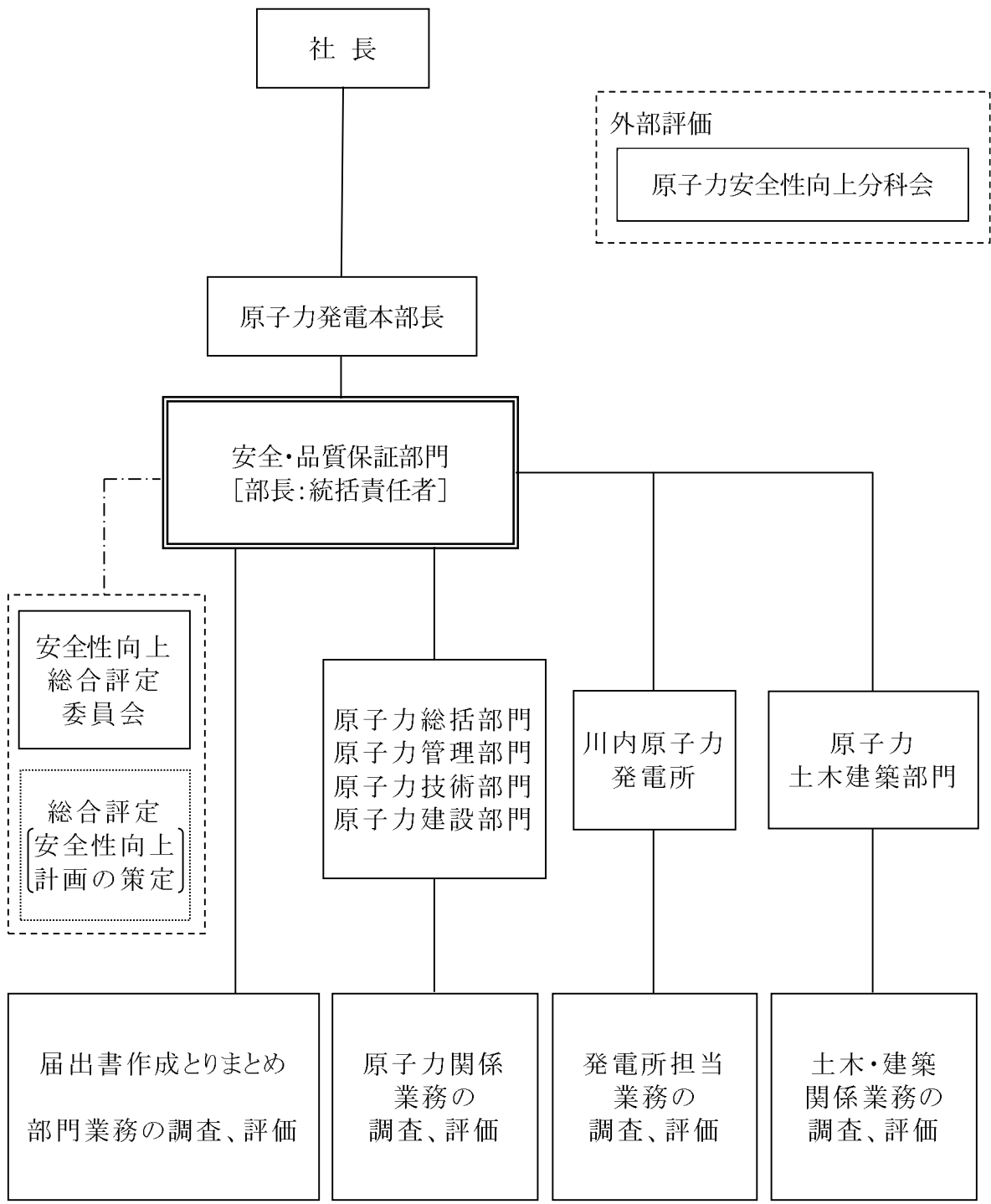


第 2.1-1 図 自主的・継続的な安全性向上への取組み体制



※ 原子力リスク研究センター

第 2.1-2 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 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、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21回施設定期検査終了日の翌日(平成29年3月25日)から評価時点となる第22回施設定期検査終了日(平成30年9月28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。

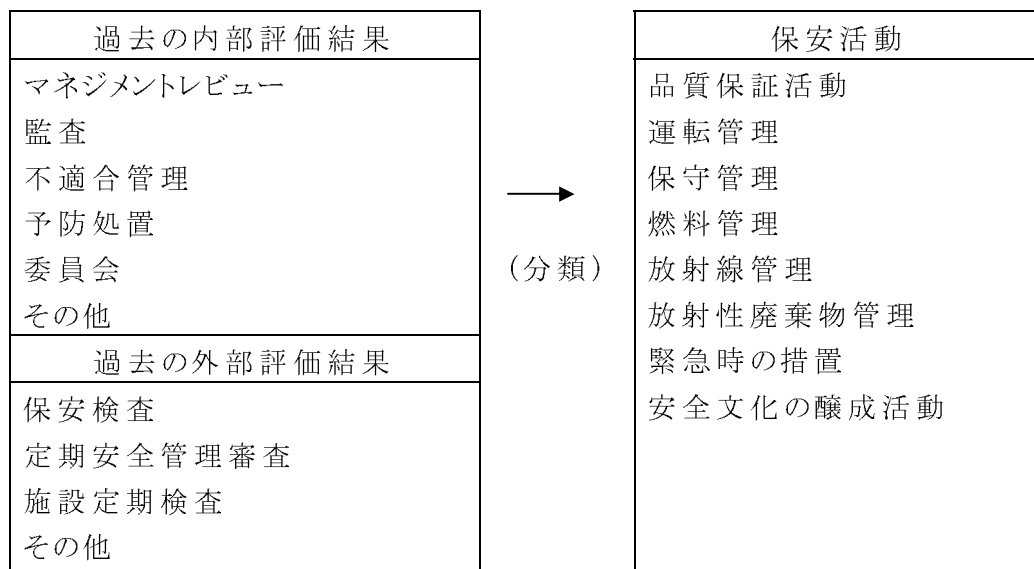
a. 改善活動の調査方法

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。

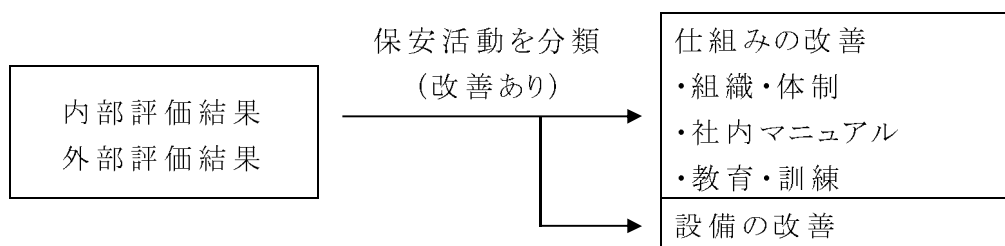
なお、安全文化の醸成活動は、その取り組みについて、安全文化醸成に係る社内マニュアルに定める安全文化要素に沿っても調査を行い、有効性を評価する。

(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、平成30年9月28日までの過去約10年分又は10サイクル分の確認可能な範囲のデータを調査する。

保安活動ごとに選定した実績指標は、以下のとおり。

保安活動	実績指標	調査方法
品質保証活動	人的過誤による不適合発生件数	不適合発生件数の推移と内容を確認する。
	改善提案件数及び社内マニュアルの改正回数	改善提案件数及び社内マニュアルの改正回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	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。
	計画外自動・手動トリップ回数	
	計画外出力変動回数	
	事故・故障発生件数	
保守管理	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、蒸気発生器器内水の水質	水質の変化を確認する。
	施設定期検査日数	施設定期検査日数の変化により、改造工事等の実施状況を確認する。
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	施設定期検査期間中の作業被ばく線量	被ばく線量及び線量当量率の推移、被ばく低減対策を確認する。
	主要作業件名別の被ばく線量	
	施設定期検査時に測定した主要箇所 の線量当量率の推移	
	線量低減対策	
放射性廃棄物管理	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。
	放射性気体廃棄物の放出量	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。
	放射性液体廃棄物の放出量	
	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。
	防災訓練への参加人数	
	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	安全文化醸成活動の実績	安全文化醸成活動の実施内容及び教育の受講率の推移を確認する。
	安全文化に関する教育の受講率	
	安全文化に問題があり発生した不適合件数	不適合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

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (1/32)

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 改善提案書	—	運転員の更なるパフォーマンス向上及び人的過誤防止を目的に、原子力発電所運転員への要求事項を具現化した「原子力発電所の運転に関する運転員の基本行動(ガイドライン)」を作成し、課員へ配付する改善提案を採用した。 (平成29年度)	運転管理	教育・訓練	
	—	「玄海原子力発電所3号機及び4号機ディーゼル発電機室用二酸化炭素消火装置の不適切な撤去について(注意)」「(玄海原子力規制事務所 発出)及び「消防法に基づき設置されている消防用設備の取扱について(通知)」「(唐津市消防本部 発出:唐消予 第379号)受領に伴う対応の水平展開のため、消防用設備の点検等に伴い機能の低下が懸念される場合の対応について、「火災防護計画(基準)」、「火災防護計画(要領)」に反映する改善提案を採用した。 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	「玄海原子力発電所3号機及び4号機ディーゼル発電機室用二酸化炭素消火装置の不適切な撤去について(注意)」「(玄海原子力規制事務所 発出)及び「消防法に基づき設置されている消防用設備の取扱について(通知)」「(唐津市消防本部 発出:唐消予 第379号)受領に伴う対応の水平展開のため、消防用設備の点検等に伴い機能の低下が懸念される場合の対応について、「作業管理要領」に反映する改善提案を採用した。 (平成29年度)	保守管理	社内マニュアル	
本店マネジメント レビュー 改善提案書	—	『受注者品質保証監査要領(本店)』では、受注者品質保証監査の監査結果で改善が必要と判断される事項は「指摘事項」、「要求事項」に分類されている。しかし、「指摘事項」、「要望事項」に対して供給者が当社へ提出する帳票は「是正処置計画書」、「是正完了報告書」としている。平成28年度受注者品質保証監査において、供給者の意見で、要望事項に対する処置は是正処置ではなく、改善であるべきとの意見があった。また、「指摘事項」、「要求事項」の定義を考慮すると、指摘に対しては是正、要望に対しては改善が適当であるため、規定類を改正する改善提案を採用した。 (平成28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 (2/32)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
本店マネジメントレビュー 改善提案書	—	<p>玄海及び川内原子力規制事務所より「平成27年度『安全文化・組織風土劣化防止に係る取組の総合評価について(指導)』を受領したことに伴い本店組織の対応として以下を実施する改善提案を採用した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 平成28年度「原子力安全教育」において、取り組み要請事項の内容について経緯を含めて周知し、意識の高揚を図る。 「安全文化醸成活動管理基準(本店)」を改正する。(平成29年度) 	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	<p>玄海原子力発電所平成29年度第3回保安検査を受けて、「カルデラ火山モニタリング対応基準」のマグマ供給率の算定において、下位規定文書の文書名称を明示する改善提案を採用した。(平成29年度)</p>	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	<p>玄海原子力発電所平成29年度第3回保安検査における気付きに対する改善として、「火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準」における運用の明確化を行う改善提案を採用した。(平成29年度)</p>	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	<p>玄海原子力発電所平成29年度第3回保安検査における気付きに対する改善として、「本店非常事態対策基準」における実働者の明確化及び定期的な評価の頻度見直しを行う改善提案を採用した。(平成29年度)</p>	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	<p>玄海原子力発電所平成29年度第3回保安検査を受けて、「教育訓練管理要領(土木・建築関係)」の教育対象者を明確にする改善提案を採用した。(平成29年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	<p>玄海原子力発電所平成29年度第3回保安検査における気付きに対する改善として、自然災害への防護に係る新知見の収集対象を追加することにより発電所の施設に影響を与える可能性がある自然災害について確実に収集することを可能とし、新知見のうち運用変更を検討すべき事項を反映するプロセスを明確化するために規定文書を改正する改善提案を採用した。(平成29年度)</p>	品質保証活動 保守管理	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 (3/32)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
本店マネジメントレビュー 改善提案書	—	玄海原子力発電所平成29年度第3回保安検査における気付きに対する改善として、設計・開発のレビューの記録に原設計者を含む関係者を明示できるようにするとともに、検証の記録においても同様の処置をとる改善提案を採用した。 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	適合性確認検査(川内2号機 蒸気発生器工場製作段階)の「材料検査記録」の改善提案を採用した。 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	「緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)点検記録」の様式変更(日常点検で員数を確認するための数量の明確化)のため規定文書を改正する改善提案を採用した。 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	工事計画認可申請の現状等を踏まえた設計・開発プロセスの明確化等について規定文書を改正する改善提案を採用した。 (平成29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 マネジメントレビュー結果に対する川内原子力発電所の対応状況について	安全性向上評価届出書の提出に向けた活動を確実に実施するとともに、安全性向上に向けた活動に取り組むこと。 (平成28年度)	安全裕度評価結果を踏まえ、重大事故等発生時における以下の対応手順書を新たに策定するとともに、保守対応要員の力量維持訓練において、教育・訓練を実施した。 ・メタルクラッド開閉装置(以下「メタクラ」という。)保護リレー故障時の給電処理手順書 ・換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋取付手順書 ・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 ・復水タンクエリア排水手順書 ・海水ポンプエリア排水手順書 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 教育・訓練	
	「原子力発電リスクマネジメント基準」等に基づく原子力に関するリスクマネジメントを確実に実施すること。 (平成28年度)	「技術基準」等に基づき、設備・運用方法等の変更に係るプロジェクト管理を実施した。 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
本店マネジメントレビュー マネジメントレビュー結果に対する本店組織の対応状況について	原子力リスクの意識向上並びに安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた教育等を実施するとともに、安全文化醸成重点活動計画に基づく活動に確実に取り組むこと。 (平成28年度)	リーダーシップに関する理解浸透を図るため、QMS携帯小冊子に「安全文化及び安全のためのリーダーシップ」の頁を新たに作成した。 (平成29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 (4/32)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
本店マネジメントレビュー マネジメントレビュー結果に対する本店組織の対応状況について	「原子力発電リスクマネジメント基準(本店)」に基づく活動に確実に取り組むこと。 (平成28年度)	<ul style="list-style-type: none"> 「原子力発電リスクマネジメント基準(本店)」に基づき、発電所の運転パフォーマンス向上を目指した活動(PI傾向の監視・分析及び改善)の運用を開始した。 安全性向上評価届出書にて、安全裕度評価の結果からリスク低減につながる追加措置を抽出した。さらに川内原子力発電所1号機(以下「川内1号機」という。)の安全性向上評価に係るPRA結果及び安全裕度評価結果への影響評価を実施した。 リスク低減活動として、発電所員に対してPRA結果から得られた重要シナリオに関する教育を実施した。 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
監査 原子力内部監査の結果及び是正処置	重大事故等対策要員は、資機材運搬のための重機を運転したりする等のため公的資格等が必要となる。 継続的に資格取得者を確保していくために、中長期的に具体的な計画を策定して資格取得を進めていくことが望ましい。 (平成28年度)	「非常事態対策要領」を改正し、重大事故等対策要員の資格管理として、資格取得の3か年計画を策定するとともに、四半期ごとに資格取得状況の把握及び資格取得を促進することを定めた。 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
監査(本店) 原子力内部監査の結果及び是正処置	内部監査結果に対する改善(要望事項、助言事項の指摘事項等)について、改善計画案の作成時に改善実施完了目途を設定し、改善を実施することとしている。 改善実施完了目途を超える場合の対応についても、明確化することが望ましい。 (平成29年度)	「評価改善活動管理基準(本店)」を改正し、内部監査結果の指摘事項等に対する改善計画案の作成時に設定した改善実施完了目途を超える場合の対応を明確にした。 (平成30年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
不適合管理 不適合・是正処置報告書	川内1号機第21保全サイクル及び川内2号機第20保全サイクル定期事業者検査気体廃棄物処理系機能検査のうち、ガス圧縮機自動起動検査に係る検査用計器の選定不備 当該検査にて、ガス圧縮機自動起動の動作値を測定誤差を考慮した場合に不適切な1次系補機操作盤内の計器(CRT(ディスプレイ)表示値)で判定していた。 定期事業者検査導入時から同じ検査方法であり、自動起動用設定器の動作値を伝送器への模擬入力値で確認せず、CRTの値で判定すれば問題ないと思い込んだことが原因である。 (平成28年度)	<ul style="list-style-type: none"> 定期事業者検査導入時からの同検査にて、CRT表示の誤差をゼロとしても設定値と同じ値で動作していたことから検査結果に影響がないことを確認した。 本事象について、発電課内教育を実施するとともに、定期事業者検査を実施する検査担当課へ周知した。 (平成29年度)	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 (5/32)

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>川内2号機第21保全サイクル定期事業者検査のうち、原子炉格納容器安全系機能検査手順書(記録)の誤記</p> <p>川内2号機の当該検査手順書(記録)の表紙を、誤って川内1号機としていた。 当該の表紙を電子データから印刷する際に、誤って川内1号機の表紙を印刷したが、手順書(記録)の内容確認を重視するあまり、表紙も川内2号機と思い込んでしまい、表紙の誤りに気づくことができなかったことが原因である。 (平成28年度)</p>	<p>本事象について、発電課内教育を実施するとともに、定期事業者検査を実施する検査担当課へ周知した。 (平成29年度)</p>	品質保証活動	教育・訓練	
不適合管理	<p>安全協定に基づく定期報告書「川内原子力発電所に関する安全協定書(平成28年度第3四半期)」の一部記載漏れ</p> <p>安全協定に基づき報告する「排水水質測定結果」において、「化学管理日報」から転記する排水処理装置出口の水質結果について一部データを転記していなかった。 当該データを誤って見落としてしまったことが原因である。 (平成29年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 安全管理課で作成する安全協定に基づく定期報告書用データについて、記載漏れや誤記等をチェックシートにより確認する仕組みを構築した。 本事象について、安全管理課員へ教育を実施するとともに、社外への定期報告書用データを作成する課へ周知した。 (平成29年度) 	品質保証活動	社内マニュアル教育・訓練	
不適合・是正処置報告書	<p>川内1号機1B軸受冷却水冷却器の漏えい</p> <p>軸受冷却水補給水量の増加傾向の要因となっている機器を特定するため調査を行った結果、1B軸受冷却水冷却器の内部から漏えいしたものと推定した。 破孔を確認した伝熱管における原因調査の結果、今サイクルにおいて、取水口バースクリーン清掃を行った際に発生した海生生物の破片が、2次系海水系統内に流れたことにより、伝熱管内面(海水側)に傷を発生させ、その傷の状態が進行し、破孔に至ったと推定した。 (平成29年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 川内2号機軸受冷却水冷却器については、第22回施設定期検査にて渦流探傷試験(ECT)を実施した。2C軸受冷却水冷却器にて減肉率が40%を超えた伝熱管は漏えい予防処置として施栓を実施後、真空発泡検査にて漏えいがないことを確認した。また、2A、2B軸受冷却水冷却器の減肉率は40%未満であり、前回施設定期検査時の結果から著しい進行がないことを確認した。 取水口バースクリーンに対する海生生物の付着防止を図るため、取水口廻り塩素注入ライン及び塩素注入頻度を見直した。また、取水口バースクリーンに対する海生生物付着状況及び水位差状況の確認について、「長期点検計画(土木・建築関係設備)」に明確化した。さらに、水中での取水口バースクリーン清掃は、施設定期検査時に清掃することとし、通常運転中に海生生物の著しい付着が確認された場合には、取り外して陸上で清掃できるよう、バースクリーンの固定方法を見直した。 (平成30年度) 	保守管理	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 (6/32)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
不適合管理 (本店) 不適合・是正 処置報告書	<p>玄海1号機廃止措置計画認可に伴う規定文書改正漏れ</p> <p>玄海原子力発電所1号機廃止措置計画認可及び廃止措置に係る保安規定変更に伴う規定文書の改正のため、「設計管理要領(本店)」の改正準備を行っていたところ、「2.2 設計・開発へのインプット」のレビュー後の主任技術者による確認及び「表2 主任技術者の設計開発へのインプット確認対象一覧」と同様の内容が、「設計・調達管理基準(本店)」にも定められ、これらのプロセスの改正漏れがあることが判明した。 (平成29年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」を改正し、資料10に規定文書制定改正時に必要な情報の入手とその確実な反映に関する事項を追記した。 本不適合事象に対する教育をグループ員に対して実施した。 「設計管理要領(本店)」を改正し、「設計・調達管理基準(本店)」と重複記載の「設計開発のインプットに対する主任技術者の確認対象一覧」を削除した。 (平成29年度) 	品質保証活動	社内マニュアル教育・訓練	
	<p>川内原子力発電所第1号機第1回安全性向上評価届出書(平成29年7月6日付け原発本第90号、平成29年7月28日付け原発本第122号にて一部補正、平成30年3月30日付け原発本第359号にて一部補正)(以下「川内1号機第1回届出書」という。)の添付資料の公開範囲の誤り</p> <p>川内1号機第1回届出書の公開後において、川内1号機第1回届出書の添付資料としている川内原子力発電所原子炉施設保安規定について、保安規定を公開する際に公開していない情報が、公開されていると原子力発電グループから指摘を受け、確認を行ったところ、誤って非公開版の保安規定を川内1号機第1回届出書の添付資料として公開していたことが判明したことから、川内1号機第1回届出書の当社HPによる電子文書閲覧、原子力規制委員会HPによる電子文書閲覧及び情報公開コーナーでの紙面閲覧を一時的に停止した。 (平成29年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 「安全性向上評価届出書作成要領」を改正し、チェック依頼用の届出書案一式はチェック依頼する各グループ及び発電所の各課すべてに配付すること、届出書作成時及びチェック時に非公開情報が含まれていないかを確認する項目を追記した。 グループ員に対し、本不適合事象の教育を行い、再発防止への意識付けを行った。また、本店及び発電所の関係箇所に対し、本不適合事象の周知を行い、注意喚起を行った。更に、安全性向上評価助勢業務を委託している委託請負先に対し本不適合の周知を行い情報共有した。 (平成29年度) 	品質保証活動	社内マニュアル教育・訓練	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (7/32)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
<p>不適合管理 (本店)</p> <p>不適合・是正 処置報告書</p>	<p>川内2号機蒸気発生器適合性確認 検査記録の不備</p> <p>蒸気発生器は、原子炉冷却系統 施設と計測制御系統施設を兼用し ており、適合性確認検査におい ては、原子炉冷却系統施設を主登録 施設とし、計測制御系統施設と兼 用していることについて、要領書の 添付資料で明確にしている。一 方、検査成績書には主登録施設 のみを記載しているが、要領書と 成績書を併せて検査の記録として 管理・保管を行うことで、兼用施設 を含めた検査範囲を明確化してい る。 検査成績書を改めて確認したと ころ、原子炉冷却系統施設として実 施した検査記録であることは確認 できるが、計測制御系統施設とし ても実施した検査記録であることが 容易に確認できる記録となってい ないことがわかった。これは、今後 成績書単体で見た場合、「品質マニ ュアル(基準)(本店)」7.5.3の「業 務・原子力施設について一意の識 別を管理し、記録を維持すること」 に対し、成績書単体で兼用が明確 に識別できない状態であった。ま た、検査要領書では、添付資料に おいて兼用設備であることが明確 になっているが、要領書本文で十 分に確認できるものとなっていな かった。 (平成29年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 要領書、成績書それぞれで検査 対象施設が明確に識別できる運 用となるように「適合性確認実 施要領(本店)」を改正した。 「適合性確認実施要領(本店)」 の改正内容を周知した。 実施した検査のうち、計測制御 系統施設について、改訂した適 合性確認検査要領書に基づき 検査を実施し、成績書を作成し た。 実施中である他の適合性確認検 査は、2-固体廃棄物貯蔵庫に関 連した検査のみであり、その検 査の要領書、成績書を確認した 結果、施設ごとに要領書、成績 書が作成されており問題ないこ とを確認した。 (平成29年度) 	品質保証活動	社内マニュアル 教育・訓練	
	<p>安全性向上評価業務に関する平 成29年度長期評価計画立案の不 備</p> <p>安全性向上評価業務において、安 全性向上グループが計画、立案す る平成29年度の長期評価計画に 関して「安全性向上評価実施基準 (本店)」に基づいた以下の手続 きを適切に行っていなかった。</p> <ul style="list-style-type: none"> 「安全裕度評価の評価計画」の 立案(未実施) 「安全性向上評価の長期評価計 画」の年度末の立案(実施時期 が不適切) <p>(平成29年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> グループ員に対し、今回の不適 合事象及び「安全性向上評価実 施基準(本店)」の理解及び確認 について教育を行い、再発防止 への意識付けを行った。 職場内コミュニケーションとし て実施している毎月のグループ 内会議の際に確認する年間業務 計画表の中に長期評価計画作 成の予定を追加し、評価計画の 作成漏れを防ぐための仕組みを 構築した。 (平成30年度) 	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 (8/32)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
不適合管理 (本店) 不適合・是正 処置報告書	<p>玄海4号機使用承認申請書の記載漏れ</p> <p>玄海4号機使用承認申請書において、記載が漏れていることを確認した。</p> <p>申請書の作成に当たっては、「使用前検査業務要領」に基づき保安命令に定められた様式と照らし合わせながら作成を行っていたが、確認した様式は複数ページにまたがっており、次ページに記載されていた様式の備考の内容を見落していたため、記載漏れが発生した。</p> <p>また、至近に申請したプラント(自社、他社)の申請書との比較を実施していなかったことから、記載漏れに気づくことができなかった。</p> <p>(平成30年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 「使用前検査業務要領」を改正し、最新の様式をHP等で確認し、確認に当たっては様式の部分に限らず、その前後の部分や備考等の内容も含めて申請書に記載すべき事項全体を確認する旨を追記した。また、至近に申請したプラント(自社、他社)の申請書との比較を実施する旨を追記した。さらに、使用前承認申請書以外の申請書の作成に当たっても、同様の行為を実施するよう追記した。 本内容について、グループ内教育を実施し、再発防止に繋げた。 <p>(平成30年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル 教育・訓練	
予防処置 予防処置情 報処理票	<p>玄海1号機</p> <p>長期使用により水中テレビカメラケーブルの外皮が割れ、水が浸入したことにより、検査中に水中テレビカメラが故障した。</p> <p>(平成24年度)</p>	<p>水中で使用するカメラ用ケーブルは、10年ごとに取替えることとした。</p> <p>(平成29年度)</p>	保守管理	社内マニュアル	
	<p>玄海2号機</p> <p>作業員が手動弁の遠隔監視装置のリミットスイッチに誤って接触したことから、リミットスイッチの位置がずれ、手動弁ラインナップ注意警報が発信した。</p> <p>(平成25年度)</p>	<p>遠隔監視装置のリミットスイッチに接触しないように、注意喚起の表示を取付けた。</p> <p>(平成29年度)</p>	保守管理	設備	
	<p>玄海3、4号機</p> <p>耐震性向上工事の塗装の仕上色等が確定しなかったことから、工事着手後に作業実施要領書に反映することとしていた。その後、仕上色等の報告を受けたが、作業実施要領書の改訂を失念していた。</p> <p>(平成26年度)</p>	<p>未確定事項が含まれる場合は、作業要領書表紙及び該当箇所に明確に記載するよう社内マニュアルを改訂した。</p> <p>(平成29年度)</p>	保守管理	社内マニュアル	
	<p>玄海1、2号機</p> <p>社内マニュアルに一般図書の保存年限は原則5年と規定していたが、5年より短いケースがあっても許容できると考え、作業要領書等の保存年限を1年としていた。</p> <p>(平成26年度)</p>	<p>5年より短い期間で運用しないように、保存年限を原則5年から、5年以上とし、社内マニュアルを改正した。</p> <p>(平成29年度)</p>	品質保証活動	社内マニュアル	
	<p>玄海3号機</p> <p>工事に伴い避難経路にある扉を長期間閉止した際、通行できないにも関わらず、誤って、閉止した扉用の避難誘導灯を点灯させた状態のままとした。</p> <p>(平成27年度)</p>	<p>消防用設備点検における確認項目に、消防用設備の運用上の不具合有無を確認するよう社内マニュアルに明記した。</p> <p>(平成30年度)</p>	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 (9/32)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
予防処置 予防処置情報処理票	玄海3、4号機 業務委託において、委託先から提出された品質保証計画書の手続きを失念し、複数年分未審査のままであった。 (平成27年度)	作業要領書の審査時に用いるチェックシートに品質保証計画書の審査状況を確認する項目を追加した。 (平成29年度)	保守管理	社内マニュアル	
	日本原燃(株)再処理事業所 電源車の重油供給ラインに充填された重油が外気温の影響等により熱膨張し、配管内部圧力が上昇したことで、重油供給ラインのガasketが破損し重油が漏えいした。 (平成26年度)	屋外燃料油配管の内部圧力を逃がすため、補助ボイラ燃料タンク入口弁を開運用へ変更した。 (平成29年度)	運転管理	社内マニュアル	
	玄海1、2、3、4号機 搬出予定の低レベル放射性廃棄物について、放射能演算プログラムの不備により、実際に測定したデータと不整合が起り、廃棄物施設確認申請書の廃棄体データに誤りが生じた。 (平成27年度)	玄海同様の演算プログラムを使用していないため、同様な事象の発生はないが、システムの異常検知機能の強化を図った。 (平成29年度)	放射性廃棄物管理	設備	
	本店 解析業務委託時は、解析業務チェックシートによる審査が必要であるが、委託実施要領書に解析業務計画が含まれていたため、委託実施要領書用のチェックシートを用いた審査のみ実施し、解析業務チェックシートによる審査を実施していなかった。 (平成28年度)	委託実施要領書のチェックシートに、解析業務チェックシートの確認項目を追加した。 (平成30年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	本店 「原子力発電所保守要則」を改正した際、関係者へ社内マニュアル改正の通知をすべきであったが、失念していた。 (平成28年度)	社内マニュアルの制定・改廃を行った場合の通知に関するプロセスをチェックシートを用いて確認するよう社内マニュアルに明記した。 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	玄海3号機 支持構造物の適合性確認検査が実施済みの支持構造物ベースプレートにおいて、ボルトの締付状態に関し、手直しが望ましい箇所が判明したことから手直し後、再検査を実施した。 (平成29年度)	あと施工アンカーにて設置する支持構造物用金物を対象として、ナット及びばね座金の締付け時の遵守事項を社内マニュアルに明記した。 (平成30年度)	保守管理	社内マニュアル	
	玄海1号機 ディーゼル発電機ターニング操作時に、指示者からディーゼル発電機のコントロールスイッチを「自動」から「停止引ロック」とするよう指示を受けた操作員が、ディーゼル発電機給気ファンの運転に伴う騒音により「起動」から「停止引ロック」と聞き間違い、誤ってディーゼル発電機を起動させた。 (平成29年度)	騒音環境下での作業を行う場合、聞き違いによる誤操作を防ぐため、運転操作を模擬する等により意思の疎通を確実に行うよう社内マニュアルに明記した。 (平成29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 (10/32)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
予防処置 予防処置情報処理票	玄海1、2号機 廃止措置主任者の保安監督に関する社内マニュアルの制定に当たって、主任者が記録を確認する頻度は、発電用原子炉主任技術者と同じ頻度とする予定であったが、間違っ て記録の作成頻度を記載した。 (平成29年度)	社内マニュアルを制定・改廃する際に他の社内マニュアルを引用する場合の注意事項を社内マニュアルに明記した。 (平成30年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
予防処置(本店) 予防処置情報処理票	玄海3、4号機 検査前の直流電源用発電機動作確認試験検査手順書を確認したところ、記載の誤り(当該設備は、共用設備であり6台のうち玄海3,4号機で合計4台以上動作可能であることを確認すべきところを2台以上動作可能であることと記載)があることが確認された。 (平成29年度)	社内マニュアルを改正し、規定文書の制定、改正、審査の際の留意点へ「共用設備の観点」を明記した。 (平成30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	—	平成29年4月全社組織改正に伴う改正 ・技術基準、燃料管理基準、異常時通報連絡処置基準、原子炉施設の定期的な評価実施基準、保安活動に関する文書及び記録の管理基準、運転基準、保 修基準、設計・調達管理基準、土木建築基準、非常事態対策基準、火災防護計画(基準)、防護基準、教育訓練基準、品質マニュアル(基準)、評価改善活動管理基準、根本原因分析実施基準、不適合管理基準、原子力安全文化醸成活動管理基準、原子力発電リスクマネジメント基準、保安活動に関する関係法令等遵守活動基準 (平成28年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	緊急時対策本部要員(指揮者等)に必要とされる力量の明確化 ・教育訓練基準 (平成28年度)	緊急時の措置	教育・訓練	
	—	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一部改正に伴う改正 ・安全性向上評価実施基準 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	(1) 巡視点検チェックシート(当直課長用)のフォーマット見直しに伴う改正 (2) 蒸気発生器ブローダウン熱回収設備試運転結果の反映に伴う改正 ・運転基準 (平成29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 (11/32)

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1号機第1回安全性向上評価に伴う安全裕度評価における運用面での対応に伴う改正(津波評価及び地震評価のクリフエッジシナリオで期待している手順の追加) ①排気ダクト開口部閉止蓋処置 ②タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の開処置 ③メタクラ保護リレー故障時の給電処置 ④中容量発電機車保管エリアからの常設給電ケーブルを用いた給電処置 ・ 運転基準 (平成29年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の一部改正等に係る対応について(指示)」に基づく改正(有毒ガス発生時の防護具等の着用について記載) ・ 非常事態対策基準、運転基準 (平成29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炉施設保安規定変更に伴う改正(外部電源の更なる安全性・信頼性向上の観点から電力供給が可能なルートを充実) ・ 運転基準、技術基準 (平成29年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	(1)平成28年度上期保安監査結果に基づく改善提言に対する改正 (2)本店不適合事象「玄海1号機廃止措置計画認可に伴う規定文書改正漏れについて」の是正に伴う改正 ・ 保安活動に関する文書及び記録の管理基準 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	運転員のパフォーマンス向上を図り、緊急時における手順の選択の更なる容易性を高めるため「事故直後の操作及び事象判別」より優先度の高い「安全機能ベース」の手順へ、より導きやすい記載内容へ見直し ・ 運転基準 (平成29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 (12/32)

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	—	川内原子力発電所第2号機第1回安全性向上評価届出書(平成29年9月25日付け原発本第156号、平成30年3月30日付け原発本第360号にて一部補正)(以下「川内2号機第1回届出書」という。)に伴う安全裕度評価における運用面での対応に伴う改正(津波評価及び地震評価のクリフエッジシナリオで期待している手順の追加) プラント状態に応じて、号炉間電力融通ケーブル又は、川内1号機代替電源接続盤(屋上)から川内2号機代替電源接続盤(屋上)への給電ケーブルを使用した給電処置 ・ 運転基準 (平成29年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	台風接近に伴う格納容器圧力上昇時の運用の明確化 ・ 運転基準 (平成29年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	原子力発電本部 部長(新検査制度担当)職位の設置に伴う改正 ・ 品質マニュアル(基準) (平成29年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	電離放射線障害防止規則第7条の2第2項該当事象発生時の通報に係る運用の明確化に伴う改正 ・ 非常事態対策基準 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	新たな緊急時活動レベル(EAL)による通報・連絡等の運用開始に伴う改正 ・ 非常事態対策基準、運転基準 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	運転操作内容の充実(ほう酸濃縮液タンクから冷却材貯蔵タンクへ高濃度ほう酸水移送後の、「移送ライン押し出し」操作について新規追加)に伴う改正 ・ 運転基準 (平成29年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	(1) 本店改善提案「平成29年度第3回玄海原子力発電所保安検査における気付きに対する改善について(自然災害への防護に係る新知見の収集対象の追加及び新知見の反映プロセスの明確化)」の水平展開に伴う改正 (2) 運用の明確化 ・ 予防処置基準 (平成29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 (13/32)

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	—	予防処置情報処理票反映に伴う改正(非常用ディーゼル発電機の長期低負荷運転時において、非常用ディーゼル発電機の排気システム内に潤滑油の過度な蓄積を防止するための注意事項について追記) ・ 運転基準 (平成29年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	川内2号機屋外タンクエリア火災受信機盤信号追加ほか工事に伴う改正 ・ 運転基準 (平成29年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	川内原子力発電所保修課副長職位の増置に伴う改正 ・ 技術基準 (平成29年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	(1) JEAC4213-2016(漏えい燃料規程)発刊に伴う改正 (2) 原子炉停止から使用済燃料ピット(以下「SFP」という。)への燃料取出し期間の管理に伴う改正 ・ 燃料管理基準 (平成29年度)	燃料管理	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に伴う改正(予防保全を目的とした点検・保守を実施する設備を追加し、点検時の措置等の必要な事項を記載) ・ 技術基準 (平成29年度)	保守管理	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に伴う改正(川内2号機ほう酸タンク貯蔵量増加に伴う変更) ・ 運転基準 (平成29年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	発電所へのミサイル攻撃時の対応に伴う改正 ・ 運転基準 (平成29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 ・ 非常事態対策基準 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
—	第1回安全性向上評価に伴う安全裕度評価における運用面での対応に伴う改正(モード外におけるエアロック閉止処置のための手順追加) ・ 運転基準 (平成29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 (14/32)

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	—	JEAC4212-2013(炉心・燃料に係る検査規程)反映に伴う改正 ・燃料管理基準 (平成29年度)	燃料管理	社内マニュアル	
	—	火山噴火時における段階的対応の判断基準の変更に伴う改正 ・運転基準 (平成29年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	第1回安全性向上評価に伴うPRA及び安全裕度評価より抽出された追加措置の実施に伴う改正 ・運転基準 (平成29年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律及び同施行規則の施行に伴う改正 ・放射線取扱主任者の放射線障害防止の監督に関する基準、放射線管理基準、異常時通報連絡処置基準、技術基準 (平成29年度)	放射線管理	社内マニュアル	
	—	(1) 安全文化指標見直しの検討を踏まえた改正(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加) (2) 運用の明確化(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に原子力安全を最優先とするメッセージの発信を追加) ・原子力安全文化醸成活動管理基準 (平成29年度)	安全文化の醸成活動	社内マニュアル	
	—	品質管理及び安全作業教育の受講対象者の見直しに伴う改正 ・教育訓練基準 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	(1) 玄海改善提案「新たに配置する主任技術者の職務に関する基準制定後における当該主任技術者による確認プロセスの追加について」の水平展開に伴う改正 (2) 玄海不適合事象「直流電源用発電機動作確認試験検査手順書の判定基準の誤りについて」の是正処置内容の水平展開に伴う改正 (3) 運用の明確化 ・保安活動に関する文書及び記録の管理基準 (平成30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 (15/32)

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	—	玄海3、4号機における不適合の処置結果の水平展開に伴う改正(原子力防災資機材、重大事故等対策用資機材等の点検結果について原子力防災管理者への報告に係る記載を追加して運用を明確化、保安規定第17条関連の定期的な評価の記録様式について活動結果と評価結果の項目が異なるため整合を図るとともに「内部溢水及びその他自然災害」と「重大事故等及び大規模損壊」とに分割して様式を見直し) ・非常事態対策基準(平成30年度)	緊急時の措置	社内マニュアル		
	—	500kV川内原子力線の最大使用電圧引上げに伴う改正 ・運転基準(平成30年度)	運転管理 保守管理	社内マニュアル 設備		
	—	2C、2D海水ポンプ無給水軸受型への取替工事に伴う改正 ・運転基準(平成30年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル 設備		
	—	所内変圧器負荷時電圧調整器の運用の明確化に伴う改正 ・運転基準(平成30年度)	運転管理 保守管理	社内マニュアル 設備		
	—	平成30年7月組織改正に伴う改正(本店組織見直し、新検査制度担当次長の設置、防護管理課の設置及び防護対策担当課長の職位の廃止等) ・技術基準、燃料管理基準、異常時通報連絡処置基準、安全運営委員会運営基準、保安活動に関する文書及び記録の管理基準、予防処置基準、放射線管理基準、運転基準、設計・調達管理基準、非常事態対策基準、火災防護計画(基準)、防護基準、教育訓練基準、品質マニュアル(基準)、品質保証委員会運営基準、評価改善活動管理基準、不適合管理基準、原子力安全文化醸成活動管理基準(平成30年度)	品質保証活動 緊急時の措置	社内マニュアル 組織・体制		
	—	川内2号機直流漏電警報装置(A直流コントロールセンタ)更新工事に伴う改正(漏電警報装置更新及び漏電検出器を追加) ・運転基準(平成30年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル 設備		
	—	川内2号機電源関係計器の取替に伴う改正(メタクラ保護継電器デジタル化) ・運転基準(平成30年度)	運転管理 保守管理	設備		

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (16/32)

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	—	立地コミュニケーション企画部門の 保安に関する組織への編入に伴う 改正 ・品質マニュアル(基準) (平成30年度)	品質保証活動 緊急時の措置	社内マニュアル 組織・体制	
	—	本店における改善提案対応の水平 展開に伴う改正(「特定重大事 故等対処施設」の明確化ほか) ・設計・調達管理基準 (平成30年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	改善提案「防災課主管の規定文書 における記載内容の明確化につい て」の対応に伴う改正 ・火災防護計画(基準) (平成30年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	2A、2B海水ポンプ無給水軸受型 への取替工事に伴う改正 ・運転基準 (平成30年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル 設備	
	—	川内2号機原子炉試料採取装置更 新工事に伴う改正 ・運転基準 (平成30年度)	運転管理	社内マニュアル	
	—	川内2号機薬品注入装置更新工事 に伴う改正 ・運転基準 (平成30年度)	運転管理 保守管理	社内マニュアル 設備	
	—	アンモニア溶解タンク濃度変更 に伴う改正(アンモニア注入ポンプの 運転上の裕度を確保する対策とし て、アンモニア溶解タンクの濃度を 3%から4%に変更。) ・運転基準 (平成30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 (17/32)

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	—	(1) 川内2号機発電機負荷開閉装置設置工事に伴う改正 (2) 川内2号機主変圧器冷却器交流制御電源回路の信頼性向上対策に伴う改正(発電機負荷開閉器設置により、外部電源から主変圧器及び所内変圧器を経て、安全系母線への受電系統が新たに設置され、今後、主変圧器に対する運用上の重要度が増すことから、交流制御電源回路の分割を実施) (3) 川内2号機所内変圧器増強工事に伴う改正 (4) 川内2号機スポンジボール洗浄装置制御盤更新工事に伴う改正 (5) 500kV川内原子力線の最大使用電圧引上げに伴う改正 (6) 川内2号機蒸気発生器取替工事に伴う改正(蒸気発生器の取替工事に伴い、容量及び配置を変更、気相部サンプリングライン及び弁を撤去) (7) 川内2号機湿分分離加熱器取替工事に伴う改正 (8) 川内2号機高pH運転導入における化学監視計器等更新工事に伴う改正 ・ 運転基準 (平成30年度)	運転管理	社内マニュアル	
			保守管理	設備	
	—	平成30年9月組織改正に伴う改正(高経年化担当課長職位を廃止、安全対策担当課長職位を設置) ・ 安全運営委員会運営基準、技術基準、異常時通報連絡処置基準、予防処置基準、火災防護計画(基準)、非常事態対策基準、不適合管理基準 (平成30年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	運用の明確化に伴う改正(主査及び委員が出席できない場合の代務等の明確化) ・ 技術基準 (平成30年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	川内2号機制御棒制御盤更新工事に伴う改正 ・ 運転基準 (平成30年度)	運転管理	社内マニュアル 設備	
	—	川内2号機蒸気発生器取替によるほう酸貯蔵量の変更におけるほう酸タンク水位設定等の変更に伴う改正 ・ 運転基準 (平成30年度)	運転管理 保守管理	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 (18/32)

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号機スチームコンバータ制御盤更新工事に伴う改正 ・ 運転基準 (平成30年度)	運転管理	社内マニュアル	
			保守管理	設備	
委員会 原子力発電 安全委員会	—	川内原子力発電所放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可申請(2-固体廃棄物貯蔵庫(廃棄施設)の管理区域の拡大) (平成29年度)	放射線管理	社内マニュアル	
		川内原子力発電所第2号機工事計画変更認可申請(蒸気発生器及びほう酸は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)の施行に伴い重大事故等対処設備に位置付けられ、重大事故等対処設備としての機能を追加すること等から、当初の工事計画を変更するもの)の一部補正 ・ 平成29年4月に実施される組織改正に伴い、設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項を補正 ・ 記載の適正化 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(受電系統の変更工事)の一部補正 ・ 平成29年4月に実施した組織改正に伴い、設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項を補正 ・ 記載の適正化(川内原子力発電所に連系する「南九州変電所」、「川内火力発電所の開閉所」及び「新鹿児島変電所」の接続先(変電所又は開閉所)は様々な変電所から受電可能であり、ひとつの変電所又は開閉所が停止した場合にも送電線がすべて停止する事象とはならないため、ひとつのルートに限定しない記載に変更) (平成29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(受電系統の変更工事に伴う変更)の一部補正 ・ 川内原子力発電所工事計画認可申請(受電系統の変更工事)の一部補正(記載の適正化)に伴う変更 ・ 施行期日の変更 (平成29年度)	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (19/32)

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	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(蒸気発生器入口50°径違いエルボ蒸気発生器入口管台側ストレート部及び蒸気発生器出口40°エルボ蒸気発生器出口管台側ストレート部(以下「蒸気発生器出入口配管」という。))は、平成25年6月の「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の施行に伴い重大事故等対処設備に位置付けられたため、本配管に対してその機能を追加すること等 (平成29年度)	保守管理	設備	
	—	玄海原子力発電所課長(廃止措置担当)職位の設置及び川内原子力発電所課長(高経年化担当)職位の廃止に伴う改正 ・ 原子力発電所品質マニュアル(要則)、原子力安全文化醸成活動マニュアル(要則) (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(常設直流電源設備の設置) ・ 非常用電源設備として、蓄電池(3系統目)及び計装用電源装置(3系統目蓄電池用)を追加設置 ・ 蓄電池(3系統目)等に対する溢水対策として、堰を設置 ・ 常設直流電源設備(3系統目)の設置に関係する施設に対し、基本設計方針を記載 (平成29年度)	緊急時の措置	設備	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(特定重大事故等対処施設のうち、「原子炉補助建屋等に設置する設備」に係る申請) (平成29年度)	緊急時の措置	設備	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画変更認可申請(海水ポンプ取替工事)の一部補正 ・ 海水ポンプの評価基準の明確化として原子炉冷却系統施設(蒸気タービンを除く)の適用基準及び適用規格に関する事項を補正 (平成29年度)	緊急時の措置	設備	
	—	原子力規制委員会組織令等の一部改正に伴う改正 ・ 本店非常事態対策基準 ・ 予防処置基準(本店) (平成29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 (20/32)

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	—	川内原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請(1号炉及び2号炉の蓄電池の運用に係る変更) ・ 重大事故等時の電源確保に関する手順に不要直流負荷の早期切り離し手順を追加 (平成29年度)	緊急時の措置	設備	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(特定重大事故等対処施設のうち、「新たに設置する建屋等」に係る申請) (平成29年度)	緊急時の措置	設備	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(蒸気発生器出入口配管は、平成25年6月の「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の施行に伴い重大事故等対処設備に位置付けられたため、本配管に対してその機能を追加すること等)の一部補正 ・ 添付資料3「耐震性に関する説明書」及び添付資料5「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」について、誤記訂正及び記載の適正化 (平成29年度)	保守管理	設備	
	—	平成28年度上期保安監査結果に基づく改善提言に対する改正 ・ 保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店) (平成29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(受電系統の変更工事に伴う変更)に伴う改正 ・ 原子力発電所燃料管理要則 (平成29年度)	運転管理 緊急時の措置	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(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更)に伴う改正 ・ 原子力発電所品質マニュアル(要則)、保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)、原子炉施設の定期的な評価実施基準 (平成29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 (21/32)

項目	内部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
委員会 原子力発電 安全委員会	—	原子力発電本部 部長(新検査制度担当)職位の設置に伴う改正 ・ 原子力発電所品質マニュアル(要則)、原子力安全文化醸成マニュアル(要則)、原子力品質保証委員会運営基準、品質マニュアル(基準)(本店)、原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)、教育訓練基準(本店)、原子力発電所異常時通報連絡処置要則、異常時通報連絡処置基準(本店)、本店非常事態対策基準 (平成29年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	新たな緊急時活動レベル(EAL)による通報・連絡等の運用開始に伴う改正 ・ 本店非常事態対策基準 (平成29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炉施設保安規定変更認可申請 ・ 2号炉ほう酸タンク貯蔵量増加に伴う変更 ・ 固体廃棄物貯蔵庫の拡張に伴う変更 ・ 予防保全を目的とした点検・保守を実施する設備追加に伴う変更 ・ 運用の明確化に伴う変更 (平成29年度)	運転管理 放射線管理 保守管理 品質保証活動	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請(1号炉及び2号炉の蓄電池の運用に係る変更)の一部補正 ・ 原子炉安全保護盤(不要負荷)の切離し手順は、中央制御室における切離し操作を「運転員」にて実施、中央制御室の隣に位置する1次系継電器室における切離し操作を、屋外での初動対応を終えた「保守対応要員」にて実施することとしていたが、本手順をより確実なものとする観点から、1次系継電器室での切離し操作についても、中央制御室における一連の操作として運転員にて実施する手順に変更 (平成29年度)	緊急時の措置	設備	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請書(常設直流電源設備の設置)の一部補正 ・ 非常用電源設備の基本設計方針等を変更して表現を明確化 (平成29年度)	緊急時の措置	設備	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (22/32)

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(固体廃棄物貯蔵庫の拡張に伴う変更、予防保全を目的とした点検・保守を実施する設備追加に伴う変更、運用の明確化に伴う変更)の一部補正 ・運用の明確化に伴う変更「添付2 火災、内部溢水、自然災害対応及び火山活動のモニタリング等に関する実施基準」を追加 ・施行期日の変更 (平成29年度)	放射線管理 保守管理 品質保証活動	社内マニュアル	
	—	業務要領の名称変更に伴う改正 ・保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店) (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	運用の明確化 ・予防処置基準(本店) (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	原子炉停止からSFPへの燃料取出し期間の管理に伴う改正 ・原子力発電所燃料管理要則 (平成29年度)	燃料管理	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に伴う改正 ・原子力発電所燃料管理要則 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	玄海及び川内原子力発電所 原子力事業者防災業務計画の修正に伴う改正及び運用の明確化 ・本店非常事態対策基準 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(緊急時対策棟の設置工事) ・緊急時対策棟(指揮所)の設置に係る申請 (平成29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(火山影響等発生時における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) ・火山影響等発生時における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が新たに求められたことから、保安規定条文を新規追加するとともに、関連する保安規定条文の変更を行う。 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
—	緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)の設備更新に伴う改正 ・本店非常事態対策基準 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 設備		

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (23/32)

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	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(特定重大事故等対処施設のうち、「新たに設置する設備等」に係る申請) (平成29年度)	緊急時の措置	設備	
	—	放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律及び同施行規則の施行に伴う改正 ・原子力発電所異常時通報連絡処置要則 ・異常時通報連絡処置基準(本店) (平成29年度)	放射線管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	安全文化指標見直しの検討を踏まえた改正(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加) ・原子力安全文化醸成活動管理基準(本店) (平成29年度)	安全文化の醸成活動	社内マニュアル	
	—	規定文書間の相互関係の明確化に伴う改正 ・設計・調達管理基準(本店) (平成29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 ・本店組織見直しに伴う変更(廃止措置実施方針の作成、公表の義務化を踏まえ、この廃止措置実施方針に関する新たな業務と原子力建設部門で実施していた廃止措置に関する業務とを合わせて、専門的に対応するため、原子力発電本部に「廃止措置統括室」を設置) ・発電所組織見直しに伴う変更(原子力防災、初期消火活動のための体制の整備及び出入管理等に関する業務については、防災課を主体に実施しているが、出入管理に関する業務は、専門的な対応が必要となるため、その専門知識を有する組織として「防護管理課」を設置し、防災課の出入管理に関する業務を「防護管理課」へ移管) (平成29年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	川内原子力発電所放射線障害予防規程変更届出 ・事故等の報告及び地震、火災その他の災害が起こったときの措置等に関する変更(放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行規則等の改正に伴う記載の修正) (平成29年度)	放射線管理	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 (24/32)

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(本店組織見直しに伴う変更及び発電所組織見直しに伴う変更)の一部補正 ・ 発電所規定文書の担当箇所の見直し ・ 保安に関する職務の記載の見直し ・ 請負会社従業員への保安教育の担当箇所の見直し (平成30年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(特定重大事故等対処施設のうち、「新たに設置する建屋等」に係る申請)の一部補正 ・ 審査を踏まえ、設備の申請時期の見直し及び記載の適正化 ・ 「新たに設置する建屋等」で申請していた注水ポンプ等の一部設備を、「新たに設置する設備等」での申請へ見直し (平成30年度)	緊急時の措置	設備	
	—	運用の明確化による改正 ・ 発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準 (平成30年度)	品質保証活動 運転管理	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所 2-固体廃棄物貯蔵庫拡張エリアの管理区域設定に伴う改正 ・ 原子力発電所放射線管理要則 (平成30年度)	放射線管理	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(特定重大事故等対処施設のうち、「原子炉補助建屋等に設置する設備」に係る申請)の一部補正 ・ 「原子炉補助建屋等に設置する設備」で申請していた原子炉補助建屋等に設置する設備のうち、火災防護設備及び浸水防護施設を、「新たに設置する設備等」での申請へ見直し ・ 記載の適正化 等 (平成30年度)	緊急時の措置	設備	
	—	運用の明確化(平成29年度第3回玄海保安検査を受けた対応)による改正 ・ 保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店) (平成30年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(特定重大事故等対処施設のうち、「新たに設置する建屋等」に係る申請)の一部補正 ・ 記載の適正化等 (平成30年度)	緊急時の措置	設備	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (25/32)

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	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(特定重大事故等対処施設のうち、「新たに設置する建屋等」に係る申請)の一部補正 ・記載の適正化 (平成30年度)	緊急時の措置	設備	
	—	川内原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請(内部溢水による管理区域外への漏えいの防止、地震時の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能の維持に係る措置) ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の改正に伴う変更(1号炉及び2号炉における地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る設計方針を追加及び1号炉及び2号炉における「内部溢水による管理区域外への漏えいの防止」に関連する記載事項の一部を規則の条文と整合した記載への変更) (平成30年度)	燃料管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	平成30年7月組織改正に伴う改正(本店組織見直し及び発電所組織見直し) ・ 原子力発電所品質マニュアル(要則)、原子力安全文化醸成マニュアル(要則)、原子力品質保証委員会運営基準、品質マニュアル(基準)(本店)、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)、不適合管理基準(本店)、試験・検査基準(本店)、評価改善活動管理基準(本店)、根本原因分析実施基準(本店)、原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)、安全性向上評価実施基準(本店)、原子力教育訓練要則、教育訓練基準(本店)、保安活動に関する関係法令等遵守活動基準(本店)、原子力発電所運転要則、原子力発電所化学管理要則、原子力発電所保守要則、原子力発電所異常時通報連絡処置要則、異常時通報連絡処置基準(本店)、原子力発電所安全委員会運営基準、予防処置基準(本店)、原子力発電所保守要則、保守管理基準、原子力発電所放射線管理要則、本店非常事態対策基準、原子力発電所燃料管理要則、原子力発電所土木建築設備保守基準 (平成30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 (26/32)

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	—	立地コミュニケーション企画部門の保安に関する組織への編入に伴う改正 ・原子力発電所品質マニュアル(要則)、原子力安全文化醸成マニュアル(要則)、原子力品質保証委員会運営基準、品質マニュアル(基準)(本店)、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)、不適合管理基準(本店)、評価改善活動管理基準(本店)、根本原因分析実施基準(本店)、原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)、教育訓練基準(本店)、保安活動に関する関係法令等遵守活動基準(本店)、異常時通報連絡処置基準(本店)、予防処置基準(本店) (平成30年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	川内原子力発電所放射線障害予防規程変更届出 ・防護管理課の設置等に伴う変更 (平成30年度)	品質保証活動	組織・体制	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(地震時又は地震後に機能維持が要求される動的機器) ・原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、原子炉格納施設、非常用電源設備について基本設計方針を変更 (平成30年度)	緊急時の措置	設備	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(特定重大事故等対処施設のうち、「新たに設置する建屋等」に係る申請)の一部補正 ・記載の適正化 (平成30年度)	緊急時の措置	設備	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(原子炉安全保護盤取替工事) ・デジタル安全保護系の採用 ・計測装置の変更 ・原子炉非常停止信号の変更 ・工学的安全施設等の作動信号の変更 (平成30年度)	保守管理	設備	
	—	川内原子力発電所課長(高経年化担当)職位の廃止に伴う改正 ・原子力発電所品質マニュアル(要則)、原子力安全文化醸成マニュアル(要則) (平成30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 (27/32)

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	—	川内原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請(内部溢水による管理区域外への漏えいの防止、地震時の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能の維持に係る措置)の一部補正 ・1号炉及び2号炉における地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る設計方針を追加(平成30年度)	燃料管理 緊急時の措置	社内マニュアル	
	—	川内原子力発電所第2号機工事計画認可申請(緊急時対策棟(指揮所)の設置)の一部補正 ・緊急時対策要員の被ばく評価に係る記載の充実 ・記載の適正化(平成30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(火山影響等発生時における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)の一部補正 ・要員の非常招集を追記 ・教育訓練の明確化 ・火山影響等発生時の体制の整備に係るその他必要な活動の追記 ・各対策に係る手順の記載充実及び原子炉停止の判断基準の追記 ・記載の適正化(平成30年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
委員会 川内原子力 発電所品質 保証委員会	平成28年度マネジメントレビュー結果に対する川内原子力発電所の対応について	平成28年度マネジメントレビュー結果に対する川内原子力発電所の対応について了承した。 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	「保守管理目標」の変更について	保守管理の実施方針の見直しに伴う保守管理目標の見直しを承認した。 (平成29年度)	保守管理	社内マニュアル	
	平成29年度マネジメントレビュー結果に対する川内原子力発電所の対応について	平成29年度マネジメントレビュー結果に対する川内原子力発電所の対応について了承した。 (平成30年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	「保守管理目標」の変更について	保守管理の実施方針の見直しに伴う保守管理目標の見直しを承認した。 (平成30年度)	保守管理	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 (28/32)

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(総合) 原子力発電 品質保証委 員会	品質目標	平成28年度品質目標達成度評価内容及び平成29年度品質目標設定の状況については以下のとおり。 ・平成28年度発電本部品質目標に対する諸活動が適切に実施されており、目標は達成されたと評価した。 ・平成29年度の各部門、各発電所の品質目標が、平成29年度の原子力発電本部品質目標を達成するためのものとなっていることを確認した。 「原子力発電本部品質目標」の構成を「品質方針」と同様、各目標を大目標としての短文化(品質方針を基にカテゴリー分け)を図り、本目標の再整理を行った。 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	品質方針変更の必要性	原子力発電への地域・社会の皆さまからの信頼をこれまで以上に高めていくこと、原子力安全に対する更なるパフォーマンス向上に向け、より高みを目指す姿勢及び原子力に関するリスクマネジメントの強化を図っていくことを強く示すものへと見直した。 (平成29年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
	品質目標	平成29年度品質目標達成度評価内容及び平成30年度品質目標設定の状況については以下のとおり。 ・平成29年度の品質目標の達成度については、玄海の保安規定違反(監視)、玄海3号機の再稼働時における脱気器空気抜き管からの蒸気漏れ事象に伴う発電停止を踏まえ、概ね達成したと評価した。 ・平成30年度の各部門、各発電所の品質目標が、平成30年度の原子力発電本部品質目標を達成するためのものとなっていることを確認した。 (平成30年度)	品質保証活動	社内マニュアル	
その他	川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更)認可 (平成29年度)	第84条の2及び第92条において、火山影響等発生時における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が新たに求められたことから、保安規定条文を新規追加するとともに、関連する保安規定条文の変更を行った。	緊急時の措置	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(受電系統の変更工事に伴う変更)認可 (平成29年度)	川内火力発電所の開閉所又は新鹿兒島変電所を経由した受電可能なルートの運用の追加を行った。	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (29/32)

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	霧島変電所から新鹿兒島変電所を経由するルートからの受電系統の追加 (平成29年度)	実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の第45条第4項に対して、川内原子力発電所は、外部電源系統の電線路の上流側が、南九州変電所と人吉変電所と複数の変電所に連系しており、適合しているが、川内原子力発電所の更なる運用性向上の観点より、常用電源設備に係る基本設計方針を変更し、霧島変電所から新鹿兒島変電所を経由するルートからの受電系統を追加した。	緊急時の措置	設備	
	川内2号機燃料油貯蔵タンクプロテクタマンホール蓋取替工事 (平成29年度)	重大事故等発生時に実施する燃料油貯蔵タンクプロテクタマンホール蓋の開放作業は、専用の吊具を用いた玉掛け作業であり、危険度の高い作業となっていることから、プロテクタマンホール蓋をスライド式のものへ取替え、容易に開放できる構造とすることで、作業安全性の向上を図った。	緊急時の措置	設備	
	川内2号機中央制御室空調系ダンパ操作架台設置工事 (平成29年度)	重大事故等発生時に実施する空調ダンパ操作時の操作性向上及び安全性向上のため架台を設置した。	緊急時の措置	設備	
	川内2号機安全補機室給気ユニット冷水出口配管バルブ追設工事 (平成29年度)	原子炉格納容器冷房装置停止期間中(冬季)は凍結防止対策として母管は満水保管、各ユニット内の細管(熱交換部)は乾燥保管を実施しているが、川内2号機安全補機室給気ユニット冷水出口配管には隔離弁がなく、満水保管していた。冬季は氷点下にもなることから、細管の変形・破損防止対策として、川内2号機安全補機室給気ユニット冷水出口配管に隔離弁を追設した。	保守管理	設備	
	川内2号機蒸気発生器ブローダウン系統支持構造物耐震性向上工事 (平成29年度)	川内2号機の高経年化技術評価において、配管減肉を考慮した耐震性評価により耐震性裕度が厳しい部位が確認されたことから、当該部位について支持構造物の耐震性を向上させた。	緊急時の措置	設備	
	ペーパレスレコーダ購入 (平成29年度)	高濃度の希ガスの放出管理には、可搬型ガスモニタによる連続監視が不可欠であり、複数のガスモニタ測定値を同時に連続監視するため、ペーパレスレコーダを5台新規購入した。	放射線管理	設備	
	簡易型体表面モニタ購入 (平成29年度)	管理区域内で汚染作業を行った作業員の身体サーベイ時における汚染の早期発見及び作業効率の向上を目的に、簡易型体表面モニタを2台新規購入した。	放射線管理	設備	

第2.2.1-1表 主な内部評価結果及び改善状況 (30/32)

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2号機火災受信機盤故障回路追加工事 (平成29年度)	新規規制基準対応にて設置した火災受信機盤のうち、受信機盤電源断等の監視が中央制御室にて出来ないものについて、中央制御室の火災受信機盤で確認できるように改造した。あわせてタービン建屋内休憩所の火災感知器をアナログ式に取替、中央制御室にて火災監視を可能にした。	緊急時の措置	設備	
	川内原子力発電所緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)訓練機能追加 (平成29年度)	SPDS-Web表示システムへの訓練機能の追加及びSPDS-Web表示システム用セキュリティコンソールの設置を実施した。	保守管理	設備	
	保守作業員に対するルールで一部不明確な点の明確化 (平成29年度)	<ul style="list-style-type: none"> 保守作業員のヒューマンエラー低減ツールについて施設定期検査前の作業安全教育資料に追加した。 自在スパナの使用制限について周知した。 ルール遵守について、定期的な施設定期検査前の作業安全教育で教育を行った。さらに安全パトロール時にルール遵守について指導を行った。 	品質保証活動	社内マニュアル	
	作業安全ルール遵守についての意識付け (平成29年度)	作業員の不安全行為を摘出した教育資料を作成し、ルール遵守について、定期的な施設定期検査前の作業安全教育で教育を行った。さらに安全パトロール時に遵守について都度指導を行った。	安全文化の醸成活動	教育・訓練	
	現場資機材の詳細な検討による必要最小限化 (平成29年度)	発電所本館内の資機材設置については、常設資機材を含めてできる限り発電所本館内の資機材を本館外へ搬出するよう「作業管理要領」に明確化した。	保守管理	社内マニュアル	
	資機材設置状況における周辺機器との距離や固縛に関する保管管理状況の確認についてのパトロール時の留意点等での明確化 (平成29年度)	資機材のパトロール時の留意点を明確にし、足場設置時の固縛において周辺機器への影響を与えないこと追記して「作業管理要領」を改正した。	保守管理	社内マニュアル	
	火災防護の着眼点を明確にした現場パトロールの充実 (平成29年度)	可燃物の保管状況や安全上重要な機器周辺への保管状況の確認を行い、火災発生リスクを低減するため、具体的な火災防護に関する現場パトロール時の確認項目(着眼点)や点検頻度等の対応措置を規定文書等に定めた。	保守管理	社内マニュアル	
	自動火災感知設備等の停止時の補償措置ルール化の充実 (平成29年度)	自動火災感知設備の停止時の補償措置については、長期停止時のルールに加え、短期停止時のルール化を図るため、監視人による具体的なパトロールや監視点検方法等の対応措置を規定文書に反映した。	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 (31/32)

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	火災区画を構成する機器等(防火扉、貫通部、防火ダンパー)の機能低下時の補償措置ルール化の充実 (平成29年度)	火災区画に構成する機器等(防火扉、貫通部、防火ダンパー)の機能維持は巡視等で確認しているものの、機能低下時の補償措置に万全を期すため、監視点検方法等の対応措置を規定文書に反映した。	緊急時の措置	社内マニュアル	
	火災区画の貫通部(配管、ケーブルトレイ等)の点検プログラムの整備 (平成29年度)	新規制基準に基づく火災区画の貫通部(配管、ケーブルトレイ等)の点検プログラムについて策定した。	緊急時の措置	社内マニュアル	
	B区域の汚染レベルを可能な限り低く保つ管理の充実 (平成29年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・ C、D区域からB区域へ退域する際に作業放射線管理員による衣服サーベイを実施することを「放射線管理要領」及び教育資料に明確に記載した。 ・ 汚染物品の保管管理について放射線管理員教育資料を更に明確化した。 ・ 全身表面汚染モニタにて発生した衣服汚染に対する汚染報告書について、現場の状況等が報告書で分かるように内容を充実させるとともに、報告先に作業担当課及び協力会社作業責任者へも回覧し、情報共有するようにフォーマットを改訂した。 ・ 安全管理課員がパトロールで定期的に行っている汚染物の保管場所の状況確認をチェックシートに明確化した。 	放射線管理	社内マニュアル	
	更なる集積線量低減に向けた「放射線管理要領」の変更 (平成29年度)	被ばく低減については従来から積極的に実施しているが、集積線量に関する中長期の数値目標の設定及び更なる線量低減に向けた綿密な検討や継続的な監視を行うための「放射線管理要領」の改正を行い運用を開始した。	放射線管理	社内マニュアル	
	現場から報告された軽微な事象の対応の明確化 (平成29年度)	各課で実施した処置について、所内情報共有し、処置内容が適切であるか確認・評価することを規定文書に定めた。	品質保証活動	社内マニュアル	
	緊急時対応訓練におけるパフォーマンス改善の更なる充実化 (平成29年度)	緊急時における期待事項を踏まえた防災訓練の評価チェックシートの内容充実を図り、評価者からの観点を含めた反省事項や改善事項を抽出する仕組みの強化を図った。必修対応要員の訓練について反省事項を抽出・文書化・蓄積し、傾向分析や水平展開等により改善につなげる仕組みを規定文書に定めた。	緊急時の措置	社内マニュアル	
	ヒューマンエラー低減ツールの十分な活用のための改善 (平成29年度)	JANSIが推奨するヒューマンエラー低減ツールの情報を入手し、当所への展開を検討した。当所への展開が有効なものを選定し、具体的な使用方法として取りまとめた。	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 (32/32)

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2号機第1回届出書のPRAから抽出された追加措置 (平成29年度)	<ul style="list-style-type: none"> 再循環サンプスクリーンの巡視点検の強化 地震時、原子炉補機冷却水(以下「CCW」という。)保有水量の監視強化 重要シナリオの所員への教育・訓練 	運転管理 緊急時の措置	社内マニュアル 教育・訓練	
	川内2号機第1回届出書の安全裕度評価から抽出された追加措置 (平成29年度)	<ul style="list-style-type: none"> クリフエッジに到達した際の措置を含む、安全裕度評価結果の所員への教育・訓練 地震評価における炉心(出力運転時、運転停止時)のクリフエッジシナリオで期待しているメタクラ保護継電器のリフト処置について手順の作成及び教育・訓練の実施 	緊急時の措置	教育・訓練	
	川内2号機第1回届出書の安全裕度評価から抽出された追加措置 (平成29年度)	大津波警報発表時の停止ユニットのエアロック閉止の手順の作成及び教育・訓練の実施	緊急時の措置	教育・訓練	
	咽喉マイクの導入 (平成30年度)	マスク着用時の会話を円滑にし、マスク取り外しを抑制するため、咽喉マイクを導入した。	放射線管理	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(本店組織見直しに伴う変更及び発電所組織見直しに伴う変更)認可 (平成30年度)	<ul style="list-style-type: none"> 廃止措置実施方針の作成、公表の義務化を踏まえ、この廃止措置実施方針に関する新たな業務と原子力建設部門で実施していた廃止措置に関する業務とを合わせて、専門的に対応するため、原子力発電本部に「廃止措置統括室」を設置した。 原子力防災、初期消火活動のための体制の整備及び出入管理等に関する業務については、防災課を主体に実施しているが、出入管理に関する業務は、専門的な対応が必要となるため、その専門知識を有する組織として「防護管理課」を設置し、防災課の出入管理に関する業務を「防護管理課」へ移管した。 	品質保証活動	組織・体制	
	川内2号機制御棒制御装置取替工事 (平成30年度)	制御棒制御装置を設備故障時の保守・点検が困難な状況となっている既設のアナログ設備からデジタル設備へ更新した。	保守管理	設備	
	川内原子力発電所出入管理サーバ更新工事 (平成30年度)	出入管理サーバを既設設備が今後の保守が困難になること、電離放射線防止規則の一部改正により機能の追加が必要となることから更新した。	放射線管理	設備	
	運転シミュレータへの重大事故解析コード(以下「MAAP(Modular Accident Analysis Program)」という。)導入工事 (平成30年度)	過酷事故時の事象を連続して模擬できるように、原子力訓練センターの運転シミュレータにMAAPを導入した。	緊急時の措置	設備	

第2.2.1-2表 主な外部評価結果及び改善状況 (1/3)

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>川内2号機安全確保上重要な行為等の保安検査 (平成28年度第4四半期) 大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練 事象が進展している状況において川内1号機(又は川内2号機)担当の指揮者が担当するプラントの状態を全体指揮者に報告した後、川内2号機(又は川内1号機)担当の指揮者が担当するプラントの状態が「川内1号機(又は川内2号機)と同じ」と全体指揮者に報告していた。</p>	<p>状況付与のタイミング等について、想定する状況に応じて画一的とならないように、今後の訓練計画策定の際に検討するとともに、号機ごとの相違点等重要度に応じた必要な情報を全体指揮者に報告するよう教育訓練の場を通じて関係者に周知した。 (平成28年度)</p>	緊急時の措置	教育・訓練	
保安検査 保安検査報告書	<p>平成29年度第1回保安検査 不適合管理の実施状況 運転上の制限逸脱の判断に係る事案*に対する不適合管理の実施状況を確認したところ、「不適合管理基準」に基づき不適合・是正処置報告書を作成し再発防止対策を記載しているものの、事案の原因を網羅的に分析していないことが確認されたことから、保安活動の実効性をより確実なものとするため、事案の原因を網羅的に分析し、不適合管理すること。</p> <p>※保安規定第71条に基づく外部電源に係る運転上の制限(以下「LCO」という。)逸脱の判断に係る運用の不備</p> <p>川内原子力線(外部電源2回線)に対し、独立性を有している人吉変電所から川内火力発電所を経由する外部電源1回線による受電ができなくなったことから、保安規定に定める外部電源の確保に係るLCO逸脱と判断した。 その後、状況の確認作業を継続するなか、この人吉変電所からの外部電源1回線は新鹿児島変電所を経由することにより受電できていることを確認したことから、LCOを逸脱していないと判断し、同日LCO逸脱を訂正した。 当社の判断について、原子力規制庁に改めて確認したところ、人吉変電所から新鹿児島変電所を経由し受電する系統は、原子炉設置変更許可や工事計画認可の記載では読み取れないことから、結果的にLCOを逸脱している状態であった可能性があるとの見解が示された。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・運転上の制限逸脱の判断に係る事案の原因を網羅的に分析し、不適合管理するため、「設備」及び「運用」に特化した不適合・是正処置報告書*を発行した。 ・人的過誤の直接要因の分析手法を参考に、分析対象行為を網羅的に分析した。 ・発電所関係者に対して、「運転基準」、「運転上の制限に係る判断要領」、「技術基準」及び「異常時通報連絡処置要領」の改正内容を周知した。 ・発電所関係者に対して、「運転上の制限に係る判断要領」等の改正内容について周知教育した。 <p>(平成29年度)</p> <p>※系統運用部門及び川内火力における対応についてそれぞれで規定する社内マニュアルを改正したことを確認するとともに、川内原子力発電所における対応について「運転基準」「発電課運転上の制限に係る判断要領」「技術基準」「異常時通報連絡処置要領」を改正した。</p>	運転管理	社内マニュアル 教育・訓練	

第2.2.1-2表 主な外部評価結果及び改善状況 (2/3)

項目	外部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
保安検査 保安検査 報告書	平成29年度第2回保安検査 その他自然災害(地震)発生時の体制の整備状況 「非常事態対策要領」の添付資料15「地震対策要領」を確認したところ、可搬型重大事故等対処設備の固縛措置等について確認すること及び震度5弱以上の地震が観測された場合、原子炉施設の損傷の有無について確認することのみが記載され、防災課が確認する際に用いる点検チェックシートと紐付けされていないかった。	「非常事態対策要領」を改正し、添付資料15「地震対応要領」において、添付資料4「巡視点検」に定められた「巡視点検チェックシート」等を用いて固縛措置等の確認及び震度5弱以上の地震が観測された場合に原子炉施設の損傷の有無の確認を行うこととした。 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	保安調査(平成29年9月15日) 予期せず発生する有毒ガスの対策要領が定められた「非常事態対策要領」の添付資料14「有毒ガスに係る対応要領」を確認したところ、空気呼吸具の着用手順が具体的な着用手順となっていない。 また、防護の実施体制を整備する上で必要な空気呼吸具の取扱いに関する教育訓練を実施することが定められていない。	空気呼吸具の着用及びボンベ取替え手順を具体的に定めた「空気呼吸具取扱い手順書」を空気呼吸具の保管場所に備えるとともに、「非常事態対策要領」を改正し、「空気呼吸具取扱い手順書」に従い、空気呼吸具を着用すること及び空気呼吸具の取扱いに関する教育訓練を「教育訓練基準」に基づき実施することを追記した。 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル 教育・訓練	
	平成29年度第3回保安検査 「保安規定に基づく保修業務要領」の添付資料6「重大事故等対処設備等の管理要領」を確認したところ、保安規定添付2「5.4手順書の整備」の「イ. 竜巻の襲来が予想される場合の対応」の(エ)の要求事項の一部「竜巻襲来のおそれがある場合には、たるみ巻取装置により固縛のたるみを巻き取ることで拘束する。」を明記していない。	上位規定の「非常事態対策基準」においては当該要求事項を明記しているが、下位規定の「保安規定に基づく保修業務要領」においても当該要求事項を明記する必要があることから、「保安規定に基づく保修業務要領」を改正し、当該要求事項を明記した。 (平成29年度)	緊急時の措置	社内マニュアル	
	川内2号機安全確保上重要な行為等の保安検査 (平成29年度第3四半期) SA等要員訓練時の保安検査 現場シーケンス訓練「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)」 海水ストレーナ上蓋取替え作業(モックアップ)において、海水ストレーナのフランジ面のボルト・ナットを何度か落とし、その度にボルト・ナットを拾い作業を進めていたが、実際の現場は床面(グレーチング)と海水ストレーナとの間に隙間があり、落としたボルト・ナットがその隙間から抜け落ちてしまうことも考えられることから、ボルト・ナットを落とさないように注意して作業を行う必要がある。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 訓練関係者に対して実際の現場を意識してボルト・ナットの取り扱いに注意して作業するよう平成30年9月から実施している成立性確認訓練のオリエンテーションにおいて周知している。 ・ 「移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書」を平成30年3月8日に改正し、ボルト・ナットを落とさないよう注意して作業することを追記した。 (平成30年度) 	緊急時の措置	社内マニュアル 教育・訓練	

第2.2.1-2表 主な外部評価結果及び改善状況 (3/3)

項目	外部評価結果	改善状況	保安活動項目	改善項目	備考
保安検査 保安検査 報告書	川内2号機安全確保上重要な行為等の保安検査 (平成29年度第3四半期) SA等要員訓練時の保安検査 現場シーケンス訓練「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」 復水タンクの仮設水位計取付け作業において、仮設水位計(透明ホース)に水位確認用の浮玉が入っていない状態で作業を終了していた。	<ul style="list-style-type: none"> 訓練関係者に対して仮設水位計に浮玉が入っていることの確認を確実にを行うよう平成30年9月から実施している成立性確認訓練のオリエンテーションにおいて周知している。 「中間受槽から1号(2号)復水タンクへの給水手順書」を平成30年3月8日に改正し、作業実施者が、仮設水位計に浮玉が入っていることを作業終了前に確認することを追記した。 仮設水位計を運搬する際、仮設水位計の中に入っている浮玉が抜け出ないようにホースの先端部を改造した。 (平成30年度)	緊急時の措置	社内マニュアル教育・訓練	
	川内2号機安全確保上重要な行為等の保安検査 (平成29年度第3四半期) SA等要員訓練時の保安検査 現場シーケンス訓練「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」 海水ストレーナ上蓋取替え作業(モックアップ)において、海水ストレーナのパッキン・エレメントの状態確認を十分に行わず作業を終了していた。	<ul style="list-style-type: none"> 訓練関係者に対してパッキン・エレメントの状態確認を確実にを行うよう平成30年9月から実施している成立性確認訓練のオリエンテーションにおいて周知している。 「移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書」を平成30年3月20日に改正し、作業実施者が、パッキン・エレメントの状態確認が完了していることを上蓋取り付け前に確認することを追記した。 モックアップ用の海水ストレーナにエレメントの模型を装着し、エレメントの状態確認を確実に伝えるようにするとともに、パッキンの劣化に備え、予備品を準備した。 (平成30年度)	緊急時の措置	社内マニュアル教育・訓練	
その他	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全強化対策の実施(その1) (平成30年度)	海水ポンプの無給水軸受化のために取替を実施した。	緊急時の措置	設備	
	川内2号機発電機負荷開閉装置設置工事の実施 (平成30年度)	外部電源については、保安規定上の要求が発電所の停止時期(モード外)を含めて2回線から3回線に強化された。これにより、外部電源受電設備の停止条件が制限され、起動変圧器本体やGISユニット設備の長期停止を伴う点検保守が著しく困難となった。このため、外部電源受電システムの強化及び設備の点検保守期間の確保を目的に、発電機負荷開閉装置を設置した。	保守管理	設備	

2.2.1.1 品質保証活動

(1) 目的

原子力発電所の品質保証活動においては、原子力安全を達成・維持・向上させるため、QMSを確立し、実施し、確認し、継続的に改善する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保証計画に沿って、運転管理、保守管理、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、原子力部門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の構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善する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2.2.1.1-1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2.2.1.1-2図に、本店の組織及び業務分掌を第2.2.1.1-3図に示す。

イ 川内原子力発電所

川内原子力発電所における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(号炉ごとに正1名、副は1、2号炉で2名)、原子力発電工作物の工事、維持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)及びボイラー・タービン主任技術者(正1名、副3名)を選任している。

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

発電用原子炉主任技術者は、保安規定に従い独立性を確保され、保

安上必要な事項について、以下の原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実かつ最優先に行うことを任務としている。

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

川内原子力発電所における原子炉施設の保安運営に関する事項を審議するために、発電所長を委員長に、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。

川内原子力発電所の品質保証に関する事項を審議するために、発電所長を委員長に、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、原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門及び廃止措置統括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よう配慮している。

本店には、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、発電所長、発電用原子炉主任技術者及び廃止措置主任者、並びに原子力管理部門、原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力建設部門、原子力技術部門、原子力土木建築部門、資材調達部門及び原子燃料部門の課長職以上の者から、委員長が指名した者で構成する「原子力発電安全委員会」を設置している。

また、原子力部門の品質保証に関する事項を審議するために、安全・品質保証部長を委員長に、原子力総括部長、原子力管理部長、原子力建設部長、原子力技術部長、廃止措置統括室長、原子力土木建築部長、品質保証グループ長、発電所長及び安全品質保証統括室長、部長（新検査制度担当、技術支援担当、国際協力担当）、資材調達部長、原子燃料部長、原子力地域コミュニケーション部長、企画部長、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、品質保証活動に係る組織及び分掌事項が明確にされ、保安活動を確実に実施できる体制としている。

(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 全社組織・業務運営体制の見直し

平成29年4月1日に改組し、原子力発電本部を社長直轄組織とした。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。

この結果、原子力の自主的・継続的な安全性向上を迅速かつ柔軟に実施可能となった。

b. 品質保証活動に係る社内マニュアル

(a) 品質保証活動に係る社内マニュアルの概要

川内原子力発電所においては、保安規定及び「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書である「品質マニュアル(基準)」を最上位の文書として定め、更に下位文書として「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111-2009)が要求する文書及び発電所が必要と判断した文書を定めている。

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文書及び記録の管理に関す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く管理を実施するとともに、必要に応じ関係箇所では協議し、改正している。

QMSに係る社内マニュアルの文書体系を「1.17.3 品質マネジメント 第1.17-1図 品質保証計画に係る規定文書体系図」、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

我が国では、昭和45年に公布された米国連邦規則10CFR50付録B「原子力発電所の品質保証基準」を参考に、昭和47年に(社)日本電気協会によって「原子力発電所建設の品質保証手引」(JEAG4101-1972)が制定された。

本手引は、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」等を参考に改定が行われ、品質保証活動の状況や重要度に応じた効率的品質保証活動の選択を可能にすることを目的に、「原子力発電所の品質保証指針」(JEAG4101-2000)が平成12年に発行された。

その後、「品質マネジメントシステム」(ISO9001:2000)を基本としつつ、原子力発電所での使いやすさを考慮し、IAEAの「品質保証に関する安全基準」(50-C/SG-Q(1996))の内容も取り込んだJEAC4111-2003が平成15年9月に制定された。

JEAC4111-2003は、その後、実用炉規則の改正、IAEAの「施設と活動のためのマネジメントシステム」(GS-R-3(2006))、「品質マネジメントシステム」(ISO9001:2008)を参考に改定が行われ、JEAC4111-2009(以下「JEAC4111」という。)として平成21年3月に改定された。

国による事業者の品質保証活動の構築・実施状況の審査基準にはJEAC4111が適用されている。

川内2号機においては、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。その後も品質保証活動の動向にあわせ、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きた。

ロ 品質保証活動の仕組みと活動内容

JEAC4111では、「原子力発電所の事業者は、安全文化を基礎とし、この要求事項に従って、QMSを確立し、実施し、評価・確認し、継続的に改善することによって、原子力発電所の安全を達成・維持・向上しなければならない。」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、原子力安全の重要

性、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が適切、妥当、かつ有効であることを確実にするため、あらかじめ定められた間隔で年1回以上マネジメントレビューを実施している。

QMSのプロセス間の相互関係を、「1.17.3 品質マネジメント 第1.17-2 図 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」に示す。

(b) 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 品質方針の見直し

社長は平成29年6月1日に品質方針を見直し、原子力発電への地域・社会の皆さまからの信頼をこれまで以上に高めて行くこと、原子力安全に対する更なるパフォーマンス向上に向け、より高みを目指す姿勢及びリスクマネジメントの強化を示す内容とした。さらに、平成30年6月28日の社長交代に伴い、現状の方針を継続した上で、新社長の「原子力安全に対する思い」を加え、改めて品質方針が設定された。

これにより、新社長のコミットメントが示された。

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、発電所員に対して計画的な教育・訓練を実施し、知識・技能の習得、維持向上を図ることが重要であ

る。このため、川内原子力発電所では、発電所員が自己啓発する精神を養うことを基本として、日常業務を通じた実務研修(以下「OJT」という。)を主体に教育・訓練を実施するとともに、これを補完するため、社内外の研修・講習を計画的に実施し、専門能力の強化に取り組んでいる。

発電所長は、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、発電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と、これ以外の原子力一般教育がある。

イ 原子力部門の新入社員は、入社後、発電所の発電課へ配属される。新入社員への教育については、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と基本事項及び発電所員として必要な保安規定並びに安全協定等の知識の習得を図ることを目的とした教育、後期では、実務で習得し難い設備や各課業務内容等の知識を習得させること、また、運転シミュレータを使用し、基本操作であるプラント起動及び停止の概要を理解させることを目的とした教育を実施している。

- ロ 入所時教育では、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、原子炉の仕組み、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・性能及び非常時に講ずべき処置の概要について、教育を実施している。
- ハ 保安規定教育では、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、保安管理体制及び評価、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 原子力安全教育では、安全品質保証統括室が主管となり、安全意識の高揚、安全文化の醸成及びリスク意識の向上を図るため、原子力安全の重要性、安全文化に関する基本的事項及び原子力に対するリスク意識の重要性について、教育を実施している。
- ホ コンプライアンス研修では、総務課が主管となり、法令遵守及び企業倫理の意識を醸成し、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では、安全品質保証統括室が主管となり、発電所の要員が、自らの活動のもつ意味と重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らどのように貢献できるかを認識することを確実にするために、原子力安全の重要性及び自身の活動と原子力安全との関連性について、教育を実施している。

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

(b) 品質保証活動に係る教育・訓練の改善状況

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社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

イ ヒューマンエラー低減ツールの十分な活用のための改善

平成29年度にJANSIが推奨するヒューマンエラー低減ツールの情報を入手し、川内原子力発電所への展開を検討した。当所への展開が有効なものを選定し、具体的な使用方法として取りまとめた。

この結果、ヒューマンエラーの更なる防止が期待できる。

(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2.2.1.1-5図に示す。

平成21年度から平成26年度にかけて、不適合の発生件数は減少傾向であったが、平成27年度は、新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。

平成27年度に発生したこれらの不適合は、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」、「ルールの理解不足」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。

今回の調査期間が含まれる平成28年度以降は、不適合の発生件数は減少傾向であり、平成26年度以前と同様であった。

b. 改善提案件数及び社内マニュアルの改正回数

改善提案は、QMSに係る活動を通じて、プロセス又は原子力施設に関する改善が必要と思われる事項を発見した場合、発見した部署が「改善提案書」を作成し、改善対象となる事項を主管する部署へ改善を提案する。

社内マニュアルの改正は、以下の要因により制定また改廃の必要性が生じた場合、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に基づき速やかに実施する。

- ・ 関係法令等の制定・改正
- ・ 関係規定文書の改廃

- ・ 業務プロセスの変更
- ・ 組織改正等
- ・ 暫定的な取扱いの指示
- ・ その他の要因

改善提案と社内マニュアルの改正の関係について、改善提案を受けた部署は、改善の検討を行う。検討の結果、改善を実施するに当たり、業務プロセスの変更等社内マニュアルの改正が必要と判断された場合は、社内マニュアルの改正が行われる。

改善提案件数及び社内マニュアルの改正回数の推移について確認した結果を、第2.2.1.1-6図に示す。

改善提案書は、当事者では気付きにくい問題に対して、多様な視点から提案を得られる有効なツールであり、件数は導入後、増減はあるものの、毎年度提案がなされている。

社内マニュアルの改正については、法令等の要求事項の対応として改正を行う場合も少なくないが、以前から自主的な改善は行われており、その結果は、社内マニュアルの改正回数に表れている。

c. トップマネジメントによるQMSの評価結果

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は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确实かつ継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

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(1/4)

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
		保安規定教育	<ul style="list-style-type: none"> ・保安規定の総則、品質保証、保安管理体制及び評価、保安教育、記録及び報告に関すること及び法令等の遵守 ・保安に関する各組織及び各職務の具体的役割と確認すべき記録
		アクシデントマネジメント教育	<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること ・運転員、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員に対し、役割に応じた重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識並びに的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識（過酷事故の内容、基本的な対処方法等）の向上を図る知識ベースの教育訓練を実施する
		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、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 ・その他自然災害（地震、津波、竜巻及び火山（降灰）等）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>
主な原子力一般教育	職場外教育	新入社員教育（前期教育）	<ul style="list-style-type: none"> ・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）	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な保安規定並びに安全協定等の知識の習得を図る ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全の重要性及び安全文化に関する基本的事項、並びに原子力に対するリスク意識の重要性について教育を行い、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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らどのように貢献できるかを認識することを確実にするために、原子力安全の重要性及び自身の活動と原子力安全との関連性を理解させる

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 (2/4)

区分	教育名称	内 容	
主な原子力一般教育	職場外教育	技術的能力に係る成立性確認訓練	・技術的能力に係る審査基準で要求される手順のうち、有効性評価においてクリティカルとなるものに係る要員の役割に応じた成立性を確認するための訓練を実施する
		中央制御室主体の操作に係る成立性確認訓練	・中央制御室主体の操作に係るすべての有効性評価の重要事故シーケンスの網羅性を考慮した運転シミュレータ設備を利用した訓練等を実施する
		現場主体の作業・操作に係る成立性確認机上訓練	・現場主体の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現場対応等をシミュレートした机上訓練を実施する
		現場シーケンス訓練	・現場対応等机上訓練で対象の重要事故シーケンスのうち、すべての重要事故シーケンスと技術的能力に係る審査基準で要求される手順を網羅的に確認することができる重要事故シーケンスを対象とする成立性を確認するための訓練を実施する
		大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練	・大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択及び指揮者と専属消防隊との連携を含めた総合的な訓練を実施する
		力量習得訓練	・重大事故等対策を行うために必要となる基本的な作業・操作に関する力量の習得を図るための教育訓練を実施する
		力量維持訓練	・技術的能力に係る審査基準で要求される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実効性等を確認するための総合的な教育訓練を実施する
		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
		消防訓練（防災対応）	・大規模地震、その他災害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を実施する
		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訓練を実施する
		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を実施する
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(3/4)

区分	教育名称	内容			
主な原子力一般教育	職場内教育	発電課員	新入社員教育（現場教育）	・新入社員教育（前期教育）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	（詳細は、 第2.2.1.2-9表参照）
			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	・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 of 習得を図る なお、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	・重大事故等対策要員（運転対応要員）の業務遂行に必要な力量の習得及び向上を図る	
			事故防止管理教育	・国内外プラントのトラブル処理の検討を行い、事故防止に関する知識の向上と徹底を図る 防災体制、防災管理及び防災対策に関する知識の向上、特に原子力防災教育の徹底を図る	
			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	
			管理監督者教育	・当直課長、当直副長、当直主任に対し監督員としての役割、異常事態発生時における処置、判断、指揮命令する能力の一層の向上を図る	
			直（班）内教育	・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、汽機関係及び制御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、汽機関係及び制御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、計画、環境保全、原子炉運転制限管理等を加えて、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		

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(4/4)

区分	教育名称	内容	
主な原子力一般教育	センター員 原子力訓練	初級教育	・ 必修教育訓練及び運転教育訓練に関する基礎的な知識、運用管理等定常業務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、必修教育訓練及び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の習得を図る
		初級教育	・ 原子力発電所設備のうち、土木関係及び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、土木関係及び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 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・技能の習得を図る
		室内教育	・ 品質保証活動、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・技能の習得を図る
		課内教育	・ 設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等業務を遂行するの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・技能の習得を図る
		課内教育	・ 設備、品証活動、規定類の制定改廃、作業管理、調達管理等業務を遂行するの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、調達管理等業務を遂行するのに必要な教育を行い、資質の向上を図る。
	環境広報担当員	基本教育	・ 業務を遂行するのに必要な基本的知識の習得を図る
		担当内教育	・ 品証活動、規定類の制定改廃等業務を遂行するの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

決定及び処置、指示事項等 (アウトプット)	決定及び処置、指示事項等への対応状況 (インプット)	対応 評価
<p>川内 1、2 号機の安全・安定運転の継続と玄海 3、4 号機の再稼働及びその後の安全・安定運転の継続、玄海 1 号機の廃止措置等に向け、引き続き、実効的かつ説明性のある品質保証活動に取り組んでいくこと。</p> <p>原子力安全を最優先とする安全文化の更なる醸成を図るため、組織全体の原子力リスクの意識向上並びに安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けて取り組んでいくこと。</p> <p>(平成 28 年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・法令、保安規定、規定文書等に基づき適切な業務に取り組んだが、玄海の第 3 回保安検査において 2 件の保安規定違反(監視)判定を受けた。受けた監視事項については、「不適合管理基準」に基づき処置を実施した。各発電所の施設定期検査、定期安全管理審査、溶接安全管理審査、原子力内部監査等のその他の社内外コミュニケーションにおいて重大な指摘等はなかった。 ・新規制基準に係る玄海 3、4 号機の適合性確認検査の確実な実施と使用前検査への適切な対応により、玄海 3 号機の再稼働を達成した。しかしながら、発電機出力 75%時に脱気器空気抜き管からの蒸気漏れ事象に伴い、発電停止に至ったことを踏まえ、保守管理活動の更なる充実を図ることとした。 ・業務計画等を策定し、確実な業務に取り組む等、実効的かつ説明性のある品質保証活動(原子力コミュニケーション活動含む)に取り組んだ。 ・発生した不適合を適切に処置するとともに、改善提案を活用した自主的・継続的な業務改善に取り組んだ。 ・原子力リスクの意識向上並びに安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に関する原子力安全教育を実施した。 <p>(平成 29 年度)</p>	<p>適切に 対応</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)(1/5)

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
4.2.3	文書管理	<p>(平成30年度 本店 不適合管理) 玄海4号機使用承認申請書の記載漏れ</p> <p>玄海4号機使用承認申請書において、記載が漏れていることを確認した。申請書の作成に当たっては、「使用前検査業務要領」に基づき保安命令に定められた様式と照らし合わせながら作成を行っていたが、確認した様式は複数ページにまたがっており、次ページに記載されていた様式の備考の内容を見落としていたため、記載漏れが発生した。また、至近に申請したプラント(自社、他社)の申請書との比較を実施していなかったことから、記載漏れに気づくことができなかった。</p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「使用前検査業務要領」を改正し、最新の様式をHP等で確認し、確認に当たっては様式の部分に限らず、その前後の部分や備考等の内容も含めて申請書に記載すべき事項全体を確認する旨を追記した。また、至近に申請したプラント(自社、他社)の申請書との比較を実施する旨を追記した。さらに、使用前承認申請書以外の申請書の作成に当たっても、同様の行為を実施するよう追記した。 ・本内容について、グループ内教育を実施し、再発防止に繋げた。 	<p>「文書管理」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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
7.2.2	業務に対する要求事項のレビュー	<p>(平成29年度 本店 不適合管理) 玄海1号機廃止措置計画認可に伴う規定文書改正漏れ</p> <p>玄海原子力発電所1号機廃止措置計画認可及び廃止措置に係る保安規定変更に伴う規定文書の改正のため、「設計管理要領(本店)」の改正準備を行っていたところ、「2.2 設計・開発へのインプット」のレビュー後の主任技術者による確認及び「表2 主任技術者の設計開発へのインプット確認対象一覧」と同様の内容が、「設計・調達管理基準(本店)」にも定められ、これらのプロセスの改正漏れがあることが判明した。</p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」を改正し、資料10に規定文書制定改正時に必要な情報の入手とその確実な反映に関する事項を追記した。 ・本不適合事象に対する教育をグループ員に対して実施した。 ・「設計管理要領(本店)」を改正し、「設計・調達管理基準(本店)」と重複記載の「設計開発のインプットに対する主任技術者の確認対象一覧」を削除した。 	<p>「業務に対する要求事項のレビュー」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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)(2/5)

保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無	
7.5.1	業務の管理	<p>(平成28年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内2号機第21保全サイクル定期事業者検査のうち、原子炉格納容器安全系機能検査手順書(記録)の誤記</p> <p>川内2号機の当該検査手順書(記録)の表紙を、誤って川内1号機としていた。 当該の表紙を電子データから印刷する際に、誤って川内1号機の表紙を印刷したが、手順書(記録)の内容確認を重視するあまり、表紙も川内2号機と思い込んでしまい、表紙の誤りに気づくことができなかったことが原因である。</p> <p>(是正状況) ・本事象について、発電課内教育を実施するとともに、定期事業者検査を実施する検査担当課へ周知した。</p> <p>(平成29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「川内原子力発電所に関する安全協定書(平成28年度第3四半期)」の一部記載漏れ</p> <p>安全協定に基づき報告する「排水水質測定結果」において、「化学管理日報」から転記する排水処理装置出口の水質結果について一部データを転記していなかった。 当該データを誤って見落としてしまったことが原因である。</p> <p>(是正状況) ・安全管理課で作成する安全協定に基づく定期報告書用データについて、記載漏れや誤記等をチェックシートにより確認する仕組みを構築した。 ・本事象について、安全管理課員へ教育を実施するとともに、社外への定期報告書用データを作成する課へ周知した。</p>	<p>「業務の管理」に係る3件の不適合は、互いに類似性はなく、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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)(3/5)

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	<p>(平成29年度 本店 不適合管理) 川内1号機第1回届出書の添付資料の公開範囲の誤り</p> <p>川内1号機第1回届出書の公開後において、川内1号機第1回届出書の添付資料としている川内原子力発電所原子炉施設保安規定について、保安規定を公開する際に公開していない情報が、公開されると原子力発電グループから指摘を受け、確認を行ったところ、誤って非公開版の保安規定を川内1号機第1回届出書の添付資料として公開していたことが判明したことから、川内1号機第1回届出書の当社HPによる電子文書閲覧、原子力規制委員会HPによる電子文書閲覧及び情報公開コーナーでの紙面閲覧を一時的に停止した。</p> <p>(是正状況) <ul style="list-style-type: none"> 「安全性向上評価届出書作成要領」を改正し、チェック依頼用の届出書案一式はチェック依頼する各グループ及び発電所の各課すべてに配付すること、届出書作成時及びチェック時に非公開情報が含まれていないかを確認する項目を追記した。 グループ員に対し、本不適合事象の教育を行い、再発防止への意識付けを行った。また、本店及び発電所の関係箇所に対し、本不適合事象の周知を行い、注意喚起を行った。更に、安全性向上評価助勢業務を委託している委託請負先に対し本不適合の周知を行い情報共有した。 </p>	前のページと同じ	無
7.5.2	業務に関するプロセスの妥当性確認	<p>(平成29年度 本店 不適合管理) 安全性向上評価業務に関する平成29年度長期評価計画立案の不備</p> <p>安全性向上評価業務において、安全性向上グループが計画、立案する平成29年度の長期評価計画に関して「安全性向上評価実施基準(本店)」に基づいた以下の手続きを適切に行っていなかった。</p> <ul style="list-style-type: none"> 「安全裕度評価の評価計画」の立案(未実施) 「安全性向上評価の長期評価計画」の年度末の立案(実施時期が不適切) <p>(是正状況) <ul style="list-style-type: none"> グループ員に対し、今回の不適合事象及び「安全性向上評価実施基準(本店)」の理解及び確認について教育を行い、再発防止への意識付けを行った。 職場内コミュニケーションとして実施している毎月のグループ内会議の際に確認する年間業務計画表の中に長期評価計画作成の予定を追加し、評価計画の作成漏れを防ぐための仕組みを構築した。 </p>	「業務に関するプロセスの妥当性確認」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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。	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)(4/5)

保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.3	<p>識別及びトレーサビリティ</p> <p>(平成29年度 本店 不適合管理) 川内2号機蒸気発生器適合性確認検査記録の不備</p> <p>蒸気発生器は、原子炉冷却系統施設と計測制御系統施設を兼用しており、適合性確認検査においては、原子炉冷却系統施設を主登録施設とし、計測制御系統施設と兼用していることについて、要領書の添付資料で明確にしている。一方、検査成績書には主登録施設のみを記載しているが、要領書と成績書を併せて検査の記録として管理・保管を行うことで、兼用施設を含めた検査範囲を明確化している。検査成績書を改めて確認したところ、原子炉冷却系統施設として実施した検査記録であることは確認できるが、計測制御系統施設としても実施した検査記録であることが容易に確認できる記録となっていないことがわかった。これは、今後成績書単体で見えた場合、「品質マニュアル(基準)(本店)」7.5.3の「業務・原子力施設について一意の識別を管理し、記録を維持すること」に対し、成績書単体で兼用が明確に識別できない状態であった。また、検査要領書では、添付資料において兼用設備であることが明確になっているが、要領書本文で十分に確認できるものとなっていなかった。</p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> 要領書、成績書それぞれで検査対象施設が明確に識別できる運用となるように「適合性確認実施要領(本店)」を改正した。 「適合性確認実施要領(本店)」の改正内容を周知した。 実施した検査のうち、計測制御系統施設について、改訂した適合性確認検査要領書に基づき検査を実施し、成績書を作成した。 実施中である他の適合性確認検査は、2-固体廃棄物貯蔵庫に関連した検査のみであり、その検査の要領書、成績書を確認した結果、施設ごとに要領書、成績書が作成されており問題ないことを確認した。 	<p>「識別及びトレーサビリティ」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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)(5/5)

保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
8.2.4	<p>検査及び試験</p> <p>(平成28年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内1号機第21保全サイクル及び川内2号機第20保全サイクル定期事業者検査気体廃棄物処理系機能検査のうち、ガス圧縮機自動起動検査に係る検査用計器の選定不備</p> <p>当該検査にて、ガス圧縮機自動起動の動作値を測定誤差を考慮した場合に不適切な1次系補機操作盤内の計器(CRT(ディスプレイ)表示値)で判定していた。 定期事業者検査導入時から同じ検査方法であり、自動起動用設定器の動作値を伝送器への模擬入力値で確認せず、CRTの値で判定すれば問題ないと思い込んだことが原因である。</p> <p>(是正状況) ・定期事業者検査導入時からの同検査にて、CRT表示の誤差をゼロとしても設定値と同じ値で動作していたことから検査結果に影響がないことを確認した。 ・本事象について、発電課内教育を実施するとともに、定期事業者検査を実施する検査担当課へ周知した。</p>	<p>「検査及び試験」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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>

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

原子力安全を達成するための品質マネジメントシステムに基づく保安活動を的確に実施し、現場を第一として継続的改善に取り組んでいくとともに、原子力のもつ様々なリスクに対する意識を高め、安全文化の更なる醸成を図っていきます。

2 自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます

当社の持つ経験に加え、国内外の最新の知見や教訓、社内外の第三者の視点も活かしながら、より高みを目指した原子力発電所の安全性・信頼性並びに技術力の向上に自主的・継続的に取り組んでいきます。

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

原子力安全のためのリスク分析・管理を確実に実施していくとともに、あらゆる事態に的確に対応できるよう実効的な教育訓練に継続的に取り組み、危機管理能力の維持・向上を図っていきます。

4 積極的な情報公開を行い説明責任を果たします

地域・社会の皆さまの声を真摯に受けとめ、当社に都合の悪い情報も含め、相手の立場に立った正確かつ分かりやすい情報を迅速に発信していきます。

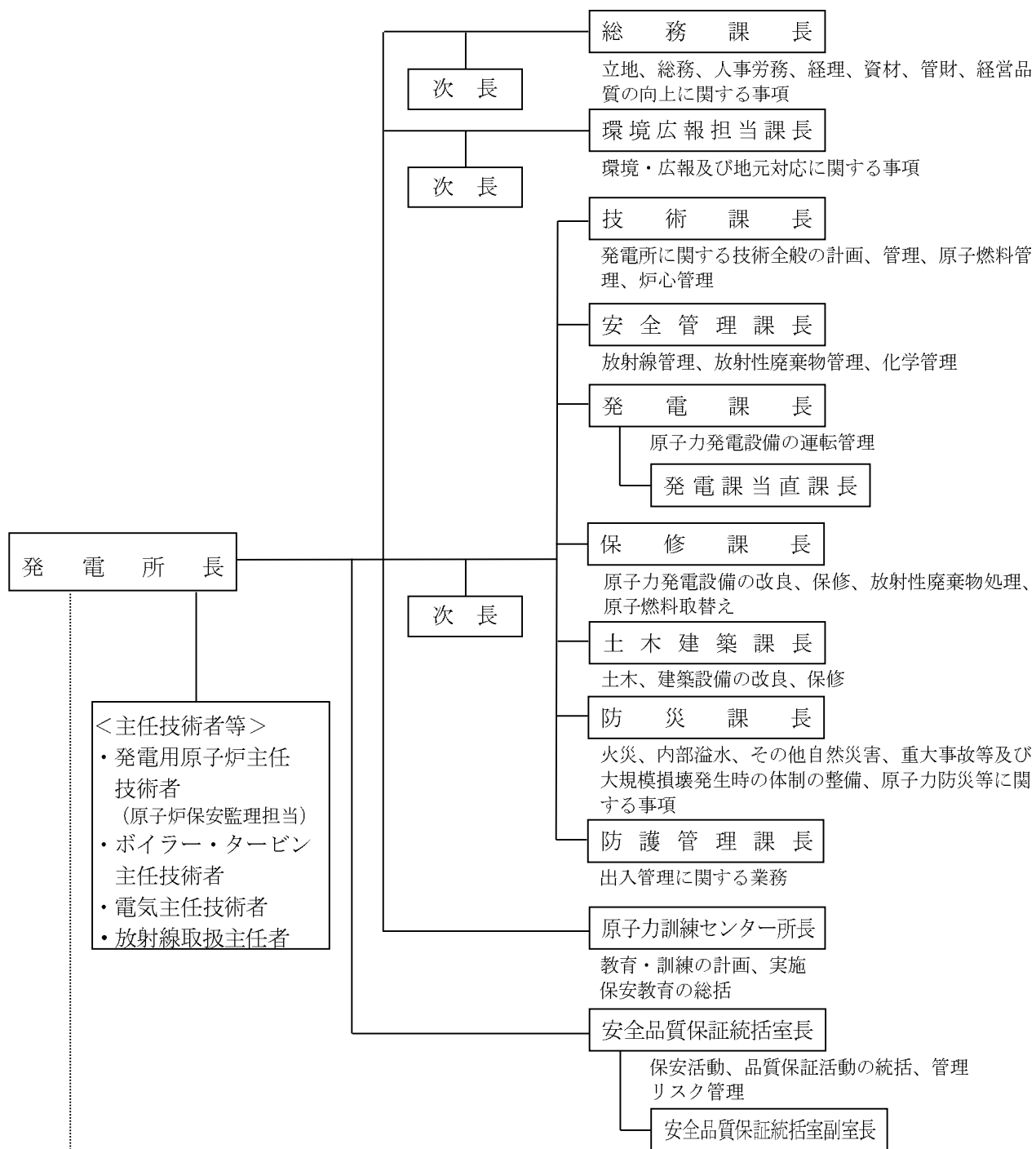
5 社内や協力会社との風通しの良い組織風土をつくります

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、立場を越えて何でも言い合え、協力し合える関係をつくっていきます。

平成30年 6月28日

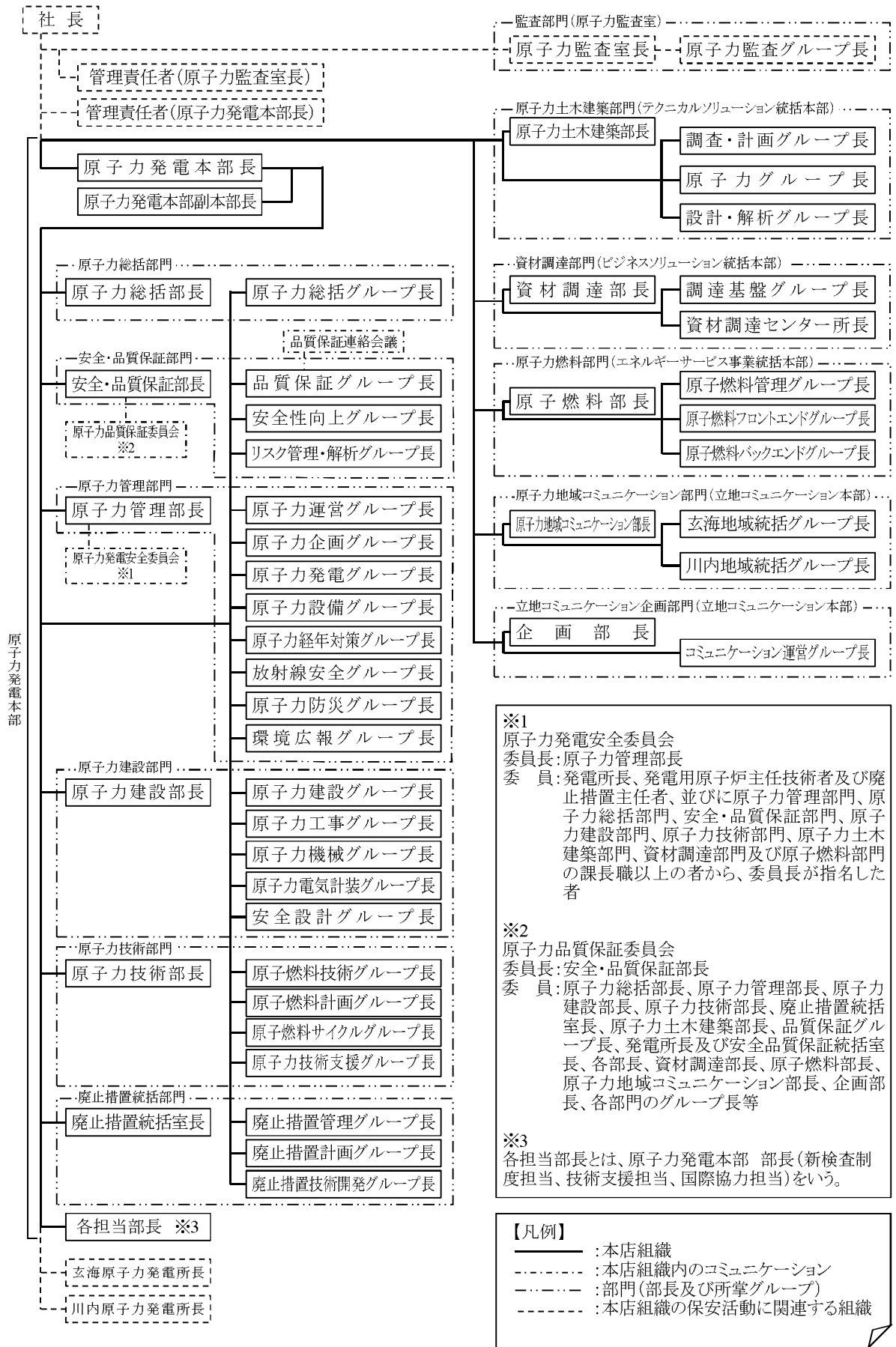
九州電力株式会社
代表取締役社長執行役員

池辺 和弘



- ・川内原子力発電所安全運営委員会
 委員長：発電所長
 委員：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、総務課長、防災課長、防護管理課長、技術課長、安全管理課長、発電課長、保修課長、土木建築課長、環境広報担当課長、作業管理担当課長、運転管理担当課長、安全品質保証統括室課長、原子力訓練センター講師、安全対策担当課長、調査担当課長、設備管理担当課長、環境担当課長、その他委員長が指名した者
- ・川内原子力発電所品質保証委員会
 委員長：発電所長
 委員：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、環境広報担当課長、総務課長、防災課長、防護管理課長、技術課長、安全管理課長、発電課長、保修課長、土木建築課長、安全品質保証統括室課長、その他委員長が指名した者

第 2.2.1.1-2 図 川内原子力発電所組織図



第2.2.1.1-3図 本店組織図(1/3)

原子力総括部門

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

安全・品質保証部門

組織名称	分掌業務
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 建設工事情質管理
安全性向上グループ	1 安全性向上評価関係総括 2 原子力システム関係総括 3 安全衛生管理 4 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

原子力管理部門

組織名称	分掌業務
原子力運営グループ	1 組織管理業務 2 要員管理業務 3 教育訓練関係業務 4 資格管理業務 5 本部内庶務(原子力総括G分を除く)
原子力企画グループ	1 本部運営方針策定 2 本部収支管理
環境広報グループ	1 原子力PA業務 2 自治体対応 3 原子力情報調査
原子力発電グループ	1 発電計画関係業務 2 発電所運用管理 3 通報関係業務
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 定期検査関係総括 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 定期安全レビュー対応(総括) 4 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 所内放射性廃棄物管理 3 所外放射性廃棄物管理 4 環境放射線管理 5 海象調査
原子力防災グループ	1 原子力防災関係 2 緊急時パラメータシステム伝送システム関係対応 3 緊急時支援システム関係対応

原子力技術部門

組織名称	分掌業務
原子燃料技術グループ	1 原子燃料技術関係業務 2 炉心管理業務 3 原子燃料需給関係業務 4 保障措置業務 5 燃料関係許認可業務 6 定期検査関係 7 原子燃料費会計整理関係 8 原子燃料品質管理業務 9 原子燃料品質保証業務
原子燃料計画グループ	1 使用済燃料管理業務 2 再処理業務 3 原子燃料輸送業務 4 返還廃棄物関係業務 5 放射性廃棄物輸送業務
原子燃料サイクルグループ	1 原子燃料サイクル関係総括 2 濃縮・中間貯蔵・再処理に関する政策的事項 3 FBR関係 4 新型炉対応 5 研究計画・管理
原子力技術支援グループ	1 訴訟関係業務

原子力建設部門

組織名称	分掌業務
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
原子力工事グループ	1 工事計画認可関係 2 使用前検査関係 3 耐震設計関係 4 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・計装関係設計検討 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、溢水に対する設計検討 2 設計図書管理

廃止措置統括部門

組織名称	分掌業務
廃止措置管理グループ	1 原子炉廃止措置業務 2 廃止措置引当金、予算管理
廃止措置計画グループ	1 原子炉廃止措置許認可関係 2 廃棄物処分検討
廃止措置技術開発グループ	1 廃止措置に係る技術検討・研究 2 周辺環境関係

第2.2.1.1-3図 本店組織図(2/3)[各グループ分掌事項]

原子力土木建築部門

組織名称	分掌業務
調査・計画グループ	<ol style="list-style-type: none"> 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	<ol style="list-style-type: none"> 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	<ol style="list-style-type: none"> 1 原子力発電所土木建築関連事項の安全審査ほか許認可、官庁検査に係る事項 2 原子力土木建築設備の耐震設計、構造解析に係る事項

原子力地域コミュニケーション部門

組織名称	分掌業務
玄海地域統括グループ	<ol style="list-style-type: none"> 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	<ol style="list-style-type: none"> 1 川内地点に係る自治体及び地域対応全般 2 川内地点の原子力コミュニケーション活動の統括

原子燃料部門

組織名称	分掌業務
原子燃料管理グループ	1 原子燃料計画の調整、立案及び資産管理
原子燃料フロントエンドグループ	1 原子燃料の購入及び関連業務委託、役務契約
原子燃料バックエンドグループ	<ol style="list-style-type: none"> 1 使用済原子燃料の再処理及び関連業務委託、役務契約 2 MOX燃料の購入及び関連役務契約、輸送契約 3 放射性廃棄物の輸送契約及び関連役務契約

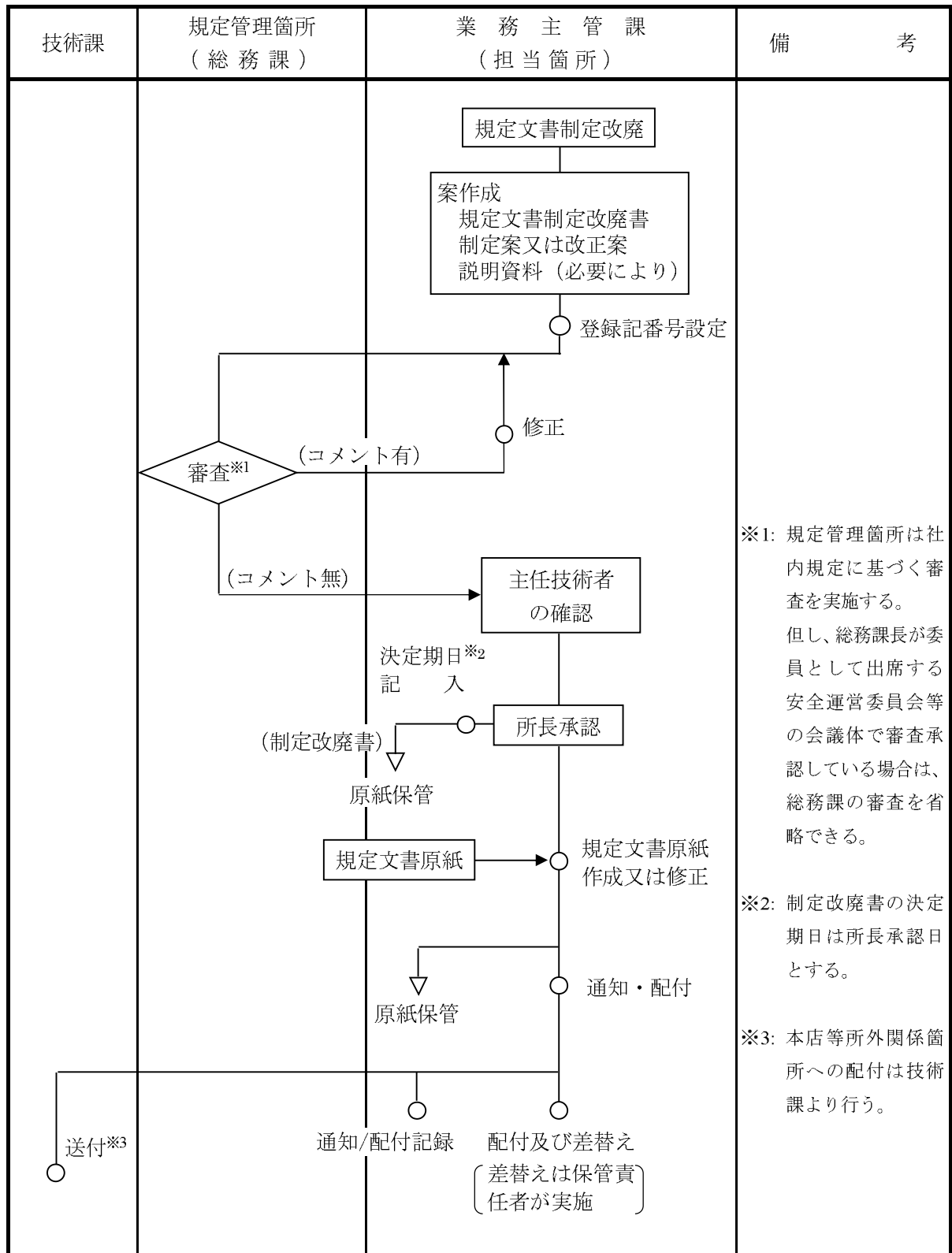
資材調達部門

組織名称	分掌業務
調達基盤グループ	<ol style="list-style-type: none"> 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

立地コミュニケーション企画部門

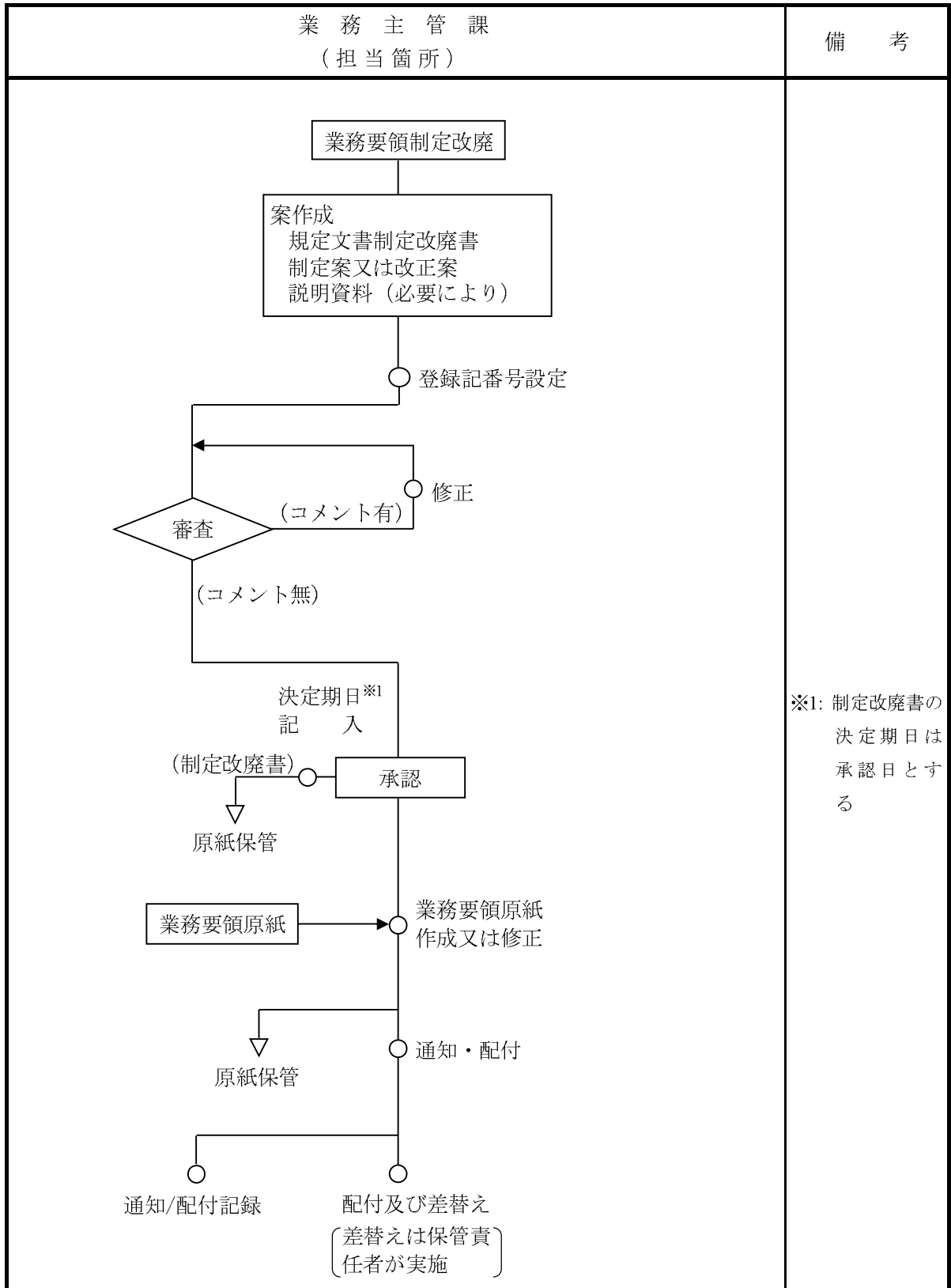
組織名称	分掌業務
コミュニケーション運営グループ	1 原子力立地・周辺自治体との安全協定等に関する事項

第2.2.1.1-3図 本店組織図(3/3)[各グループ分掌事項]



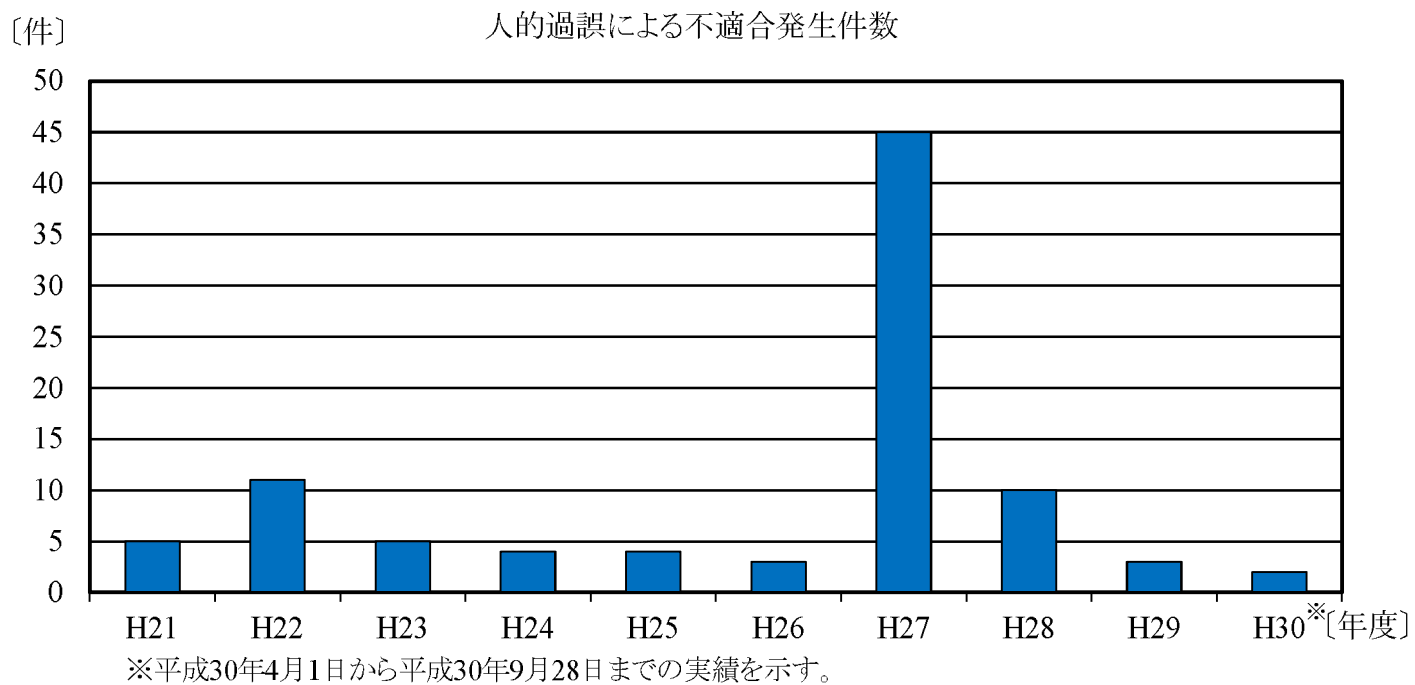
注:安全運営委員会等の会議体にて審議を要する規定文書については、所定の会議体にて審議を行う。

第2.2.1.1-4図 社内マニュアルの管理フロー(1/2) 【規定文書】



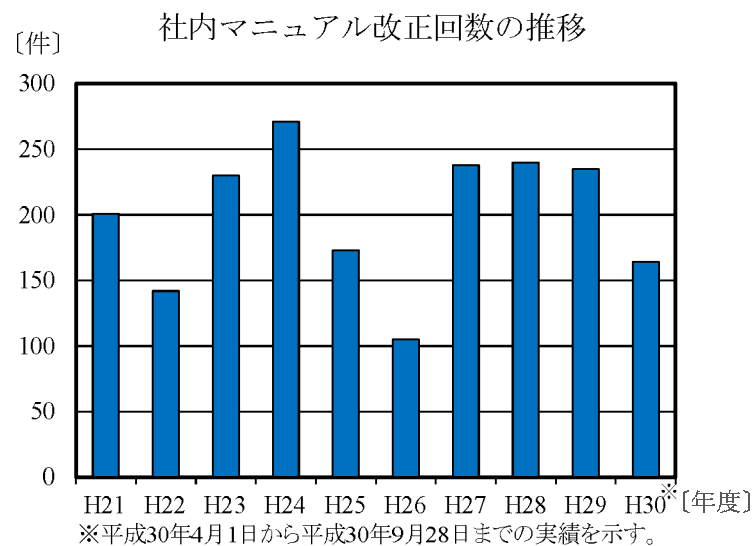
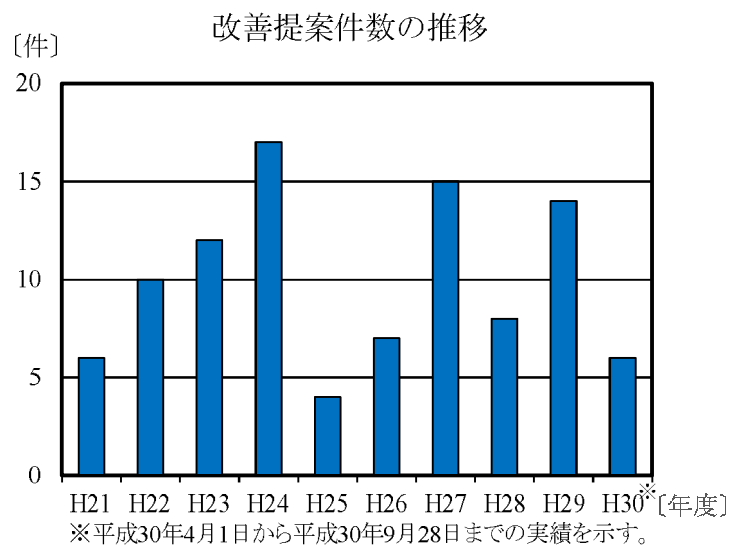
第2.2.1.1-4図 社内マニュアルの管理フロー(2/2) 【業務要領】

年 度	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30 [*]
人的過誤による 不適合発生件数	5	11	5	4	4	3	45	10	3	2



第2.2.1.1-5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の推移

年 度	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30 [※]	合 計
改善提案 件 数	6	10	12	17	4	7	15	8	14	6	99
社内マニュアル 改正回数	201	142	230	271	173	105	238	240	235	164	1999



第2.2.1.1-6図 川内原子力発電所における改善提案件数及び社内マニュアル改正回数の推移

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、運転管理に係る組織・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、川内原子力発電所1号機及び2号機(以下「川内1、2号機」という。)で共通して取り組んでおり、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発電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)及び発電所の運転業務を行う運転員(3交替勤務、当直)と当直業務を支援する管理班(通常時間帯勤務)を配置している。

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

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

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)で構成されている。

施設定期検査期間中は、管理班より選任した定検班（通常時間帯勤務）を管理班課長の管理の下に配置している。定検班は、施設定期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、施設定期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）が支援にあ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、統括責任者（発電所長）の下で対応にあ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、雑固体焼却設備等の廃棄物処理設備についても、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、緊急時対策本部署要員（指揮者等）及び重大事故等対策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

一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充てている。

当直課長は、当直業務の引継ぎにおいて、運転日誌及び当直課長引継簿を用いて運転状況、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。

なお、管理班は当直業務の支援、日常の運転計画、社内マニュアルの見直し等の技術検討の業務を行うこととしている。

このように、運転管理に係る組織及び分掌事項が明確にされ、保安活動を確実に実施できる体制としている。

(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・体制に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

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

運転管理の社内マニュアルに係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、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、施設定期検査等の作業によるプラントの状態変化に備え、各状態においても必要な機能を確保できるよう、社内マニュアルに定め遵守することにより、プラント停止中の安全を確保している。

I パラメータ監視

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

主要なパラメータを第2.2.1.2-3表に示す。

II 巡視点検

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

巡視点検を行う主要な施設等を、第2.2.1.2-4表に示す。

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

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

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

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

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

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

※1: 系統より切り離されている施設とは、可搬設備、代替緊急時対策所設備及び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、点検可能な時期が施設定期検査時となる施設については、施設定期検査ごととする。

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、警報発信時並びに事故・故障時の操作についての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 再循環サンプスクリーンの巡視点検強化

川内2号機第1回届出書のPRAから抽出された追加措置として、平成29年度に再循環サンプスクリーンの巡視点検を強化した。

この結果、事故時の再循環機能の喪失の可能性の低減が図られた。

c. 運転管理に係る教育・訓練

(a) 運転管理に係る教育・訓練の概要

運転管理の教育・訓練に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、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・訓練並びに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図のとおり、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。各教育・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を設けている。

(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、これから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、プラント設計及び原子炉制御等

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

(ロ) 再訓練コース

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

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

ロ 原子力訓練センターにおける教育・訓練

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

運転シミュレータによる教育・訓練は、実機と同じ雰囲気と臨場感の下で、プラント起動・停止の通常操作や事故・故障時の運転操作を体験できるため訓練効果も高く、また重要性も高い。このため、フルスコープシミュレータを活用し、新入社員から当直課長までを対象に運転員の資格レベルに応じたコースや運転操作の際の相互の連携を図る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、事故・故障時の処置等について基礎から応用に至るまでの知識・技能を習得させるために実施している。

(ハ) 運転訓練テクニカルコース

運転訓練テクニカルコースは、当直課長、当直副長及び当直主任を対象に、監督者としての役割、判断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、運転員全員を対象に、事故・故障時における監督者の指揮、命令、判断力の向上及び運転操作の際の直員連携を図ることを目的に実施している。

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、プラント起動・停止操作、定期試験の操作並びに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、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、人的過誤の防止に努めている。

(ロ) 集合教育

集合教育は、運転員として必要な法律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(机上訓練、模擬訓練)を実施している。

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

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

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

ニ 一般・その他研修

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

その他研修として、運転に必要な資格取得や講習の受講を計画的に実施している。

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

ホ 委託運転員に対する教育

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

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

発電課員の教育・訓練に係る運用管理を、第2.2.1.2-6図に示す。

発電課員の教育については、計画、実施、評価、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、「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 「原子力発電所の運転に関する運転員の基本行動(ガイドライン)」を課員へ配付

運転員の更なるパフォーマンス向上及び人的過誤防止を目的に、平成29年度に原子力発電所運転員への要求事項を具現化した「原子力発電所の運転に関する運転員の基本行動(ガイドライン)」を作成し、課員へ配付した。

この結果、運転員のパフォーマンスの更なる向上及び人的過誤の防止が

期待できる。

(3) 運転管理に係る設備改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、設備に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

(4) 運転管理に係る実績指標

a. 設備利用率・発電電力量

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

設備利用率・発電電力量については、平成21年度から平成22年度までは平均的に高い値で推移している。

平成23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、平成24年度から平成26年度にかけては、ゼロで推移している。

平成25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、平成27年11月に川内2号機が通常運転に復帰した。

このため、今回の調査期間が含まれる平成28年度以降は設備利用率・発電電力量が平成22年度以前の水準まで回復し、平均的に高い値で推移している。なお、平成30年度は平成30年4月1日から平成30年8月31日までの実績であり、平成30年4月23日から第22回施設定期検査を実施していることから、設備利用率・発電電力量は低くなっている。

b. 計画外自動・手動トリップ回数

計画外自動・手動トリップ回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平成21年度以降、計画外自動・手動トリップは発生していない。

c. 計画外出力変動*回数

計画外出力変動回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平成21年度以降、計画外出力変動は発生していない。

※:原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、原子炉出力が定格出力の5%を超えて変動した場合をいう。

d. 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平成21年度以降、事故・故障は発生していない。

(5) 運転管理に係る有効性評価結果

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

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

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

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合的な指揮・命令にあたる。 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状況等を報告、連絡する。 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。 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・研修指導にあたる。</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。 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、当直副長の指示に基づき機器の運転監視操作及び巡視点検を行う。 また、当直課長、当直副長を補佐するとともに当直員の指揮・指導にあたる。</p>	<p>当直課長、当直副長の指示、事故・故障時の操作についての社内マニュアル等に基づき安全・迅速な処置を行う。 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。 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 主要パラメータ

主 要 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>[タービン付属設備]</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次冷却設備 ・2次冷却設備 ・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ループ室下部 ・Aループ室上部 ・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ループ室下部 ・Bループ室上部 ・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ループ室下部 ・Cループ室上部

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(1/5)

担当課		巡視点検設備名
防災課	代替緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・代替緊急時対策所用空気浄化系 (ファン及びフィルタユニット) ・代替緊急時対策所加圧設備 (空気ポンペ) ・代替緊急時対策所用発電機
	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	
	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 ・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 ・可搬型エアモニタ ・可搬型よう素サンプラ ・可搬型ダストサンプラ ・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 ・代替緊急時対策所エアモニタ ・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 ・固体廃棄物貯蔵庫内コンテナ ・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 (2/5)

担当課	巡視点検設備名	
原子炉係 保守課		<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 ・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フレキシブルホース ・タンクローリ(可搬型照明含む) ・Aガスサンプリング冷却水屋外放出ライン排水用フレキシブルホース ・窒素ポンベ ・主蒸気逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用フレキシブルホース ・静的触媒式水素再結合装置 ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン窒素供給用フレキシブルホース ・加圧器逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用フレキシブルホース ・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フレキシブルホース ・ディスタンスピース ・原子炉補機海水冷却ライン排水用フレキシブルホース ・接続用中継ユニット ・燃料油貯蔵タンク
	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ド送水用ホース ・Aガスサンプリング冷却水屋外放出ライン排水用フレキシブルホース ・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ホース ・使用済燃料ピットスプレイヘッド
	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ホース ・SG給水用ホース ・可搬型ポンプ出口ライン送水用ホース ・可搬型ポンプ入口ライン給水用ホース ・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ホース
	タンクローリー用ホース 収納箱	<ul style="list-style-type: none"> ・タンクローリー給油ライン接続用ホース

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 (3/5)

担当課		巡視点検設備名	
保 修 課	汽 機 係		<ul style="list-style-type: none"> ・ホイールローダ ・放水砲 ・携帯型通話設備(有線通話装置) ・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 ・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入口ライン放水砲用ホース ・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出口ライン送水用ホース
		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) ・可搬型直流変換器 ・号炉間電力融通ケーブル ・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 ・電気式水素燃焼装置 ・携帯型通話設備
20フィートコンテナ		<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型分電盤 ・号炉間電力融通ケーブル ・予備ケーブル(号炉間電力融通ケーブル) 	

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

担当課		巡視点検設備名	
保 修 課	制 御 係	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位（広域） ・使用済燃料ピット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（非常用DG含む） ・モニタリングポスト（非常用DG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 	
土 木 建 築 課	土 木 係	非常用取水設備	<ul style="list-style-type: none"> ・貯留堰 ・取水口（貯留堰を除く） ・取水路 ・取水ピット
		海水管ダクト	<ul style="list-style-type: none"> ・海水管トレンチ ・海水管ダクト堅坑蓋
		燃料油貯油そう基礎	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料油貯油そう基礎
		燃料油貯蔵タンク基礎	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料油貯蔵タンク基礎
		海水ポンプエリア	<ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプエリア防護壁 ・海水ポンプエリア水密扉 ・防護堤
		屋外タンクエリア	<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

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

担当課		巡視点検設備名	
土木建築課	建築係	原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋本体（障壁※1含む） ・防火扉※2
		原子炉補機建屋 （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 ・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 ・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） ・管理区域外伝ば防止堰
		代替緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> ・代替緊急時対策所本体
		待機所	<ul style="list-style-type: none"> ・待機所本体
		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-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
		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
		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
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 		
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） ・使用済燃料ピット温度、水位（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
・ディーゼル発電機負荷試験	1回／月	第72条
・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
・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
・ほう酸ポンプ起動試験	1回／月	第27条
・電動補助給水ポンプ起動試験	1回／月	第64,83条
・タービン動補助給水ポンプ起動試験	1回／月	第64,83条
・常設電動注入ポンプ起動試験	1回／月	第83条
・安全補機室空気浄化系機能試験	定期検査時	第70条
・主給水隔離弁動作試験	定期検査時	第62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 ・DNB比（限界熱流束比） ・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 当直副長 当直主任 原子炉運転員 タービン電気運転員（初期訓練修了者）	高度な運転技術を習得するとともに、監督者又はリーダーとして判断及び指揮命令能力の向上を図る。 ・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 当直副長 当直主任	運転の監督者的立場にある者に対して、異常の早期発見、判断、指揮命令能力の向上のため、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。受験にあたり、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。受験にあたり重大事故時における状況判断及び採るべき措置の習得を図る。
	SA訓練強化コース	当直課長 当直副長	重大事故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うえで、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、所内電源切替） ・ 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 ・ 実習による必修訓練
	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 当直副長 当直主任 原子炉運転員 タービン電気運転員	当直課長、当直副長、当直主任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）	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	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
	運転員互換教育 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 給電規程等、電力系統運用上の諸要領
	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	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対策要員(運転対応要員)が対応する対応手段を確実に実施できるための手順書の理解及び現場把握に関すること。
	緊急処置訓練※	運転員	<ul style="list-style-type: none"> 各種事故、故障、異常時処置検討 各種緊急時における処置訓練(模擬操作訓練、シミュレータ訓練) 模擬操作訓練結果の反省と今後の検討 (蒸気発生器細管漏えい、1次冷却材喪失、外部電源喪失等)
	保安規定研修	発電課員	<ul style="list-style-type: none"> 保安規定における運転管理、保守管理、放射性廃棄物管理及び燃料管理に関する事項

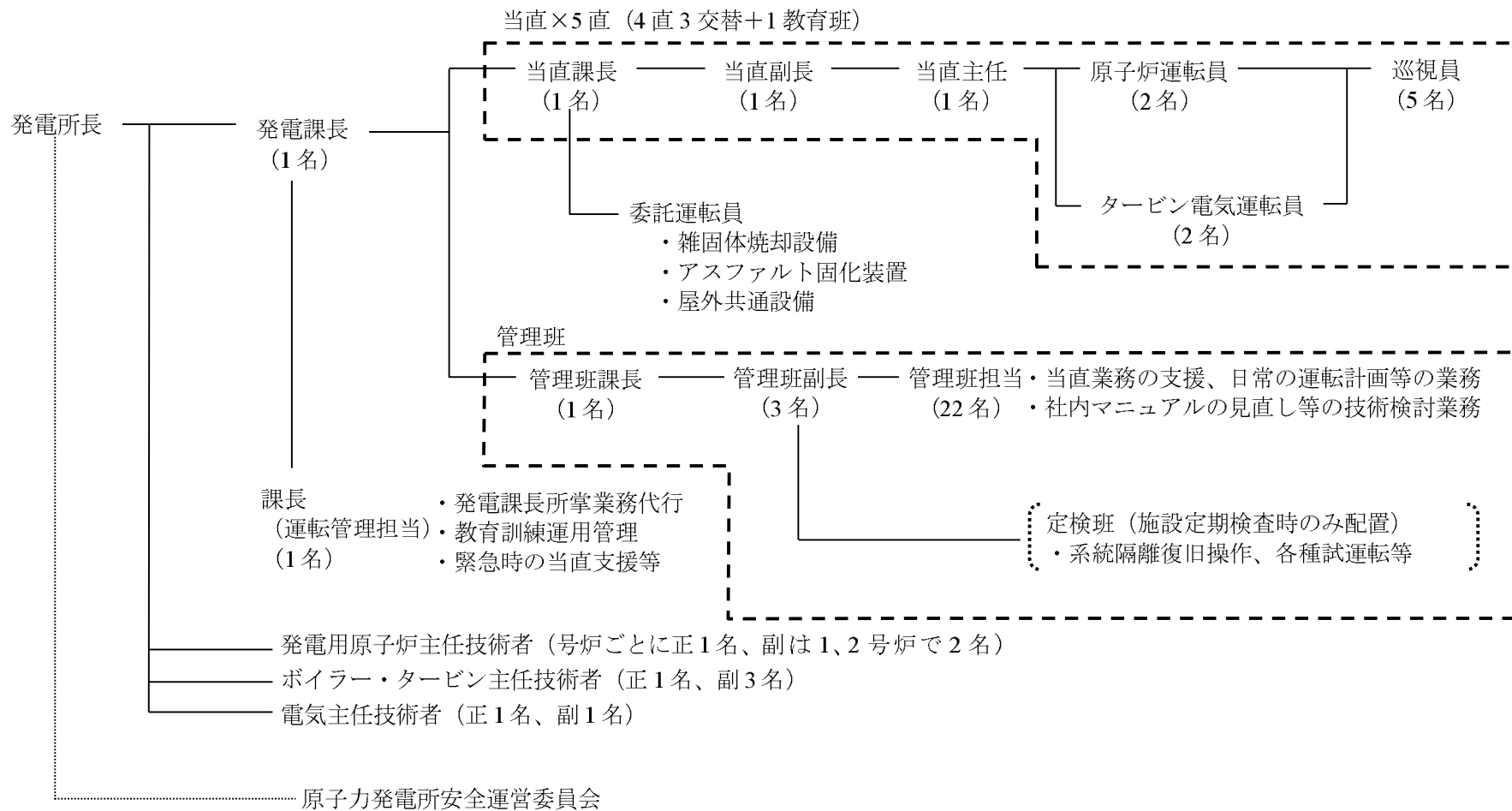
※運転員及び運転対応要員に対する力量の維持向上のための教育訓練を含む。

第2.2.1.2-9表 発電課員の教育・訓練内容(4/4)

研修区分	教育・訓練名	対象者	教育・訓練内容
技 術 研 修	事故防止管理教育	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・国内外プラントトラブル処理の検討 ・防災体制、防災管理のあり方
	作業時操作訓練	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・機器保守作業時の隔離復旧操作要領 ・操作伝票の作成及び使用要領 ・諸連絡、指示及び操作の現場模擬訓練
	直(班)内教育	発電課員	<ul style="list-style-type: none"> ・品質保証活動 ・規定類の制定改廃 ・定検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
	管理監督者教育	当直課長 当直副長 当直主任	<ul style="list-style-type: none"> ・監督者の役割 ・指揮監督能力の向上 ・業務運営管理のあり方
	定期事業者検査に係る教育	検査要領書に定めた体制表に該当する各担当者及び各助勢者	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査の検査目的、対象範囲、判定基準、検査体制、検査手順、不適合管理等
	体系的教育・訓練手法(SAT)を用いた教育	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・知識ベースによる理解度確認 ・技能ベースによるシミュレータ訓練 (SAT : Systematic Approach to Training)

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

保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
8.5.2	<p>是正処置</p> <p>(平成29年度 第1回保安検査) 不適合管理の実施状況</p> <p>運転上の制限逸脱の判断に係る事案^{※1} に対する不適合管理の実施状況を確認したところ、「不適合管理基準」に基づき不適合・是正処置報告書を作成し再発防止対策を記載しているものの、事案の原因を網羅的に分析していないことが確認されたことから、保安活動の実効性をより確実なものとするため、事案の原因を網羅的に分析し、不適合管理すること。</p> <p>※1 保安規定第71条に基づく外部電源に係るLCO逸脱の判断に係る運用の不備 川内原子力線(外部電源2回線)に対し、独立性を有している人吉変電所から川内火力発電所を経由する外部電源1回線による受電ができなくなったことから、保安規定に定める外部電源の確保に係るLCO逸脱と判断した。 その後、状況の確認作業を継続するなか、この人吉変電所からの外部電源1回線は新鹿兒島変電所を経由することにより受電できていることを確認したことから、LCOを逸脱していないと判断し、同日LCO逸脱を訂正した。 当社の判断について、原子力規制庁に改めて確認したところ、人吉変電所から新鹿兒島変電所を経由し受電する系統は、原子炉設置変更許可や工事計画認可の記載では読み取れないことから、結果的にLCOを逸脱している状態であった可能性があるとの見解が示された。</p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転上の制限逸脱の判断に係る事案の原因を網羅的に分析し、不適合管理するため、「設備」及び「運用」に特化した不適合・是正処置報告書^{※2} を発行した。 ・人的過誤の直接要因の分析手法を参考に、分析対象行為を網羅的に分析した。 ・発電所関係者に対して、「運転基準」、「運転上の制限に係る判断要領」、「技術基準」及び「異常時通報連絡処置要領」の改正内容を周知した。 ・発電課関係者に対して、「運転上の制限に係る判断要領」等の改正内容について周知教育した。 <p>※2 系統運用部門及び川内火力における対応についてそれぞれで規定する社内マニュアルを改正したことを確認するとともに、川内原子力発電所における対応について「運転基準」「発電課運転上の制限に係る判断要領」「技術基準」「異常時通報連絡処置要領」を改正した。</p>	<p>「是正処置」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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 2.2.1.2-1 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

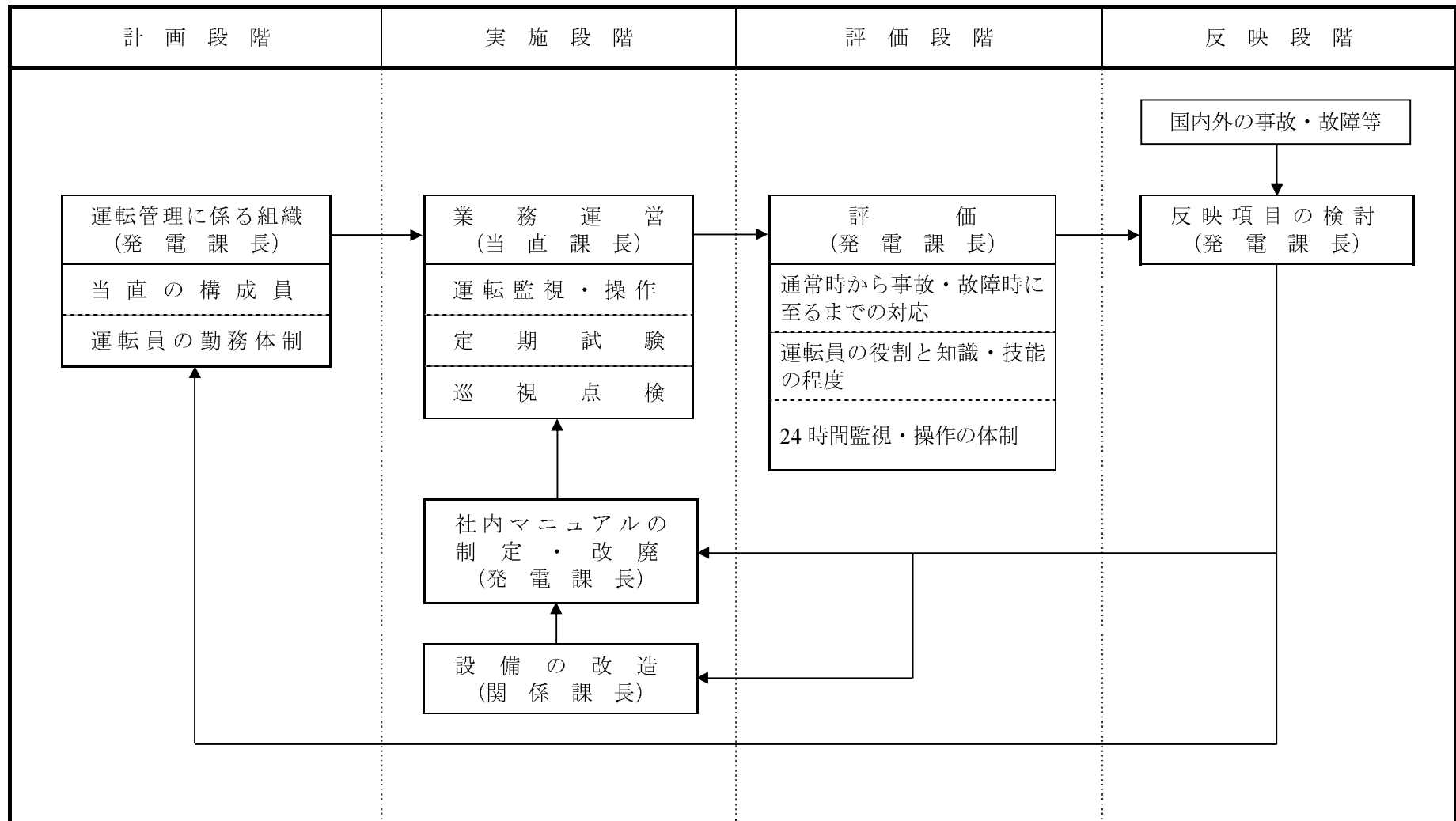
1/2直：8：00～22：20

明：夜勤明け

休：休み

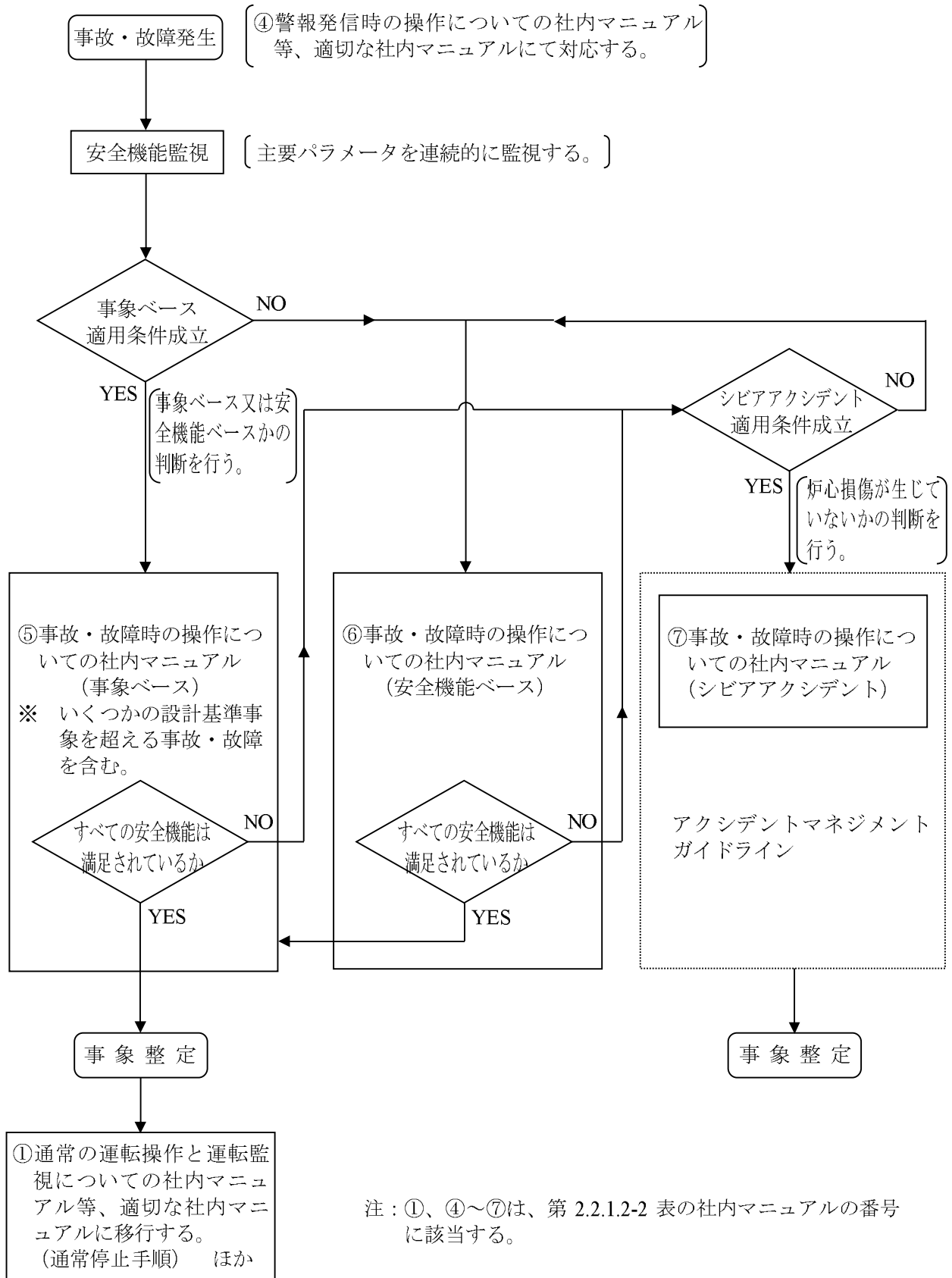
K：教育班

第2.2.1.2-2図 運転員の勤務体制

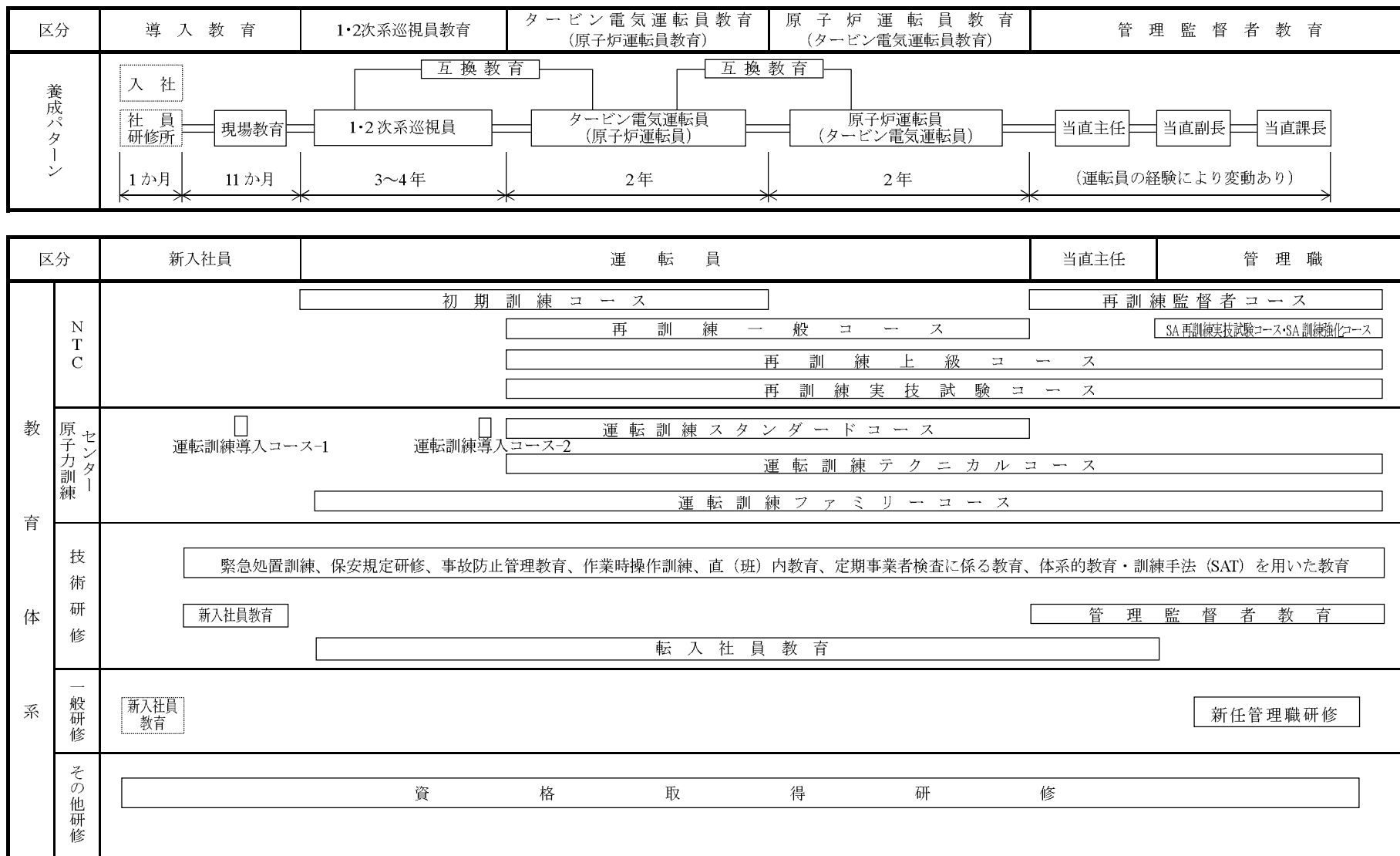


注：() 内は、主管を示す。

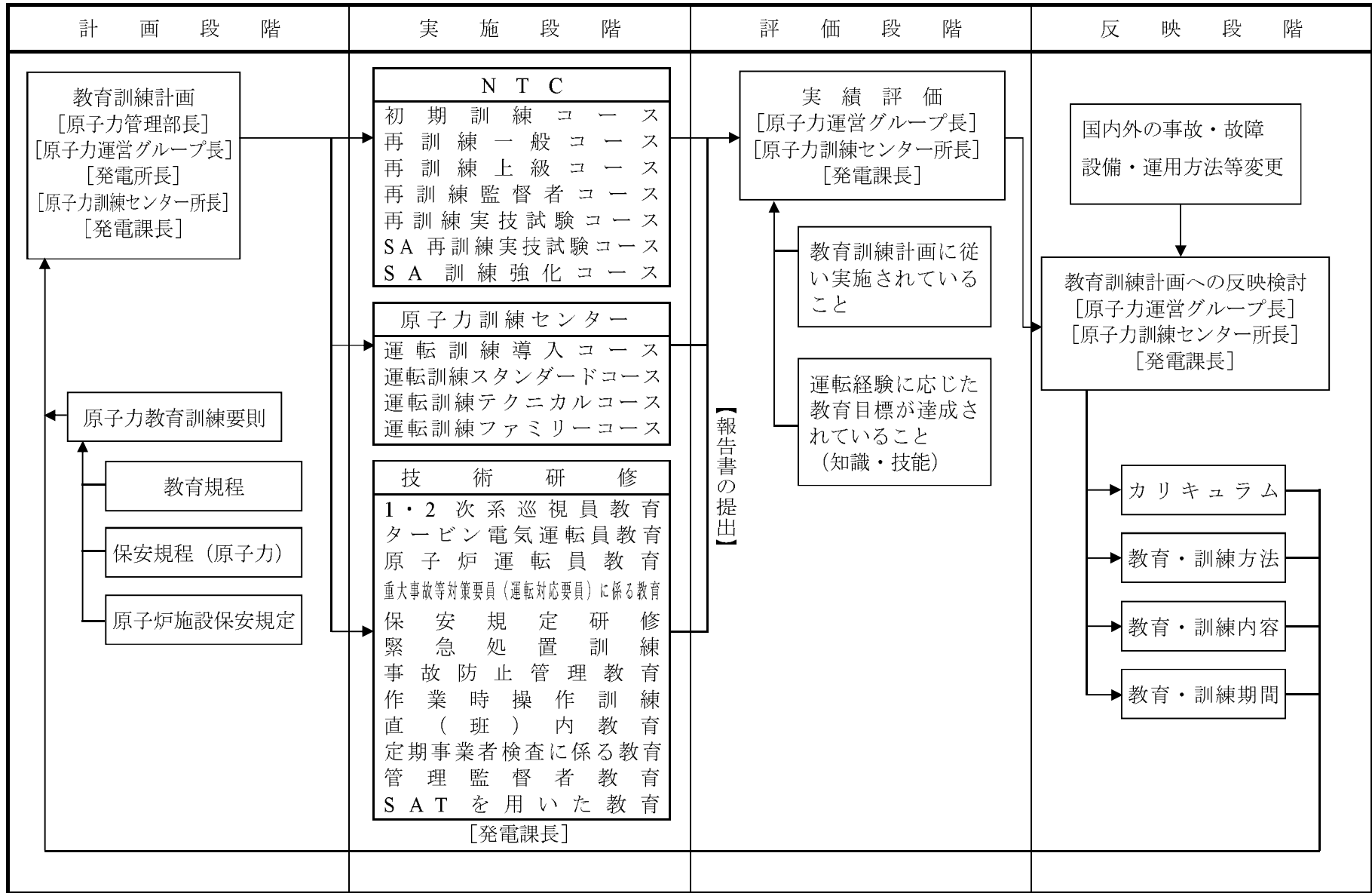
第2.2.1.2-3図 運転体制の改善に係る運用管理フロー



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

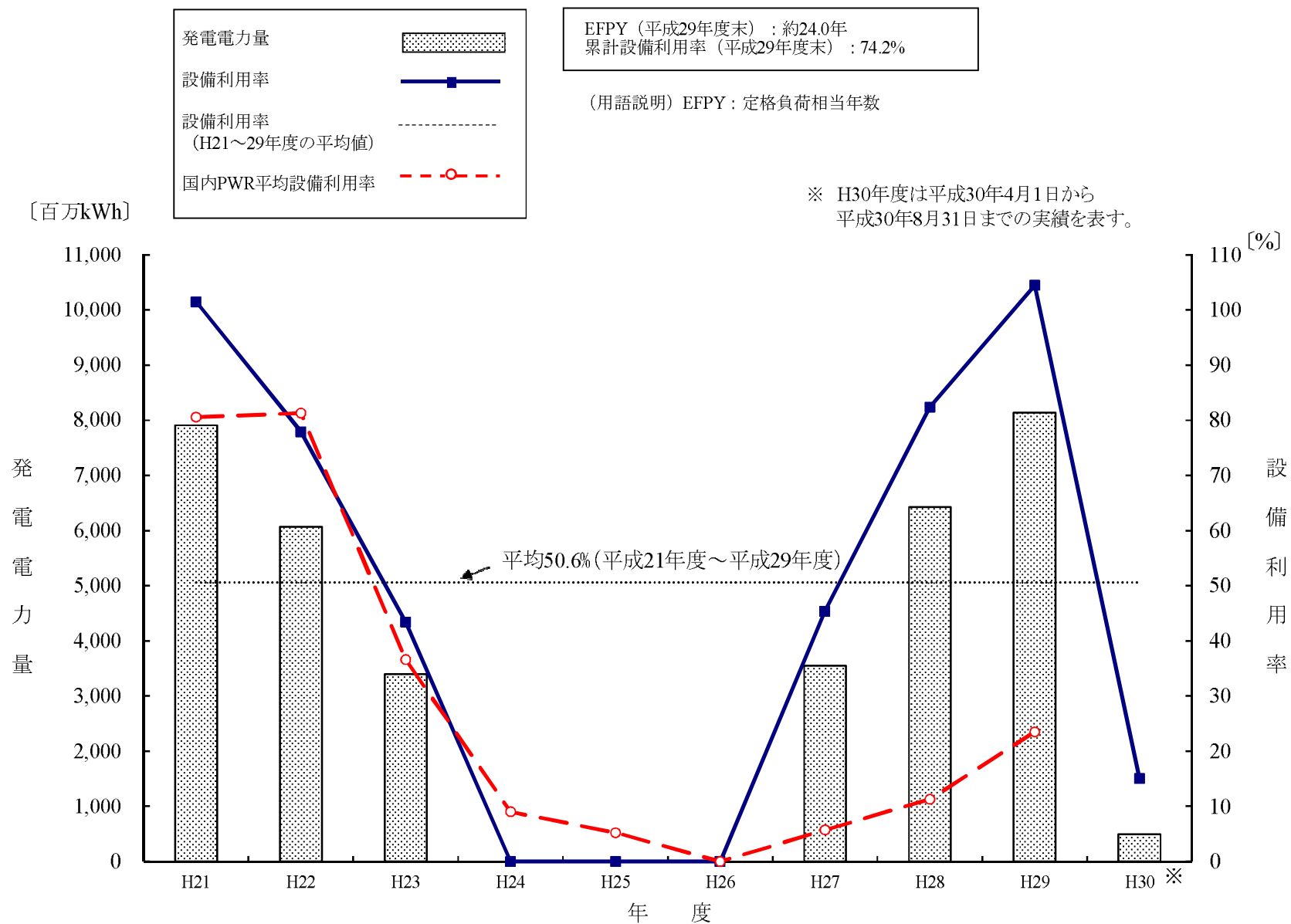


第2.2.1.2-5図 運転員の養成計画及び体系



注：[] 内は、主管を示す。

第2.2.1.2-6図 発電課員の教育・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 保守管理

(1) 目的

原子力発電所の保守管理においては、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) 保守管理に係る仕組み及び改善状況

a. 保守管理に係る組織・体制

(a) 保守管理に係る組織・体制の概要

保守管理の組織・体制に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、第2.2.1.1-2図に示すとおり、保守課において原子炉施設の改良、保守に関する事項を実施し、土木建築課において土木、建築設備の改良、保守に関する事項を実施している。

また、保守管理に係る業務は、第2.2.1.3-1図に示すとおり、所掌範囲や権限を明確にしている。

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、保守管理に係る組織及び分掌事項が明確にされ、保安活動を確実に実施できる体制としている。

(b) 保守管理に係る組織・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 保守課副長職位の増置

平成30年1月に保守課副長を1名増置した。

この結果、保守管理に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。

b. 保守管理に係る社内マニュアル

(a) 保守管理に係る社内マニュアルの概要

保守管理の社内マニュアルに係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、設備の健全性を確保し、信頼性を維持向上させるため、保守管理に係る要求事項や業務手順等は社内マニュアルに定め、以下に示す保守管理を実施している。

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。
(第2.2.1.3-2図参照)

イ 保守管理に関する要求事項

保守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、工事計画認可、工事計画届出及び規制当局により発出された指示や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、それに基づき保守管理を実施している。

保守管理の基本となる民間規格として、JEAC4111及び「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209-2007)を適用し、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 保守管理の実施方針・目標

保守管理活動の実施に当たっては、社長が定める第2.2.1.3-3図に示す保守管理の実施方針を受けて、原子力管理部長が保守管理目標を定め、その達成状況について、保守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

保全を実施するために必要な保全プログラムを策定するため、保全の対象範囲について保全計画、点検・補修等の結果の確認・評価の方法について具体的な実施手順を定めている。また、不適合管理、是正処置及び予防処置についてはそれぞれのQMS文書に基づき実施している。

(イ) 保全の対象範囲の策定

原子力発電施設の中から、保全の対象範囲を策定する。

(ロ) 保全重要度の設定

保全の効果的な遂行のために、原子力発電施設の適切な単位ごとに保全重要度を設定する。

(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、保全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。

(二) 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
- ・ 補修、取替え及び改造計画
- ・ 特別な保全計画

保全計画の策定に当たっては保全重要度を勘案し、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

原子力発電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している。

なお、点検計画の策定に当たっては、保全の重要度等を考慮し、発電施設の適切な単位ごとに、時間基準保全、状態基準保全、事後保全の方式のうち、適切な方式を選択する。

II 補修、取替え及び改造計画の策定

補修、取替え及び改造を実施する場合、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、点検・補修等の保全を実施する。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
- ・ 工事管理
- ・ 点検・補修等の結果の記録

(ヘ) 点検・補修等の結果の確認・評価

I 点検・補修等の結果の確認・評価

仕様書にて受注者に要求した点検・補修等について、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する。

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

- ・ 施設定期検査及び定期事業者検査
- ・ 使用前検査
- ・ 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) 保守管理の有効性評価

保全の有効性評価の結果及び保守管理目標の達成度から、定期的に保守管理の有効性を評価し、保守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。

ニ プラント運転中における保守管理

プラントの運転中における保守管理の一環として、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 施設定期検査中における保守管理

原子炉等規制法に基づく施設定期検査は、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。

この施設定期検査の期間中(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設備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2.2.1.3-1表及び第2.2.1.3-4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、浸透探傷試験及び目視試験等により、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、試運転及び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。

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、施設定期検査及び定期点検時にその徴候を把握、評価することにより、要求される性能・機能が基準値を外れる前に予防保全として、計画的な保守を実施している。

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及び他業種を含むその他トラブル情報並びに技術開発の成果等に基づき、施設定期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) 保守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 保守管理の実施方針の見直し

社長は、平成30年6月7日に保守管理の実施方針を見直し、安全上重要な設備のみならず、異常により発電停止に至る可能性がある設備を含めて発電所全体の保全レベルの向上を図る必要があること及び僅かな変化を気付き事項として認識し異常を未然に防ぐ意識を持って点検・巡視を行うことを追記した。また、川内1、2号機の再稼働に続き、玄海3、4号機の再稼働に向けた対応が着実に進んでいることを踏まえ、新規制基準への対応に限定せず発電所設備全体に対する安全対策の観点及び再稼働後の安全・安定運転の継続の観点からの記載とした。さらに、平成30年6月28日の社長交代に伴い、現状の方針を継続した上で改めて保守管理の実施方針が設定された。

これにより更なる保全レベル向上の方針が示された。

ロ 予防保全を目的とした点検・保守を実施する設備の追加に伴う社内マニュアルの変更

再稼働後の設備・機器の運用及び玄海原子力発電所の保安規定審査結果を踏まえ、重大事故等対処設備のうち原子炉下部キャビティ水位及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等について、予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合の措置を追加するため平成30年1月に社内マニュアルを変更した。

この結果、更なる予防保全の充実が図られた。

c. 保守管理に係る教育・訓練

(a) 保守管理に係る教育・訓練の概要

保守管理の教育・訓練に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、保守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、社内及び社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) 保守訓練基礎コース

保守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、保守課員を対象として実施している。

(ロ) 保守訓練保全コース

各種訓練設備を利用した分解・組立及び点検・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、保守課員を対象と

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・組立及び点検・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、補修工事、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

定期事業者検査の実施に関わる担当者及び助勢者を対象に、定期事業者検査の遂行に必要な教育を実施し、確実な検査の実施を図る教育を実施している。

(ハ) 溶接事業者検査に係る教育

溶接事業者検査の実施に関わる保修課員を対象に、確実な検査の実施を図るため、溶接事業者検査の意義、検査項目、運用要領、品質保証活動等の検査全般に関する教育を実施している。

ハ 職場外研修

(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修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並びに検査技術の習得を図る教育を実施している。

(b) 保守管理に係る教育・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 検査要領書の作成時に使用する「定期事業者検査要領書チェックシート」の改訂に伴う係内教育の実施

川内1号機第22保全サイクル定期事業者検査のうち、プラント状態監視設備機能検査に係る検査用計器の一部が記載されていなかった。要領書作成時に、検査対象にアクシデントマネジメント用格納容器圧力計を追加したが、これに使用する当該検査用計器の記載を失念したことが原因であった。再発防止として、検査要領書の作成時に使用する「定期事業者検査要領書チェックシート」の改訂を行い、係内教育を実施するとともに、本事象及び改訂内容について定期事業者検査を実施する検査担当箇所へ周知した。

この結果、検査対象計器を追加した場合の確認事項が明確化された。

ロ 作業安全ルール遵守についての意識付け

平成29年度に作業員の不安全行為を摘出した教育資料を作成し、ルール遵守について、施設定期検査前の定期的な作業安全教育で教育を行った。さらに安全パトロール時に遵守について都度指導を行った。

この結果、作業安全ルールの更なる浸透・定着が図られた。

(3) 保守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。(第2.2.1.3-2表参照)

a. 国内外原子力発電所の事故・故障による設備改善

(a) 蒸気発生器取替

蒸気発生器においては過去に振止め金具(AVB)部にて伝熱管の摩耗減肉が発生している。予防保全のため、第22回施設定期検査時に、蒸気発生器伝熱管損傷対策として、耐食性に優れた伝熱管材料への変更(600系Ni基合金から690系Ni基合金)及び3本組AVB等を採用した蒸気発生器への取替えを実施した。

この結果、更なる長期的な安全・安定運転につながるとともに、伝熱管検査頻度の低減による被ばくの低減が図られる。また、伝熱管施栓補修作業に伴う作業者の被ばく増加を避けることができる。

b. 作業性・保守技術に関する設備改善

調査期間において、作業性・保守技術に関する設備改善は特になかった。

c. その他の設備改善

(a) 発電機負荷開閉装置設置工事

原子力発電所の外部電源については、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を受け、保安規定上の要求が発電所の停止時期(モード外)を含めて2回線から3回線に強化されている。これにより、外部電源受電設備の停止条件が制限され、起動変圧器本体やGISユニット設備の長期停止を

伴う点検保守が著しく困難となっている。このため、第22回施設定期検査時に発電機負荷開閉装置を設置した。これにより、外部電源から主変圧器及び所内変圧器を経て、安全系母線への受電が可能となった。

この結果、外部電源受電システムの信頼性向上が図られた。

(b) 主変圧器冷却器交流制御電源回路の分割

主変圧器冷却器交流制御電源回路はユニット式冷却方式を採用しており、施設定期検査ごとの外観点検の実施、劣化部品の早期交換や制御盤の一式更新等を行うことで予防保全を図ってきた。発電機負荷開閉器設置により、外部電源から主変圧器及び所内変圧器を経て、安全系母線への受電システムが新たに設置されることで主変圧器に対する運用上の重要度が増すことから、第22回施設定期検査時に、交流制御電源回路の分割を行った。

この結果、交流制御電源回路を構成する電気品の単一故障により冷却機能が全喪失する可能性がなくなり、主変圧器の信頼性向上が図られた。

(4) 保守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」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、施設定期検査時における機能検査の結果より、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2.2.1.3-5図に示す。

確認対象の検査概要と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を運転し、モード切替弁が模擬信号により正常に作動することを確認している。また、運転性能を測定し、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の推移に著しい変化がなく、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、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の推移に著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

(c) 主蒸気隔離弁機能検査

模擬入力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。

測定データの推移に著しい変化がなく、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。

測定データの推移に著しい変化がなく、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のないことを確認している。また、アニュラス内の圧力を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データの推移に著しい変化がなく、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。

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。

測定データの推移に著しい変化がなく、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を運転し、モード切替弁が模擬信号により正常に作動することを確認している。また、運転性能の測定を行い、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データの推移に著しい変化がなく、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、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、非常用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非常用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。

測定データの推移に著しい変化がなく、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プラントの運転を行い、各種パラメータを測定し、その測定データ等により判定基準内であることを確認している。

測定データの推移に著しい変化がなく、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

SFP冷却・浄化系を運転し、SFP脱塩塔出口の浄化流量及びSFP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の推移に著しい変化はなく、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2.2.1.3-6図に示す。

設備の不適合は、平成21年度以降低く推移している。今回の調査期間が含まれる平成28年度以降に発生しているものについて、いずれも適切な是正が行われており、再発・類似している事項はないことを確認した。

c. 1次冷却材、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2.2.1.3-7図及び第2.2.1.3-8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り、水質の有意な変動はないことを確認した。

d. 施設定期検査日数

施設定期検査日数の変化と改造工事等の実施内容について確認した結果を、第2.2.1.3-9図及び第2.2.1.3-3表に示す。

第22回施設定期検査は159日であり、予防保全を目的とした蒸気発生器取替え等を計画どおりに行っている。

(5) 保守管理に係る有効性評価結果

保守管理に係る仕組み(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、保守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、保守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2.2.1.3-4表参照)

保守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、保守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。

これらのことから、保守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) 保守管理活動の結果抽出した今後の安全性向上のための自主的な取組み

保守管理に関して、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、発電機保護装置、変圧器保護装置及び系統保護装置取替えを抽出した。

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"> ・非常用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 ・変圧器等の点検

第 2.2.1.3-2 表 主要機器の改造・取替実績

機器、系統名		通常運転 (平成28～30年度)	第22回施設定期検査 (平成30年度)
原子炉本体	原子炉容器		
原子炉冷却系統施設	蒸気発生器		○蒸気発生器取替
	1次冷却材の循環設備		
	化学体積制御設備		
	余熱除去設備		
	非常用炉心冷却設備		
	原子炉補機冷却設備		○海水ポンプ無給水軸受化工事
	主蒸気・主給水設備		
計測制御系統施設			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
放射線管理施設		○簡易型体表面モニタ導入	
放射性廃棄物の廃棄施設		○廃棄体の放射能量測定用演算プログラムの改修	
原子炉格納施設			
蒸気タービン			
その他発電用原子炉の附属施設			○主変圧器冷却器交流制御電源回路の分割 ○発電機負荷開閉装置設置工事
その他		○中央制御室空調用ダンパ操作架台設置工事	○運転シミュレータへの重大事故解析コード(MAAP)導入

第2.2.1.3-3表 定期検査の実施結果の概要(1/2)

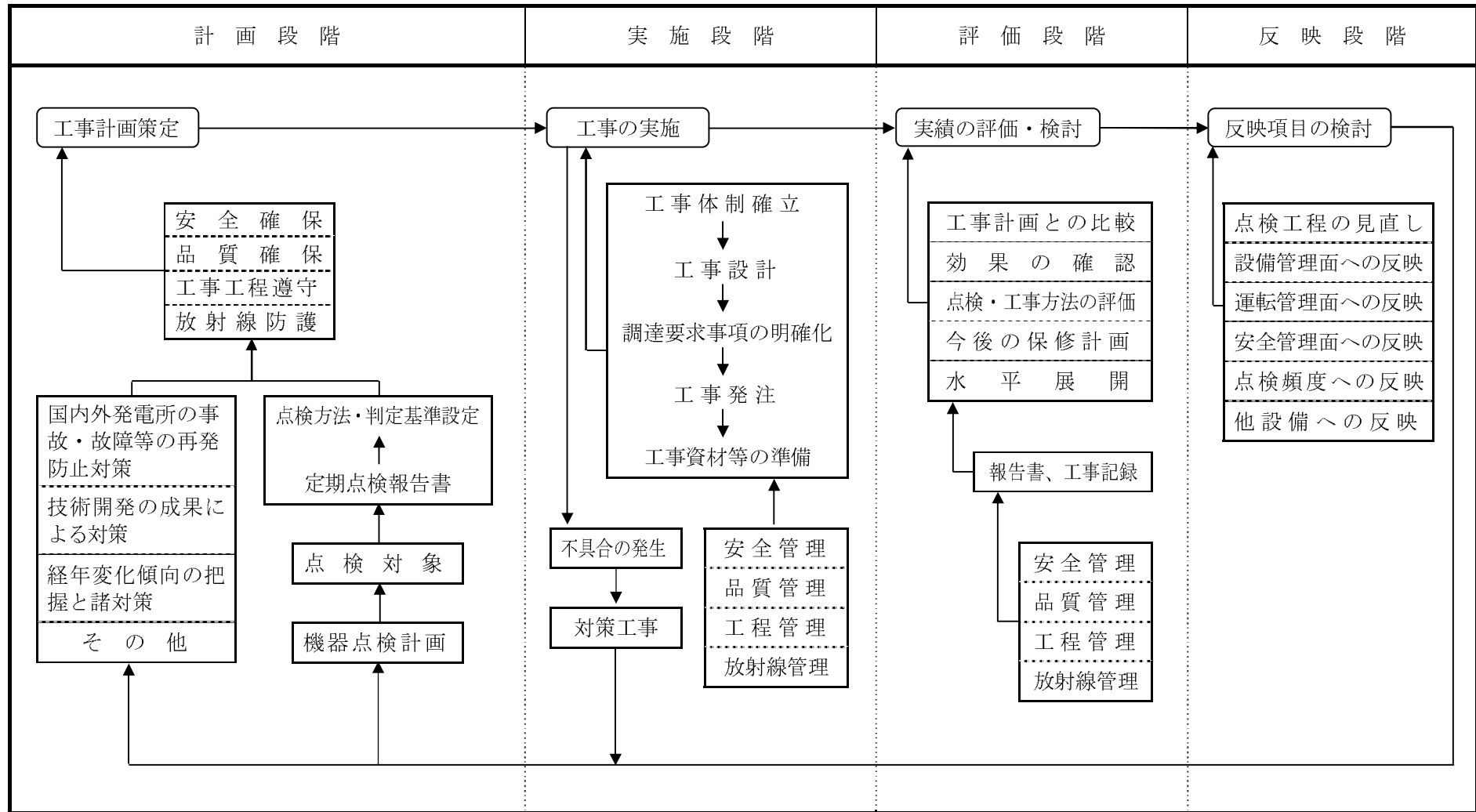
1 定期検査回数		第18回	第19回	第20回
2 定期検査期間	発電機解列	平成20年11月25日	平成22年 4月12日	平成23年 9月 1日
	発電機並列	平成21年 2月28日	平成22年 7月 9日	平成27年10月21日
	定格熱出力到達	平成21年 3月 9日	平成22年 7月19日	平成27年11月 1日
	総合負荷性能検査	平成21年 3月25日	平成22年 8月 4日	平成27年11月17日
	定期検査日数	121日間	115日間	1539日間
3 定期検査の実施状況	平成20年11月25日(解列)から平成21年3月25日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで121日間)で実施した。	平成22年4月12日(解列)から平成22年8月4日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで115日間)で実施した。	平成23年9月1日(解列)から平成27年11月17日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで1539日間)で実施した。	
4 定期検査期間中の主要工事	(1)原子炉容器上部蓋取替工事及び制御棒クラスタ駆動装置取替工事 (2)再生熱交換器取替工事 (3)余熱除去ポンプ吸込ライン取替工事 (4)低温側補助注入ライン取替工事 (5)抽出ライン配管取替工事 (6)蒸気発生器入口管台溶接部計画保全工事	(1)加圧器管台溶接部計画保全工事 (2)加圧器補助スプレイライン取替工事及び加圧器廻り配管取替工事 (3)格納容器再循環サンプスクリーン取替工事 (4)計装用電源装置(安全系)取替工事 (5)蒸気タービン更新工事 (6)主変圧器取替工事 (7)主蒸気流量検出器増設工事 (8)炉外核計測装置盤取替工事及び中間領域計測装置警報動作範囲変更	(1)加圧器スプレイライン取替及び充てんライン取替、撤去工事 (2)重大事故等対処設備ほか設置工事	
5 定期検査中に発見された異常の概要	本定期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2.2.1.3-3表 定期検査の実施結果の概要(2/2)

1 定期検査回数		第21回	第22回
2 定期検査期間	発電機解列	平成28年12月16日	平成30年4月23日
	発電機並列	平成29年 2月26日	平成30年 8月31日
	定格熱出力到達	平成29年 3月 6日	平成30年 9月 8日
	総合負荷性能検査	平成29年 3月24日	平成30年 9月28日
	定期検査日数	99日間	159日間
3 定期検査の実施状況	平成28年12月16日(解列)から平成29年3月24日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで99日間)で実施した。	平成30年4月23日(解列)から平成30年9月28日(総合負荷性能検査)(解列から総合負荷性能検査まで159日間)で実施した。	
4 定期検査期間中の主要工事	特になし	(1)蒸気発生器取替工事 (2)1次冷却材管板厚変更工事 (3)海水ポンプ無給水軸受化工事	
5 定期検査中に発見された異常の概要	本定期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。	

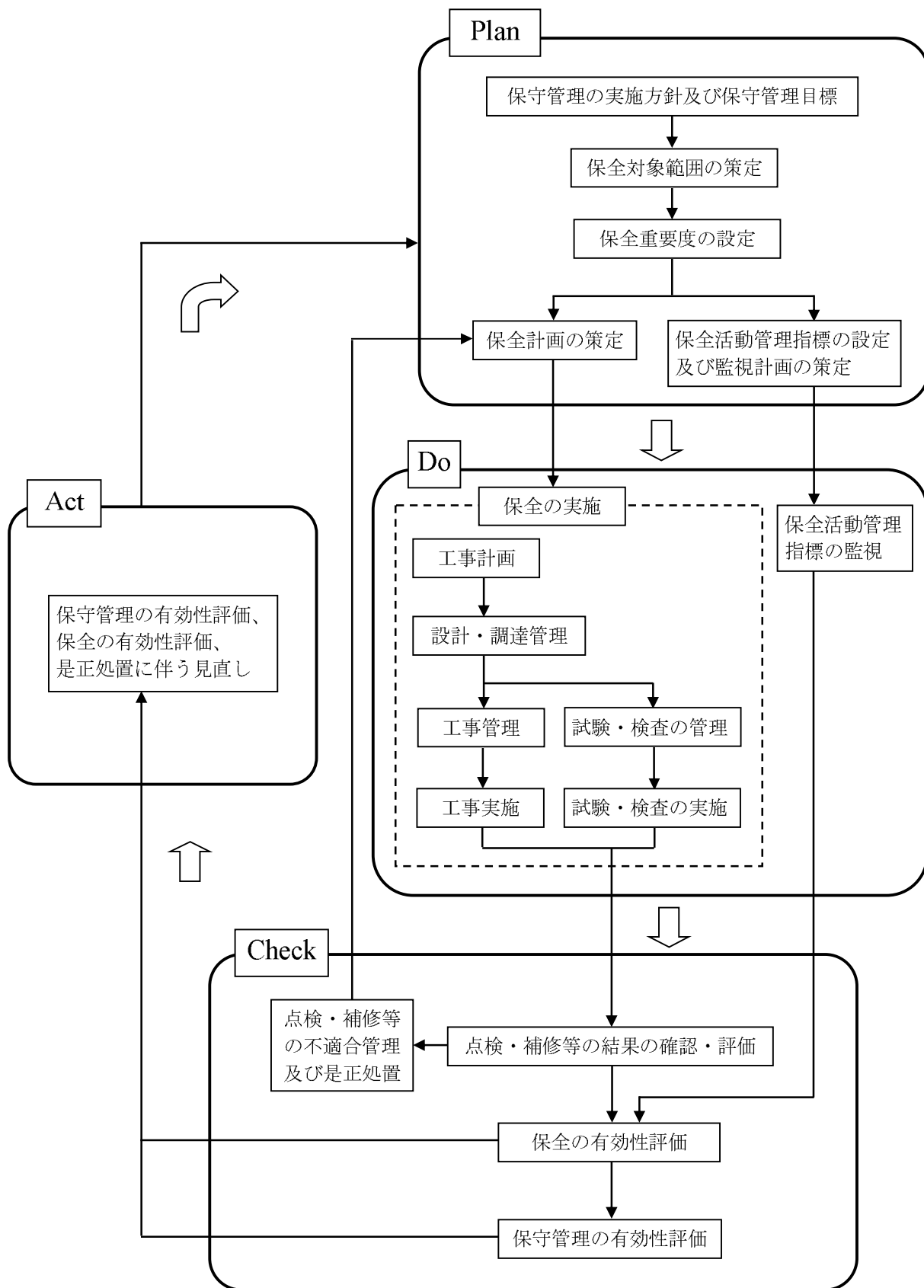
第 2.2.1.3-4 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(保守管理に係るもの)

保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
8.2.3	<p>プロセスの監視及び測定</p> <p>(平成29年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内1号機1B軸受冷却水冷却器の漏えい</p> <p>軸受冷却水補給水量の増加傾向の要因となっている機器を特定するため調査を行った結果、1B軸受冷却水冷却器の内部から漏えいしたものと推定した。 破孔を確認した伝熱管における原因調査の結果、今サイクルにおいて、取水口バースクリーン清掃を行った際に発生した海生生物の破片が、2次系海水系統内に流れたことにより、伝熱管内面(海水側)に傷を発生させ、その傷の状態が進行し、破孔に至ったと推定した。</p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> 川内2号機軸受冷却水冷却器については、第22回施設定期検査にて渦流探傷試験(ECT)を実施した。2C軸受冷却水冷却器にて減肉率が40%を超えた伝熱管は漏えい予防処置として施栓を実施後、真空発泡検査にて漏えいがないことを確認した。また、2A、2B軸受冷却水冷却器の減肉率は40%未満であり、前回施設定期検査時の結果から著しい進行がないことを確認した。 取水口バースクリーンに対する海生生物の付着防止を図るため、取水口廻り塩素注入ライン及び塩素注入頻度を見直した。また、取水口バースクリーンに対する海生生物付着状況及び水位差状況の確認について、「長期点検計画(土木・建築関係設備)」に明確化した。さらに、水中での取水口バースクリーン清掃は、施設定期検査時に清掃することとし、通常運転中に海生生物の著しい付着が確認された場合には、取り外して陸上で清掃できるよう、バースクリーンの固定方法を見直した。 	<p>「プロセスの監視及び測定」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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 保守管理の運用管理フロー



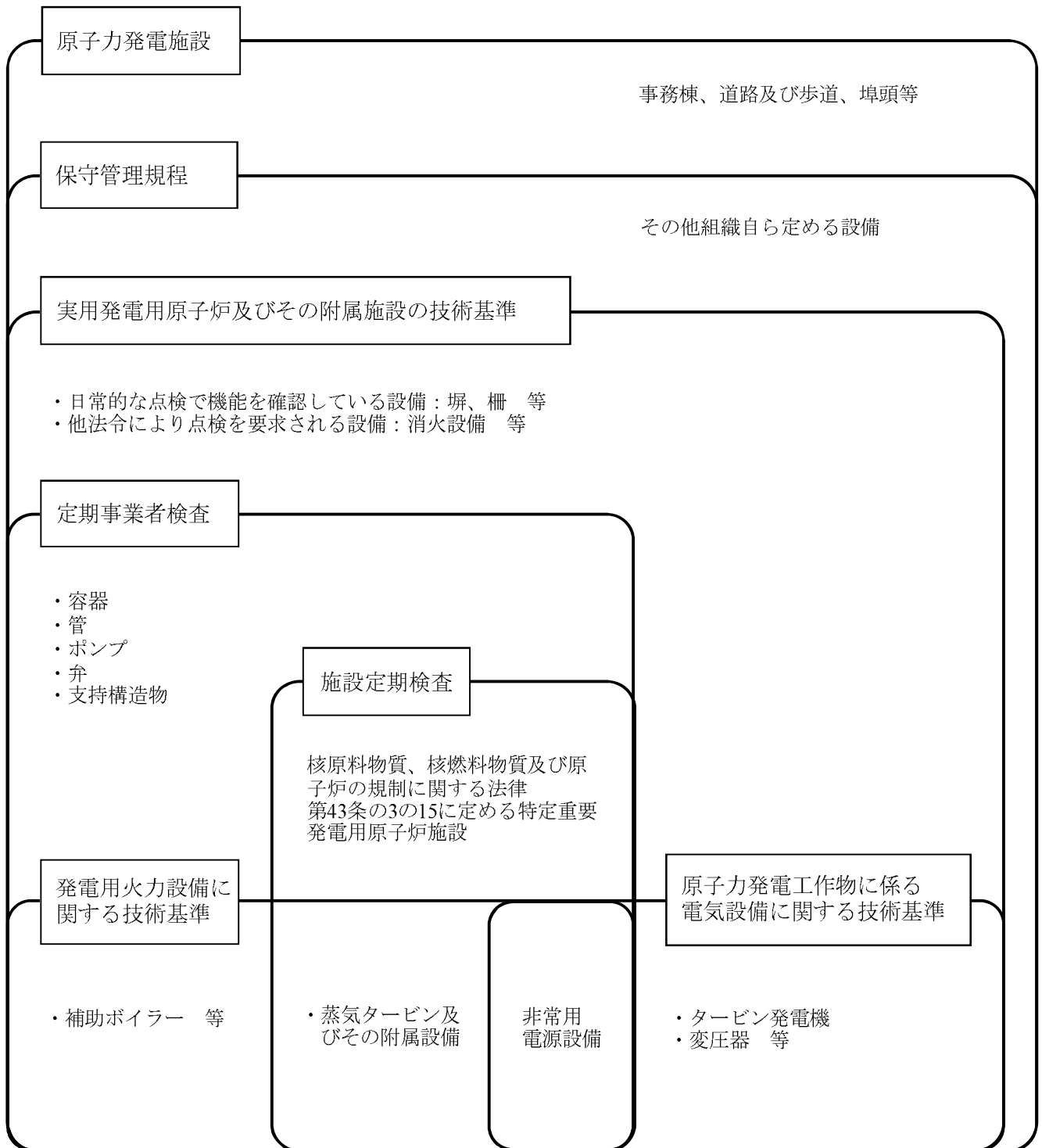
第2.2.1.3-2図 原子力発電所の保守管理の実施フロー

保守管理の実施方針

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

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

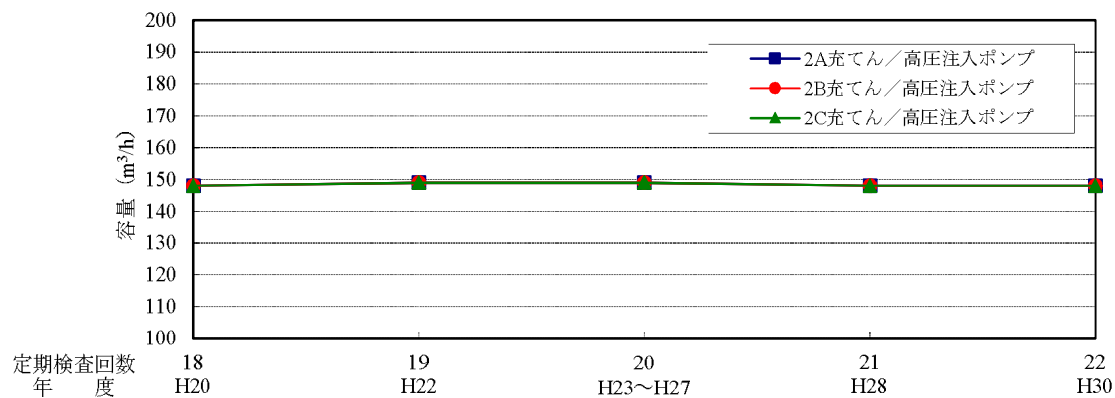
平成30年6月28日
九州電力株式会社
代表取締役社長執行役員
池辺 和弘



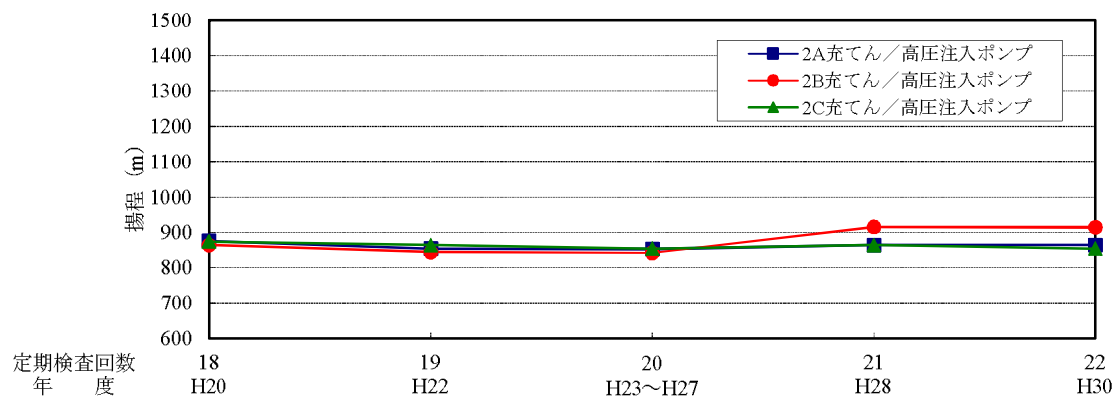
第2.2.1.3-4図 保全の対象範囲

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 】



【 充てん／高圧注入ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 147m³/h以上

揚程 732m以上

<評価>

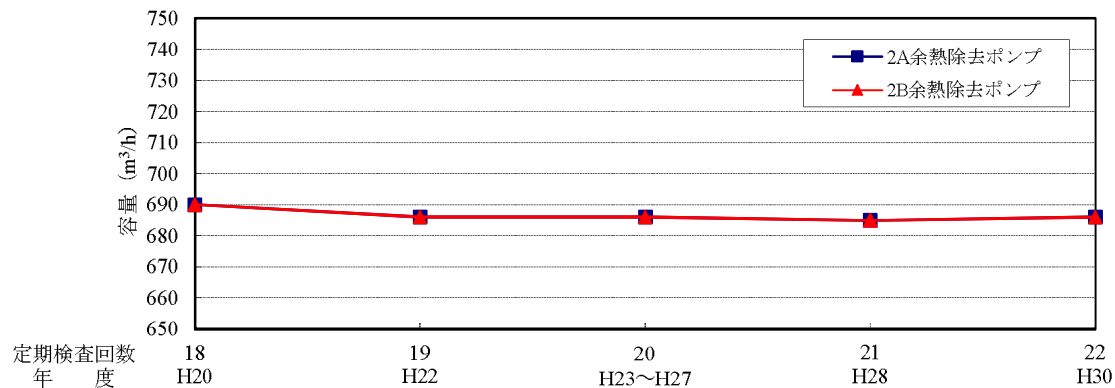
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：容量は、各定期検査において2A、2B、2Cとも極めて近い値であり、グラフ上では重なっている。

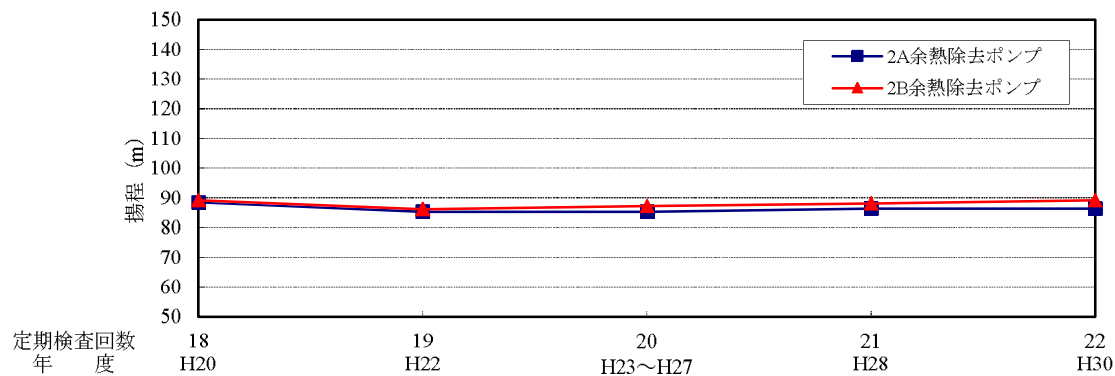
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(1/12)

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 】



【 余熱除去ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 681m³/h以上

揚程 82.4m以上

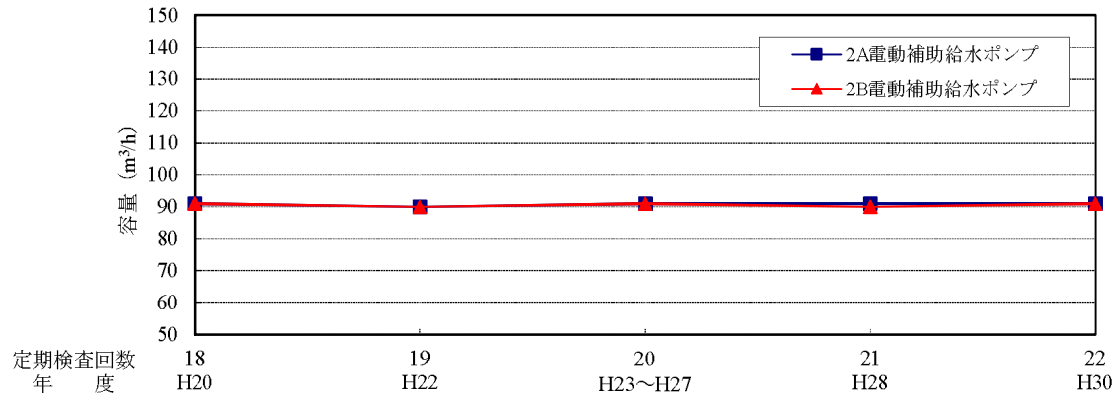
<評価>

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。

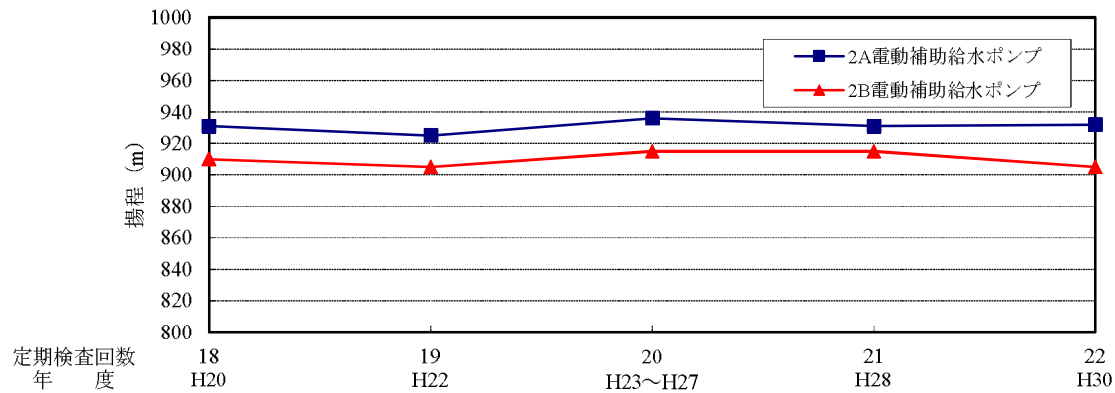
注：容量は、各定期検査において2A、2Bとも極めて近い値であり、グラフ上では重なっている。

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 】



【 電動補助給水ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 90m³/h以上

揚程 900m以上

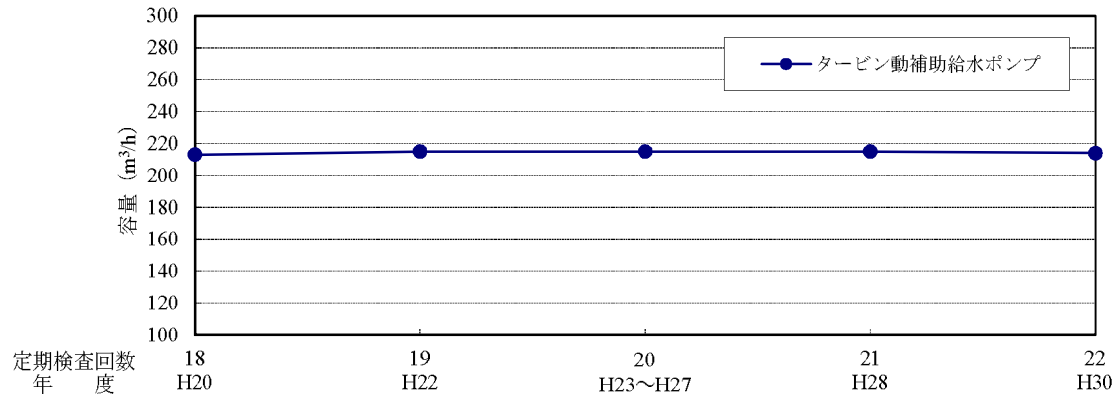
<評価>

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。

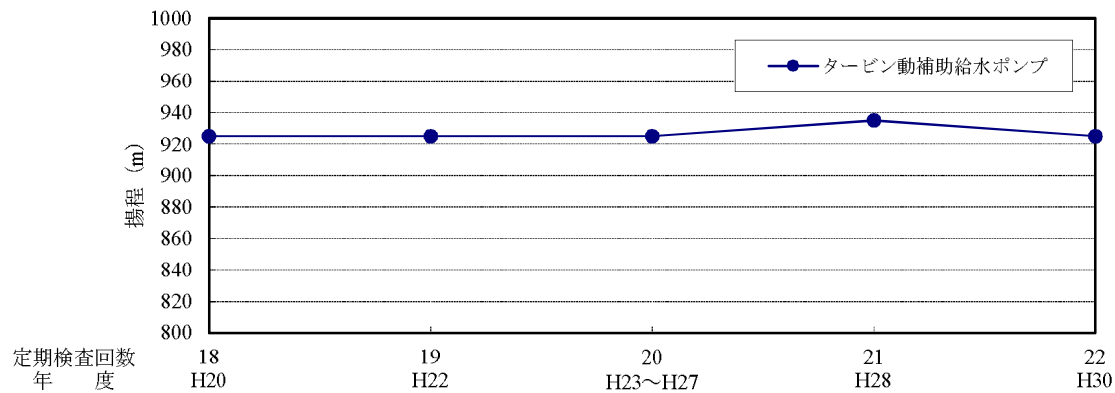
注：容量は、各定期検査において2A、2Bとも極めて近い値であり、グラフ上では重なっている。

検査名：補助給水系機能検査（2/2）

【 タービン動補助給水ポンプ 容量 】



【 タービン動補助給水ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 210m³/h以上

揚程 900m以上

<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2.2.1.3-5図 定期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

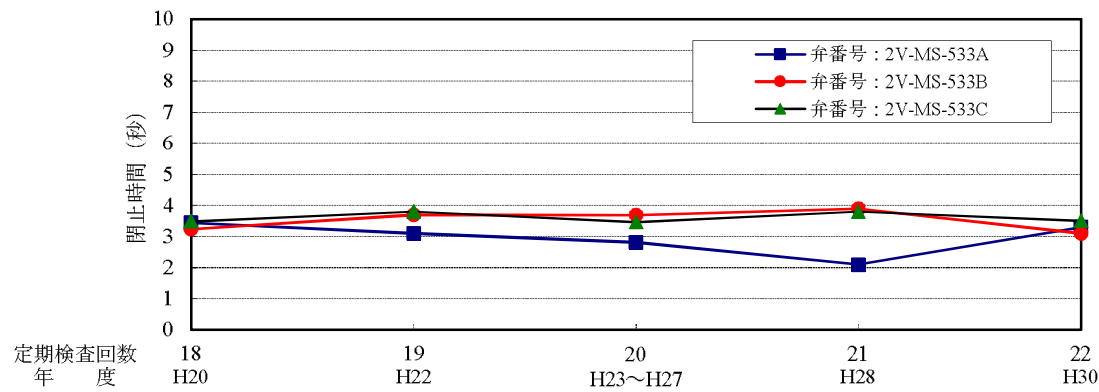
閉止時間

5秒以内

<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2.2.1.3-5図 定期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

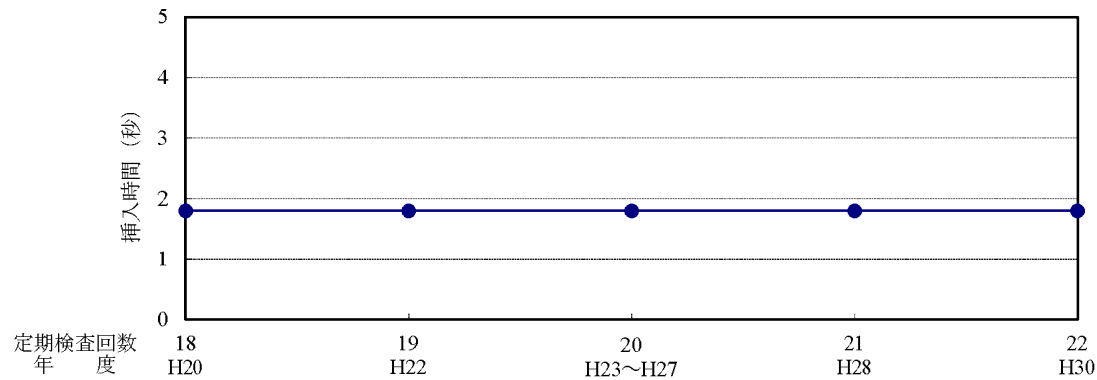
挿入時間

2.5秒以下

<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2.2.1.3-5図 定期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）

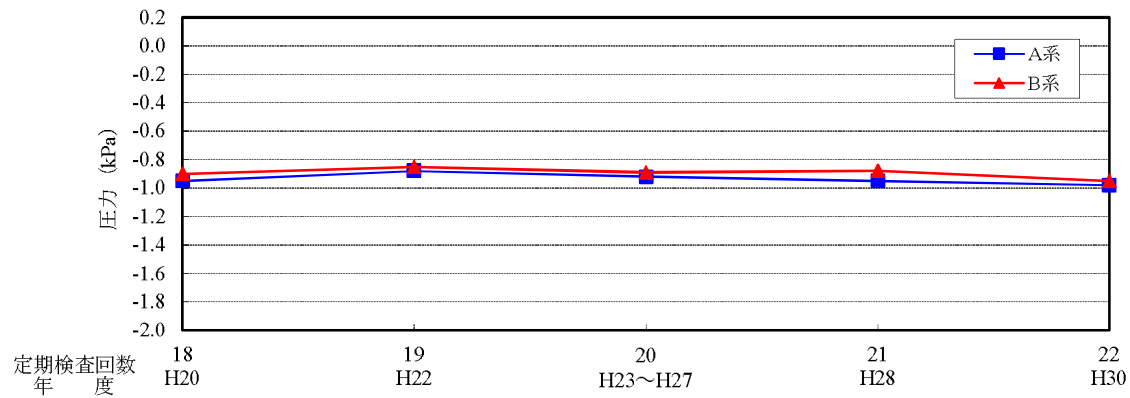
判定基準

アニュラス内部圧力
0kPa未満

<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。

【 アニュラス内部圧力 】

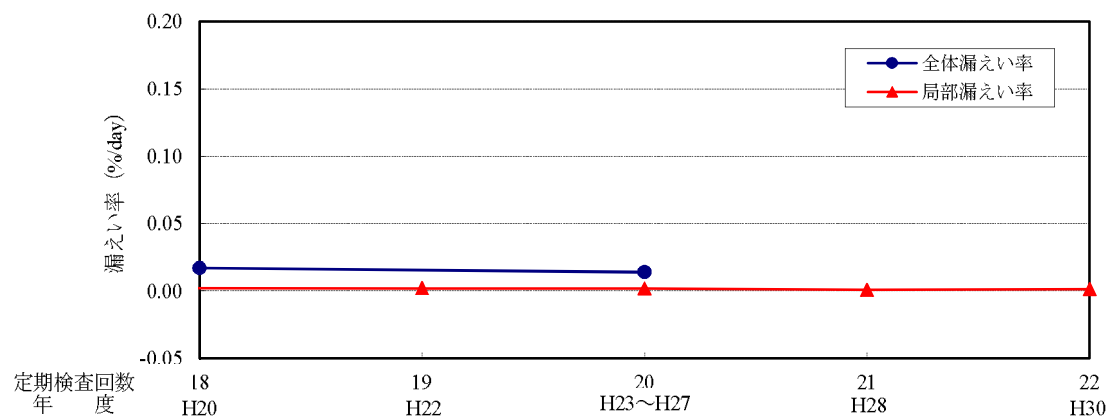


2.2.1-155

第2.2.1.3-5図 定期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）

【 原子炉格納容器 漏えい率 】



判定基準

漏えい率
(全体)

0.045%/day以下（第18回）

0.08%/day以下（第20回）

(局部)

0.04%/day以下（第19~22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。

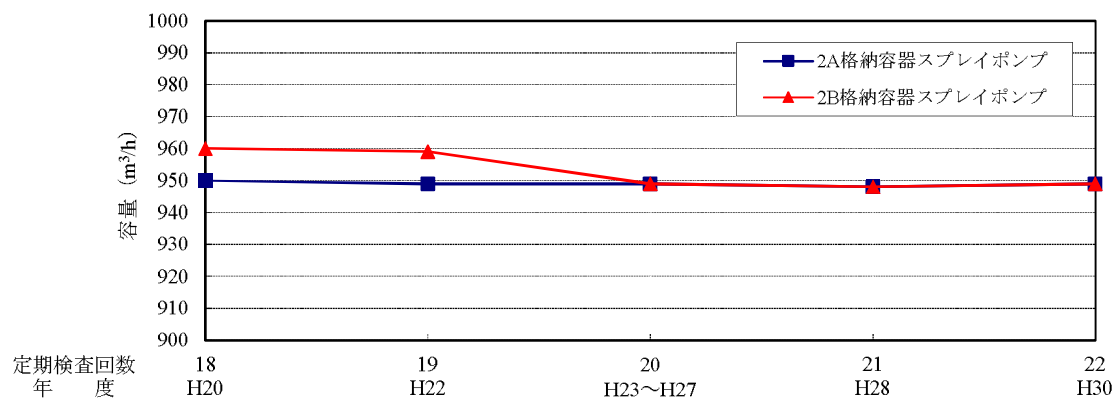
注：原子炉格納容器漏えい検査のうち全体漏えい率検査は、3定期検査ごとに実施している。

なお、第20回は停止期間が長期に渡ったため、再検査にて全体漏えい率検査を実施。また、従来局部漏えい率検査の一部範囲を全体漏えい率検査に変更して実施。

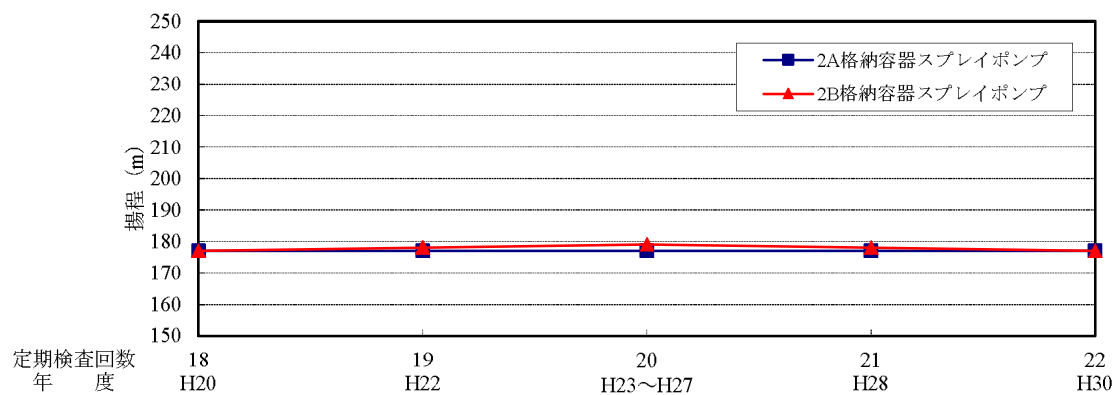
左図において、第18回以前の局部漏えい率のグラフは第17回の結果 2.38×10^{-3} %/dayを考慮して作図している。

検査名：原子炉格納容器安全系機能検査（1/1）

【 格納容器スプレィポンプ 容量 】



【 格納容器スプレィポンプ 揚程 】



判定基準

容量 940m³/h以上

揚程 170m以上

<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2.2.1.3-5図 定期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）

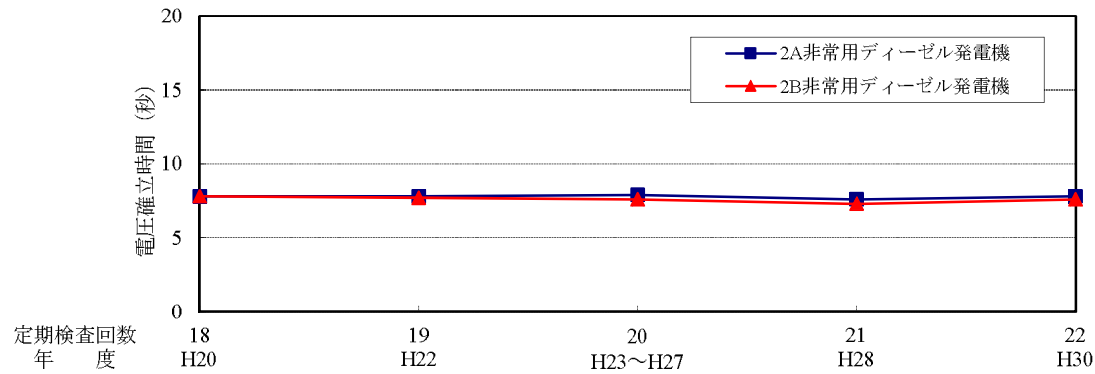
判定基準

電圧確立時間
10.0秒以内

<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。

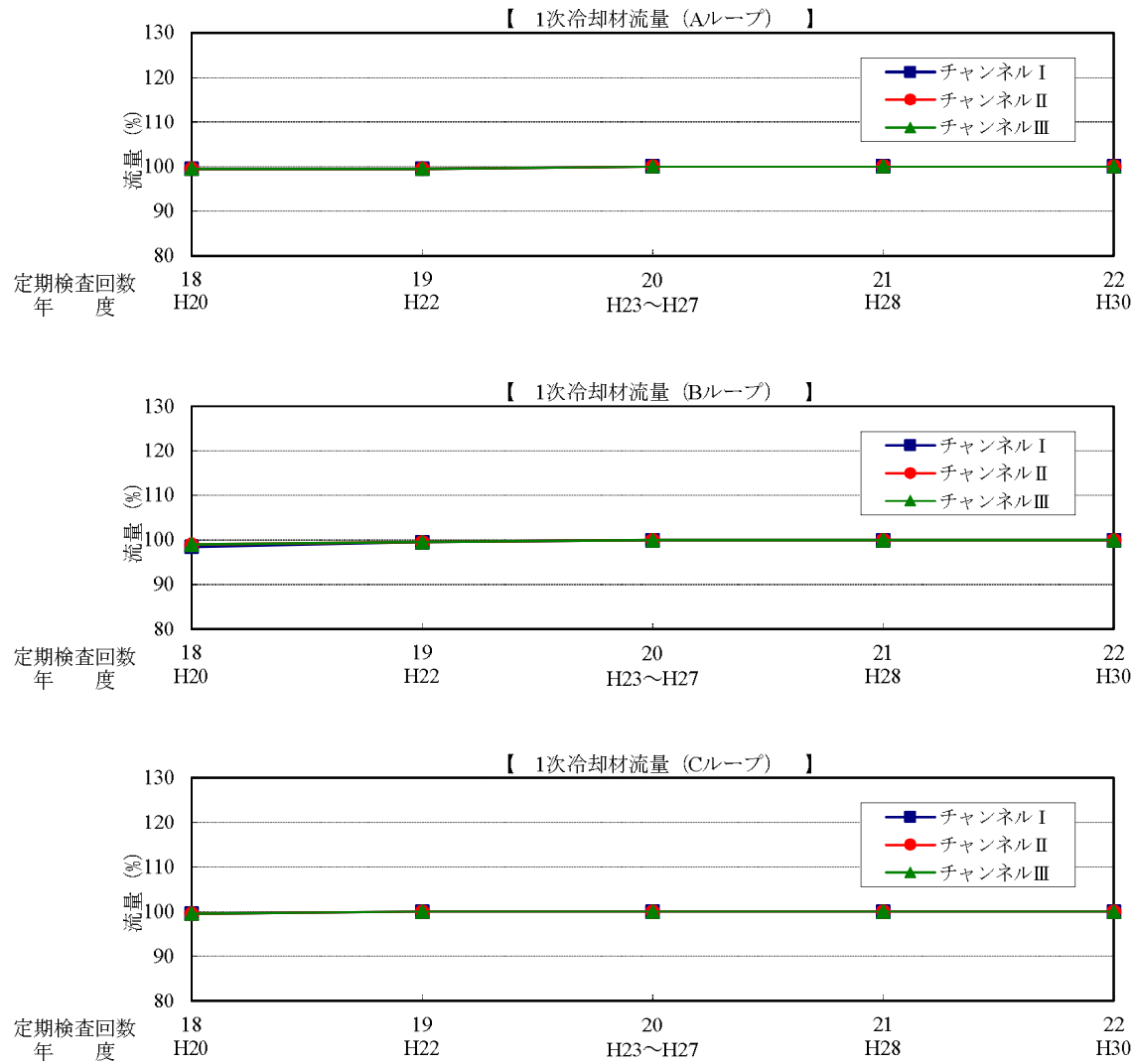
【 非常用ディーゼル発電機 電圧確立時間 】



2.2.1-158

第2.2.1.3-5図 定期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%以上 (第18~20回)
90.4%以上 (第21、22回)

<評価>

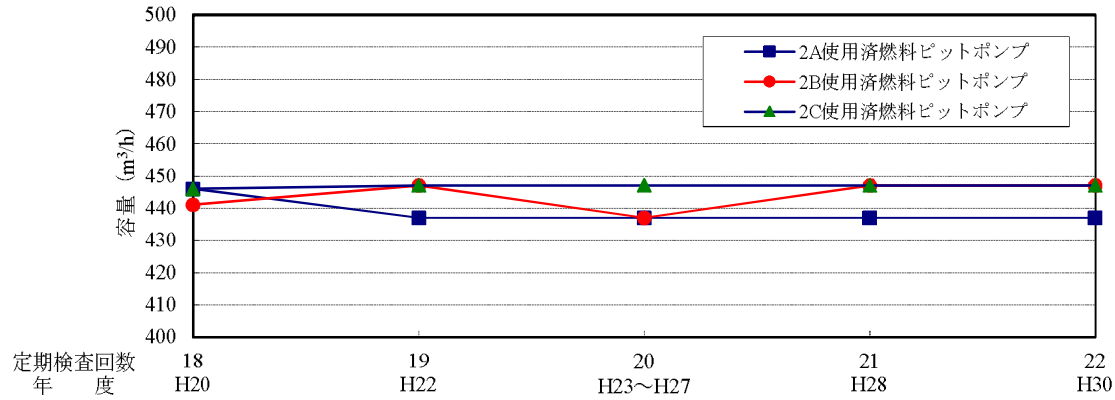
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注：1次冷却材流量 (Aループ、Bループ、Cループ) は、各定期検査においてチャンネル I、II、IIIとも極めて近い値であり、グラフ上では重なっている。

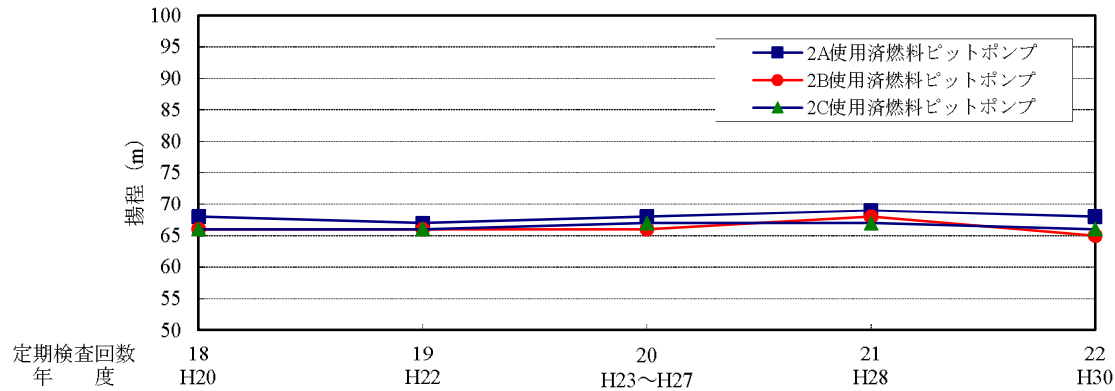
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(11/12)

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

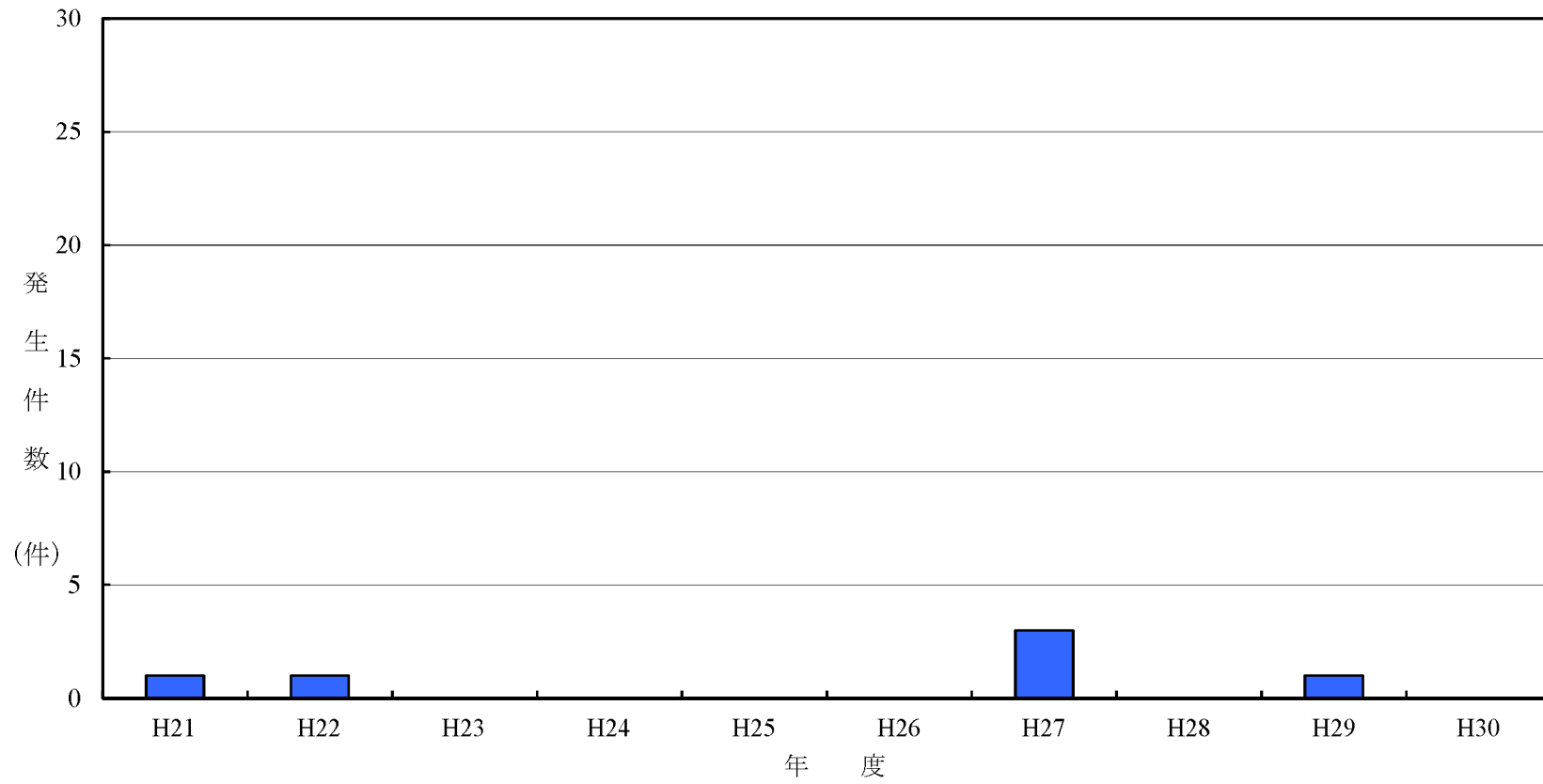
容量 430m³/h以上

揚程 65m以上

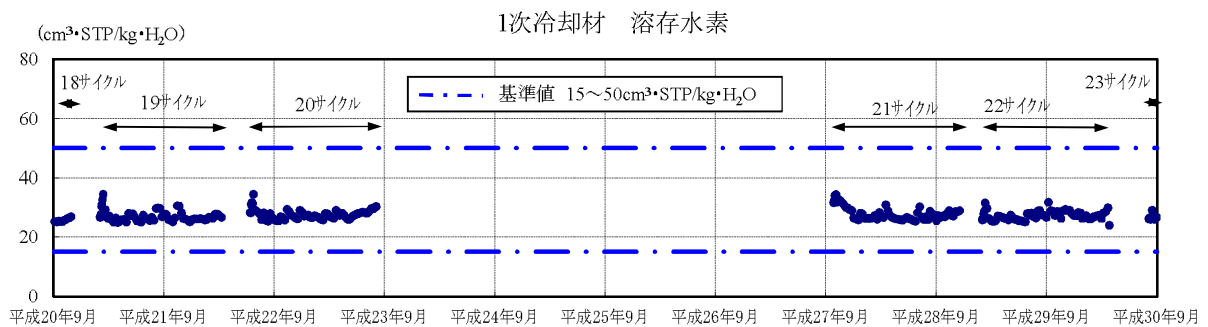
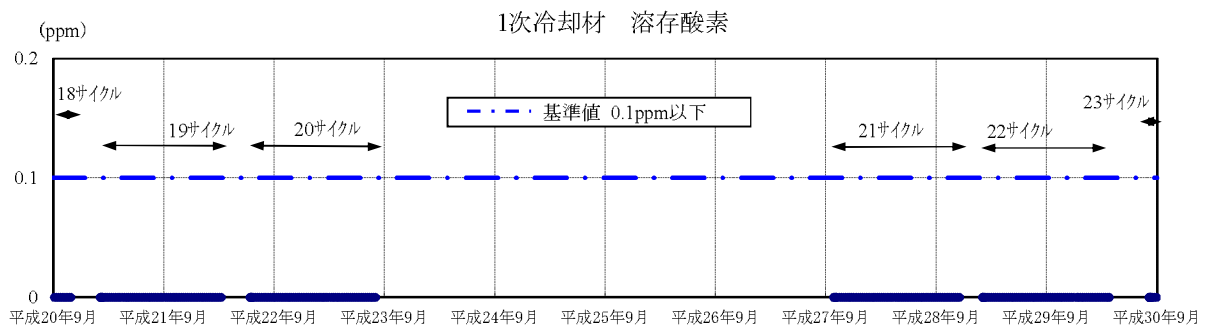
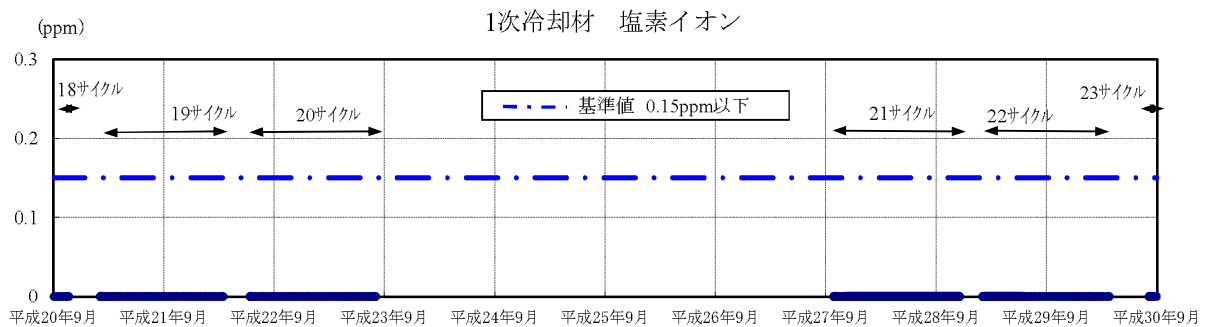
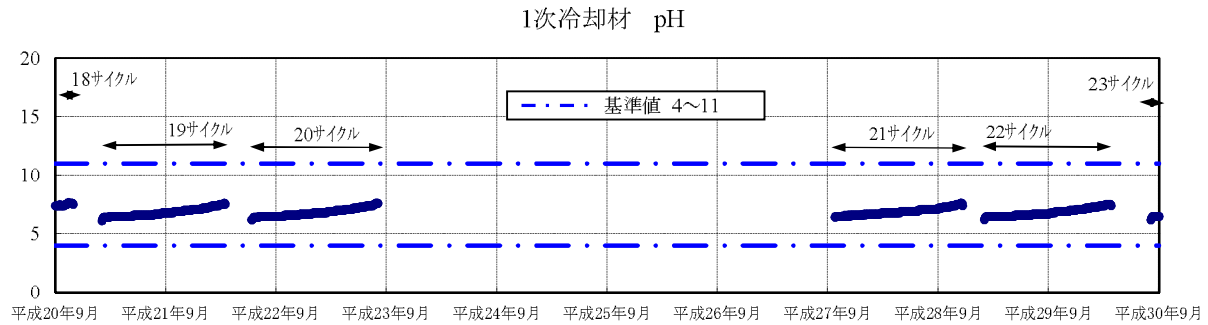
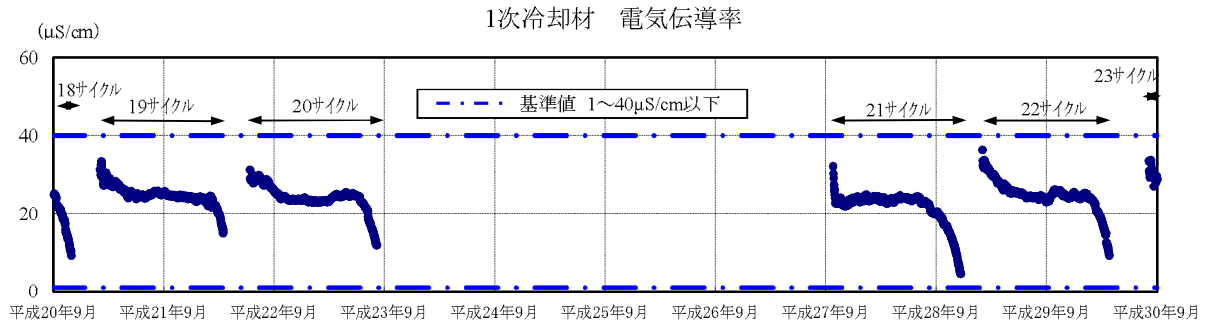
<評価>

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。

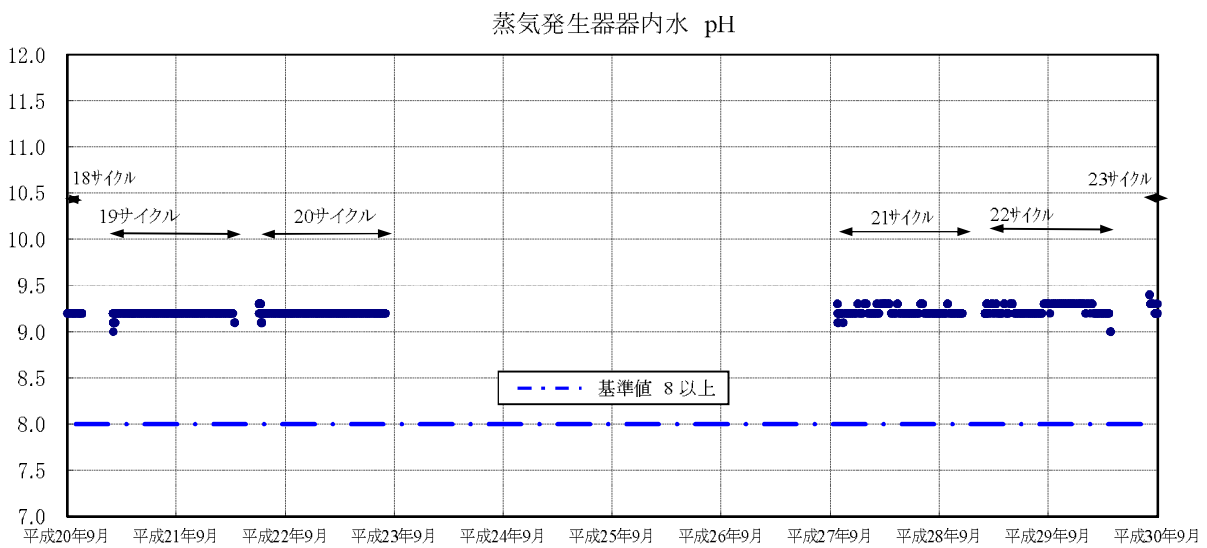
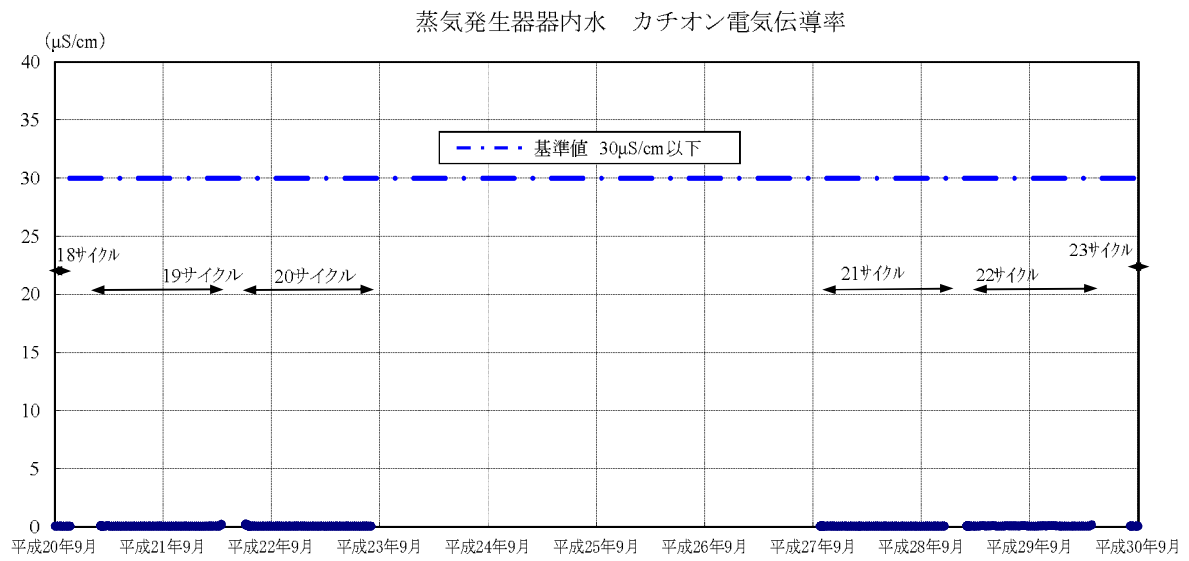
第2.2.1.3-5図 定期検査測定データの確認結果(12/12)



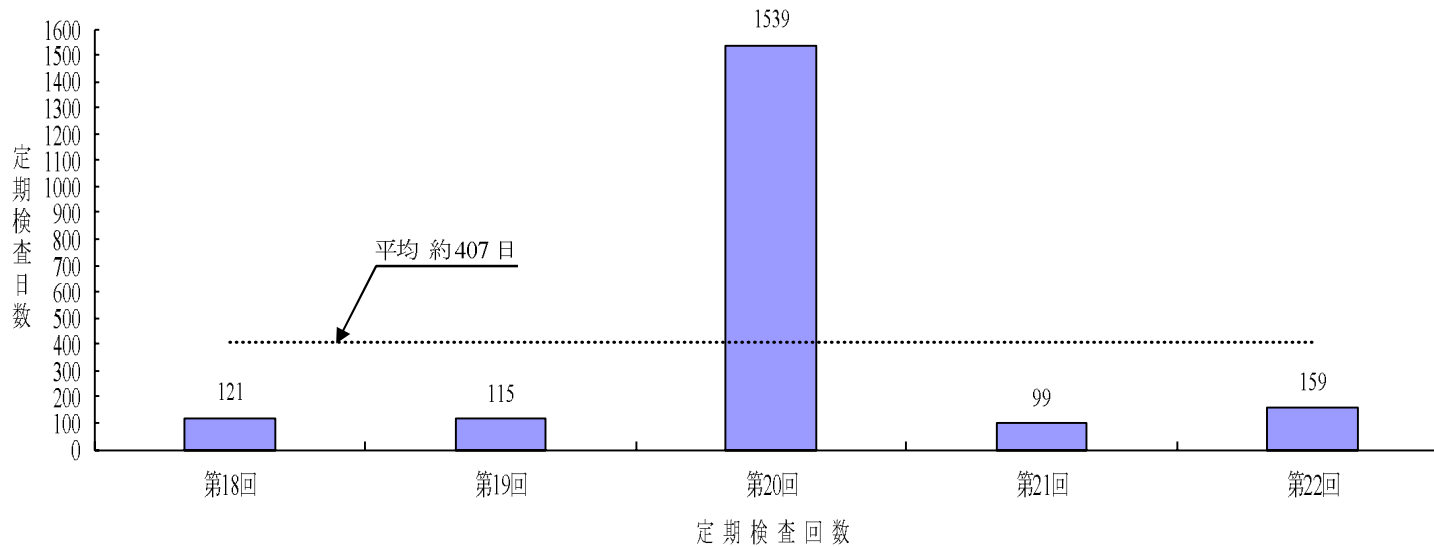
第2.2.1.3-6図 設備の不適合発生件数
(平成30年度は、平成30年4月1日から平成30年9月28日までの発生件数を示す)



第2.2.1.3-7図 1次冷却材の水質



第2.2.1.3-8図 蒸気発生器器内水の水質



(調査期間における施設定期検査期間等)

施設定期検査回数	施設定期検査期間	施設定期検査日数	主要工事
第22回	平成30年4月23日～平成30年9月28日 (平成30年4月23日～平成30年8月31日)	159	蒸気発生器取替工事 1次冷却材管板厚変更工事 海水ポンプ無給水軸受化工事

注：定期検査期間及び定期検査日数は発電機解列～総合負荷性能検査、（ ）内は発電機解列～並列の期間を示す。

第 2.2.1.3-9 図 定期検査日数の推移

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・輸送、炉心管理、水質管理、予期せぬ臨界の防止等を適切に行い、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・体制に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、第2.2.1.1-2図に示す。技術課において燃料管理、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え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、組織及び分掌事項を明確にし、確実に保安活動を実施できる体制としている。

燃料取替えに当たって、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。技術課長はその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えを実施している。

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、原子燃料計画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SFP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・検討を関係箇所で行うこととしており、検討結果は装荷パターンの決定、使用済燃料輸送計画及び燃料、内挿物の新設計の導入等に反映することとしている。

このように、燃料管理に係る組織及び分掌事項が明確にされ、保安活動を確実に実施できる体制としている。

(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・体制に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

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

燃料管理の社内マニュアルに係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、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は燃料管理に係る社内マニュアルに定め、以下に示す燃料管理を実施している。(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、加工工程ごとにメーカーにおいて当社の立会検査を行い、更に国の検査に合格した後、発電所へ受け入れている。

新燃料の構内輸送に当たっては「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SFP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、新燃料取扱工具を使用し適切に行っている。

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。

なお、運転期間中における1次冷却材中のよう素131濃度及び原子炉停止時におけるよう素131増加量が所定の基準を満足しなかった場合は、燃料集合体 SHIPPING 検査(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SFP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工具を使用して適切に行っている。

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、原子燃料技術グループ長は、運転計画に基づき燃料取替計画を策定しており、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DNBR)

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、核沸騰から膜沸騰への遷移により、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。

限界熱流束比(以下「DNBR」という。)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DNBR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。

最小DNBRの制限を満足することを確認するため、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DNBR及びDNBR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、燃料棒の単位長さあたりの発生出力（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。

※:Constant Axial Offset Control:アキシヤルオフセット一定制御

(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必要とし、最大反応度効果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が運転上の制限値内であることを確認している。

(ヘ) 燃料集合体最高燃焼度

炉心設計時には、サイクル末期における燃料集合体最高燃焼度が燃料設計最高燃焼度(48,000又は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、燃料移送装置及び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、SFP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SFP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、燃料の貯蔵状態に異常がないことを確認している。

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

ヘ 1次冷却材の水質管理

燃料被覆管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 原子炉停止からSFPへの燃料取出し期間の管理に関する社内マニュアルの変更

平成29年度に玄海3、4号機新規規制基準適合性審査の対応状況を踏まえ、燃料取替実施計画に工事計画書の添付資料(SFP遮蔽能力及び冷却能力計算書の評価条件)を満足させることを追加した。

この結果、燃料取替時における確認項目の更なる明確化が図られた。

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、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、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、取替え、輸送及び貯蔵に関することについて教育を実施している。

燃料取替え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

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・訓練に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

(3) 燃料管理に係る設備改善状況

a. 燃料本体の概要

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)及びB型燃料(原子燃料工業(株)製)(第2.2.1.4-3図)の2種類である。

b. 燃料本体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から抽出された設備改善のうち、燃料本体に係るものはなかった。

c. 燃料貯蔵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から抽出された設備改善のうち、燃料貯蔵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、燃料被覆管に微量に付着した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安定して推移している。

なお、燃料棒からの漏えいにより、運転期間中及び1次冷却材系統の 대기開放までの間に1次冷却材中のよう素131濃度に有意な変化があった場合又は運転期間中における1次冷却材中のよう素131濃度及び原子炉停止時におけるよう素131増加量が基準値を超えた場合には、燃料集合体 SHIPPING 検査を行うこととしている。

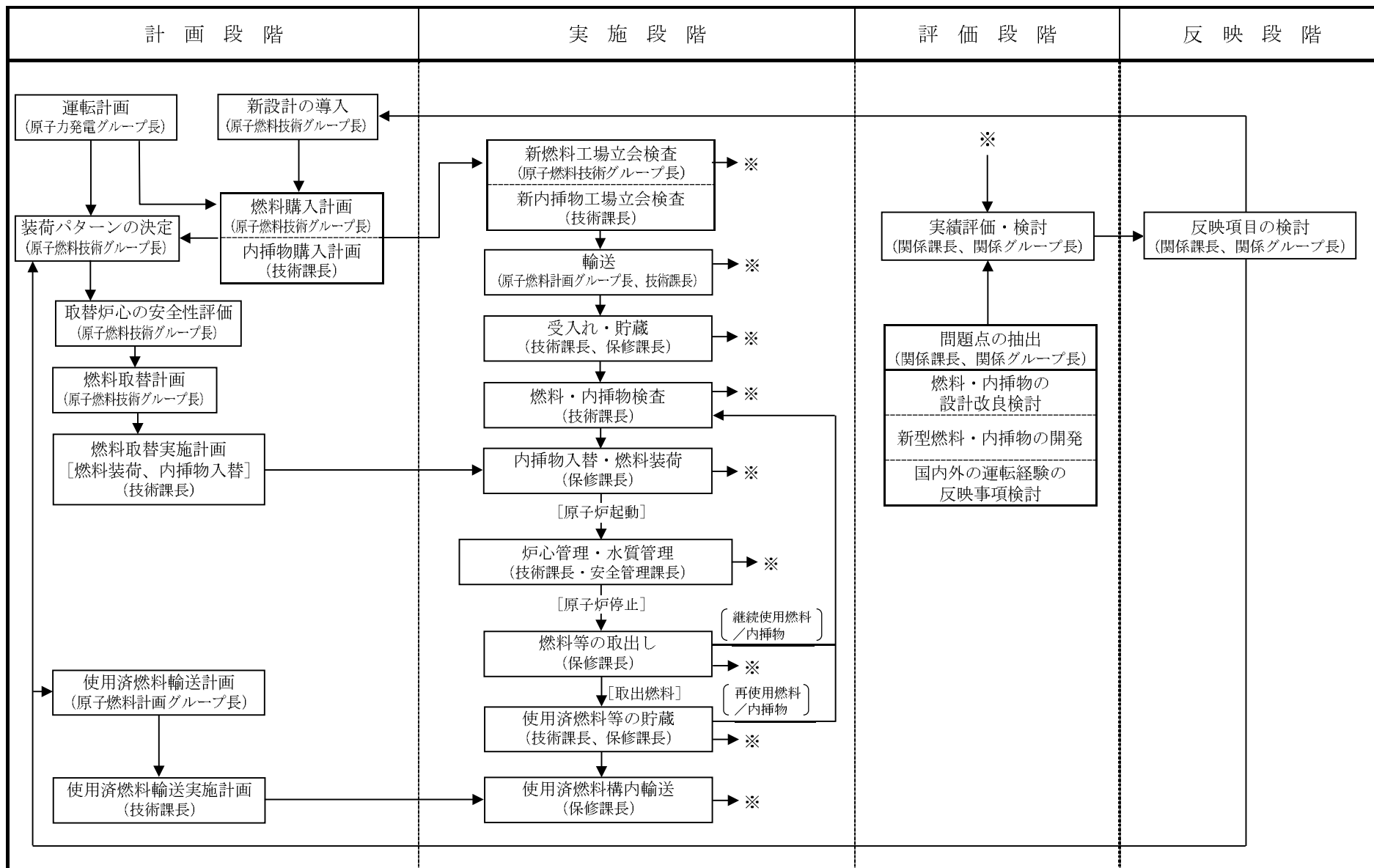
(5) 燃料管理に係る有効性評価結果

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、発生していないことを確認した。

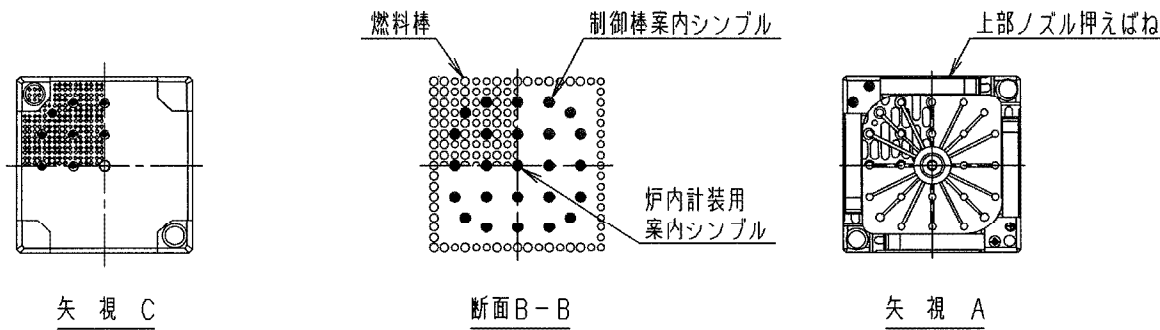
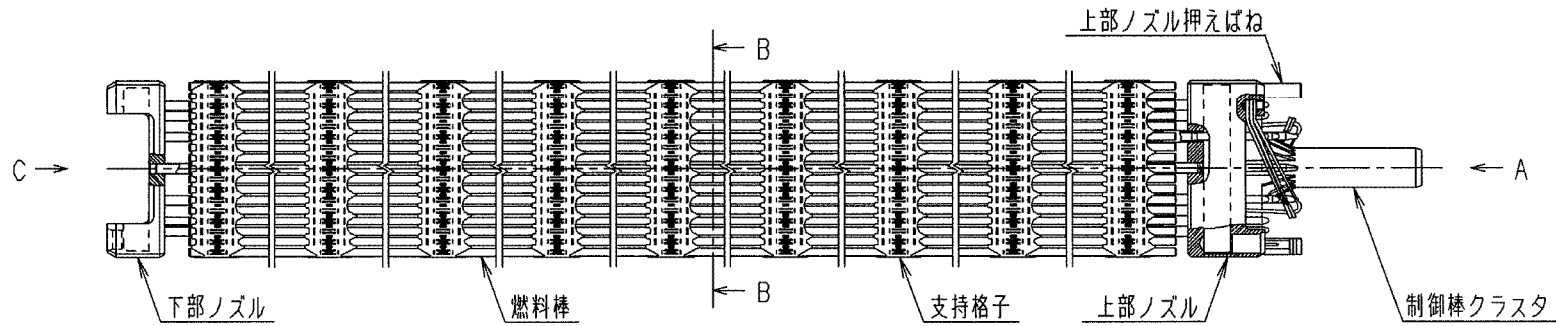
燃料管理に係る実績指標について、時間的な推移が安定及び良好な状態で維持されていると判断でき、燃料管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

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

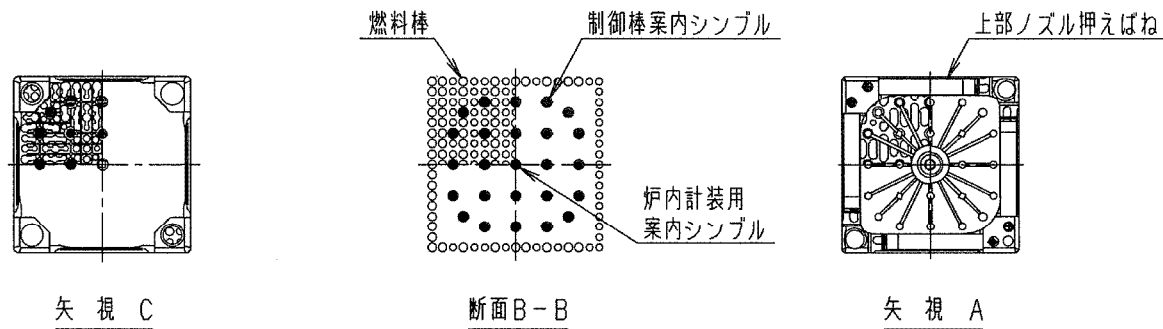
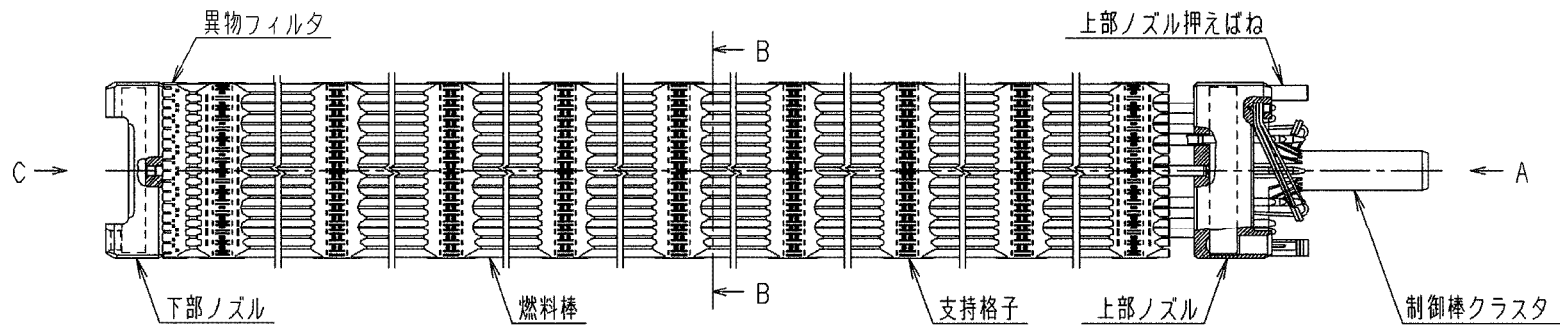


注：()内は、主管を示す。

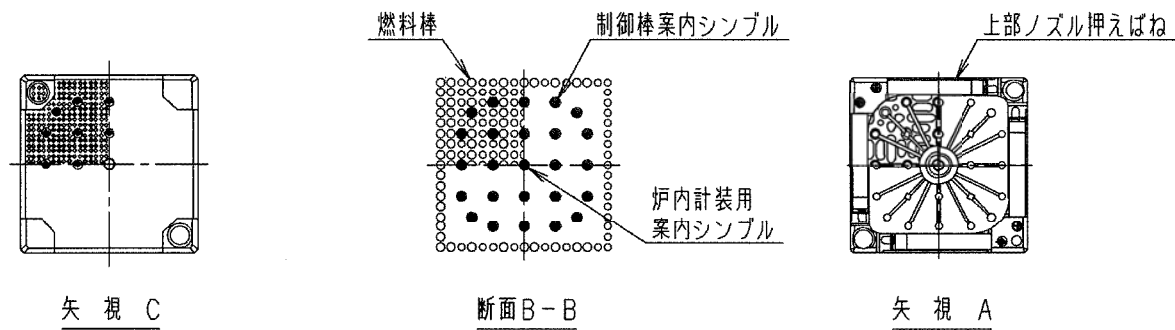
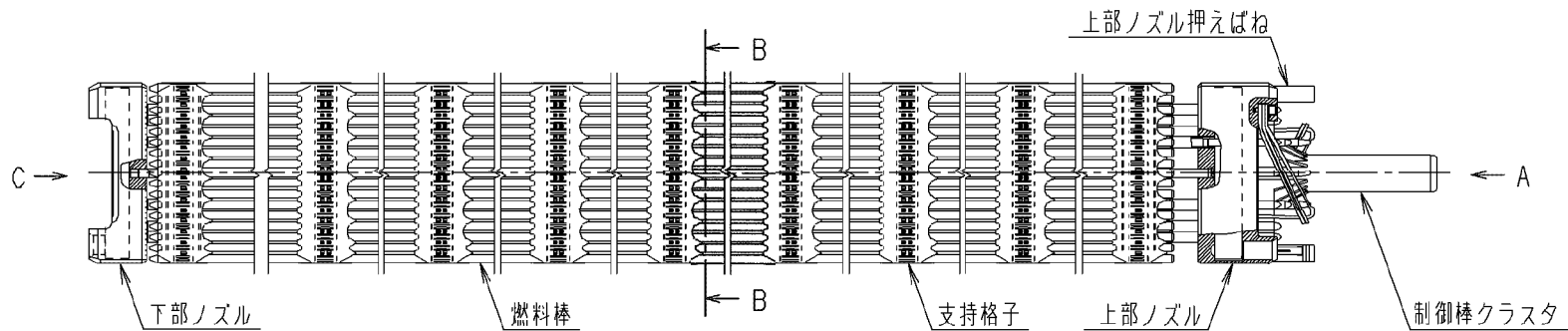
第 2.2.1.4-1 図 燃料に係る運用管理フロー



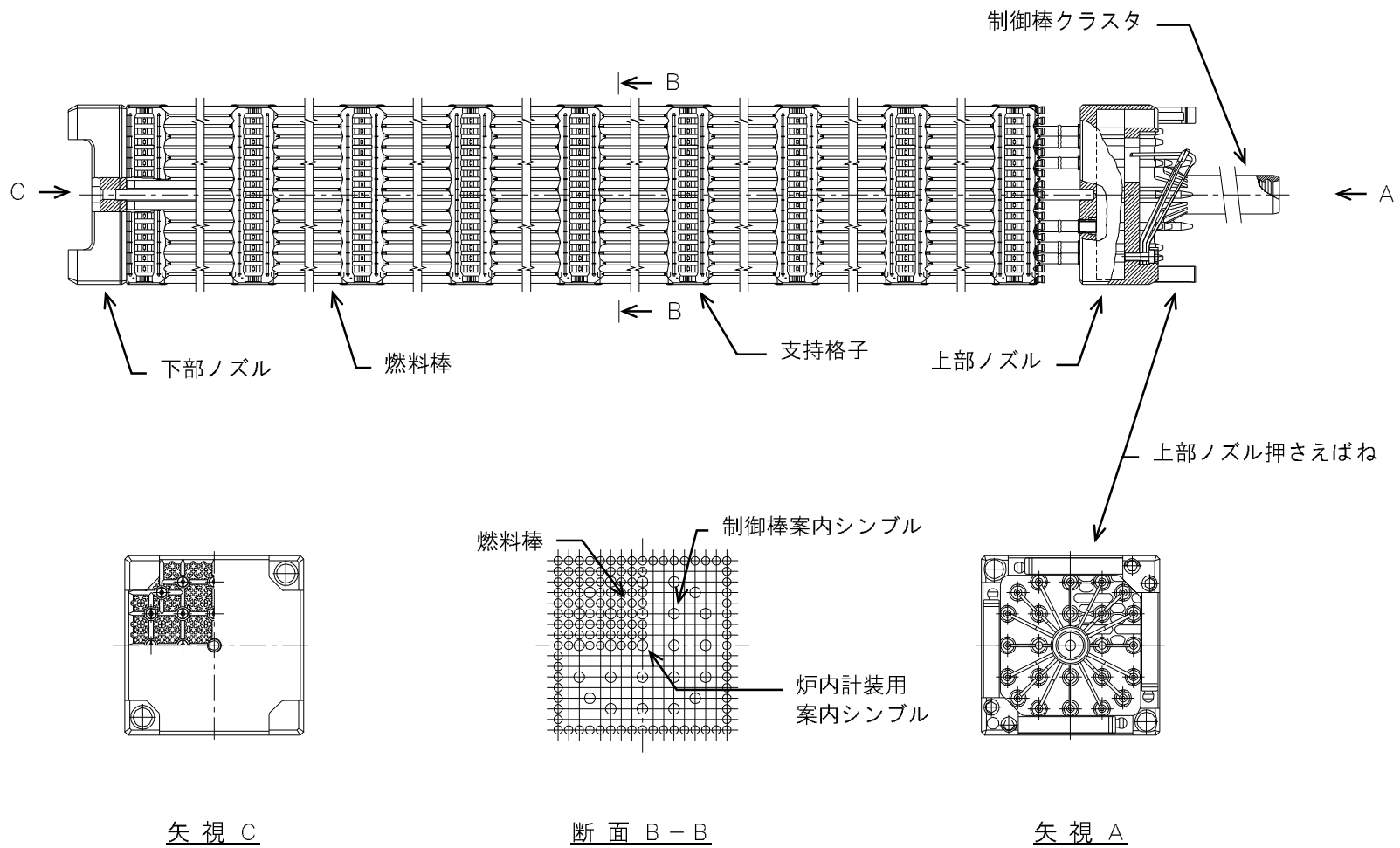
第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図(1/3) [48,000MWd/t燃料]



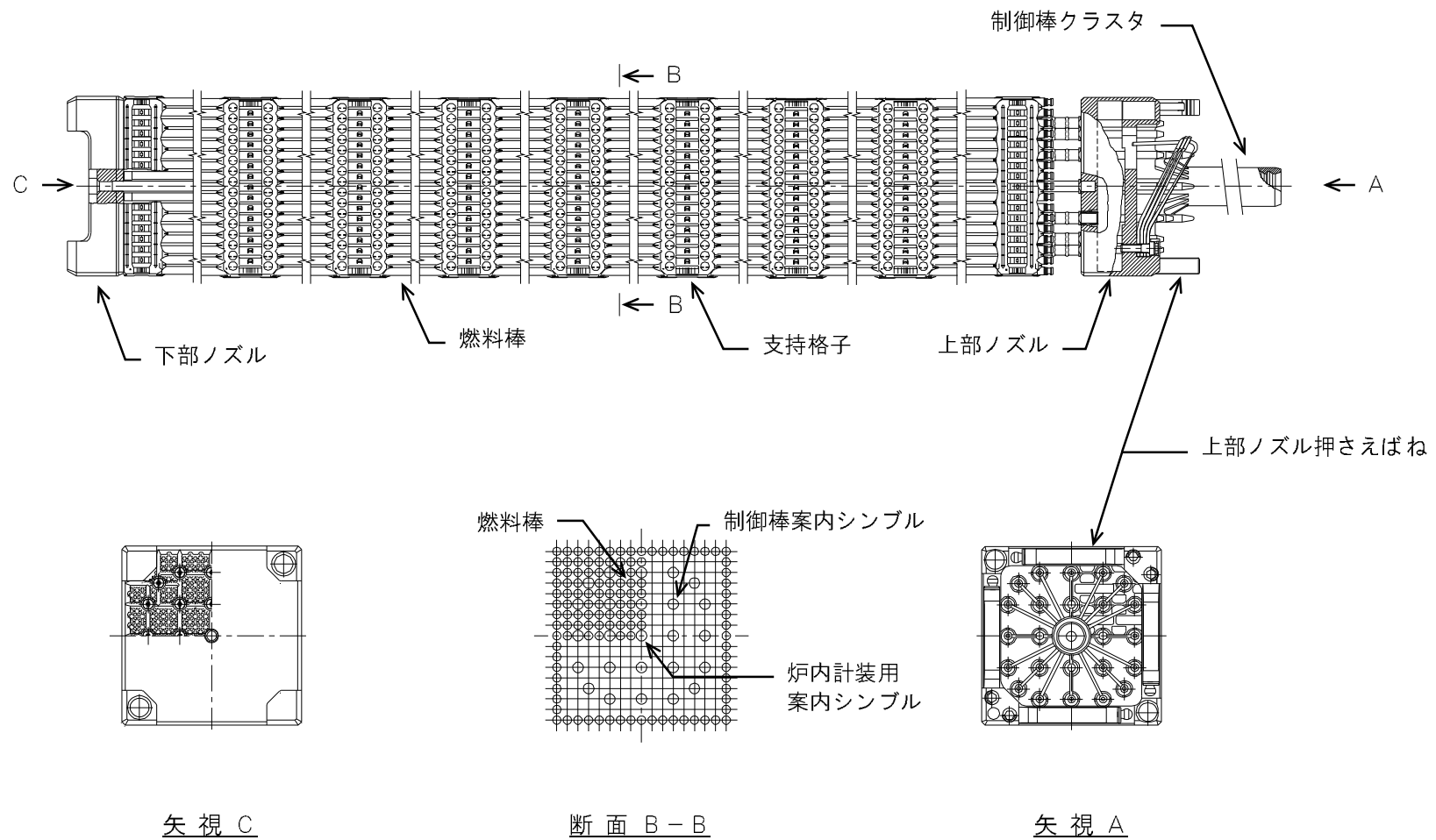
第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図(2/3) [55,000MWd/t燃料]



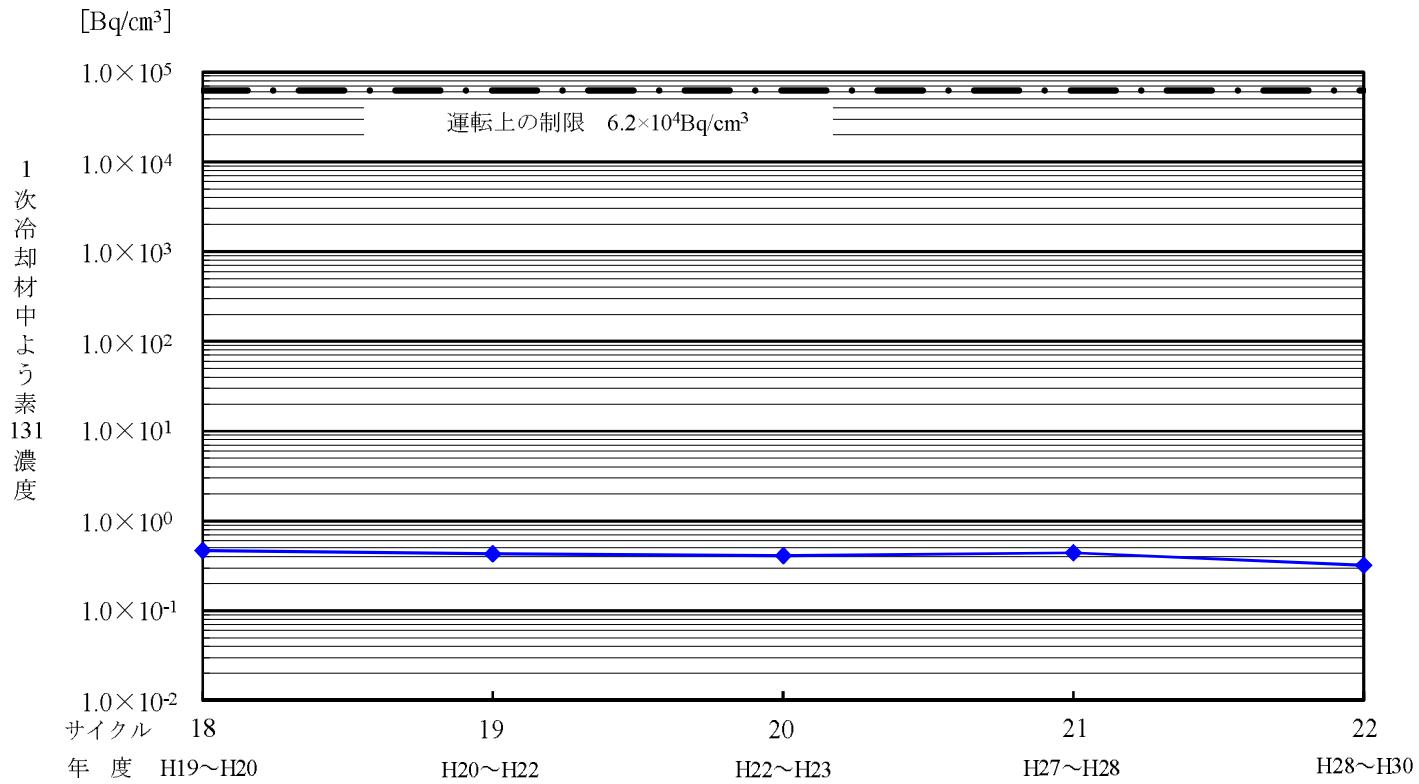
第2.2.1.4-2図 A型燃料集合体構造図(3/3) [55,000MWd/t信頼性向上燃料]



第2.2.1.4-3図 B型燃料集合体構造図(1/2) [48,000MWd/t燃料]



第2.2.1.4-3図 B型燃料集合体構造図(2/2) [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する。

※: ALARA (As Low As Reasonably Achievable)

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の評価

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・体制に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、第2.2.1.1-2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、所掌範囲や権限を明確にしている。

放射線管理業務の実施に当たっては、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策定し、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監視を実施する。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、作業終了後には、線量の集計及び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、年度ごとに「川内原子力発電所環境放射線モニタリング計画」を安全管理課長が作成し、学識経験者により構成される「鹿児島県環境放射線モニタリング技術委員会」の指導・助言を得て、「川内原子力発電所周辺環境放射線調査計画」として策定し、実施する。

このように、放射線管理に係る組織及び分掌事項が明確にされ、保安活動を確実に実施できる体制としている。

(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・体制に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

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

放射線管理の社内マニュアルに係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、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を社内マニュアルに定め、放射線管理を実施している。

この社内マニュアルは、関係法令の改正や運用の変更等には、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平成13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、平成13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、年度ごとに「川内原子力発電所環境放射線モニタリング計画」を作成し、学識経験者により構成される「鹿児島県環境放射線モニタリング技術委員会」の指導・助言を得て、「川内原子力発電所周辺環境放射線調査計画」として策定し、これ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 更なる集積線量低減に向けた社内マニュアルの変更

被ばく低減については従来から積極的に実施しているが、集積線量に関する中長期の数値目標の設定及び更なる線量低減に向けた綿密な検討や継続的な監視を行うための社内マニュアルの変更を行い、平成 29 年 4 月より運用を開始した。

この結果、更なる線量低減に向けた放射線管理を実施することができるようになり、集積線量に関する中長期の数値目標の達成に向けた活動の充実が図られた。

ロ B 区域の汚染レベルを可能な限り低く保つ管理の充実

B 区域の汚染レベルを可能な限り低く保つため、平成 29 年度に管理の充実として、C、D 区域から B 区域へ退域する際に作業放射線管理員による衣服サーベイを実施することの社内マニュアル及び教育資料での明確化、汚染物品の保管管理についての教育資料の更なる明確化、衣

服汚染に対する汚染報告書のフォーマットの改訂による運用の改善及び安全管理課員が定期的に行っている汚染物の保管場所の状況確認のチェックシートにおける明確化を行った。

この結果、B 区域の汚染レベルを可能な限り低く保つ管理方法の更なる充実が図られた。

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、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、放射線業務従事者へ指定する際は、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等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する放射線測定器の取扱い、管理区域への出入管理等、区域管理に関すること等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「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」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・訓練に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

(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図に示すように、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、線量低減対策として、他プラントでの取組み状況を参考にし、施設定期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、低減効果の大小にかかわらず積極的に実施してきた。

例えば、配管工事においては、通常施設定期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実施により放射線業務従事者が受ける線量を低減する努力を行っている。

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

b. 放射線管理に係る設備の改善状況

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

(a) 簡易型体表面モニタ導入

平成29年度に管理区域内で汚染作業を行った作業者の身体サーベイ時における汚染の早期発見及び作業効率の向上を目的に、簡易型体表面モニタを2台新規導入した。

この結果、身体サーベイを行う放射線管理員の作業負担が低減し、より確実な汚染検知が実施可能となった。

(4) 放射線管理に係る実績指標

a. 施設定期検査期間中の作業被ばく線量

施設定期検査期間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、施設定期検査ごとに作業内容・作業量が異なるため変動がある。

また、改良工事を除く施設定期検査ごとの作業量はほぼ同程度であるが、平成23年度から平成27年度にかけて実施した第20回定期検査時については、新規制基準対応に伴い定期検査期間が長くなったことから、通常定期検査作業分の線量については、それまでの定期検査と比べ高くなっている。

第21回施設定期検査時については、主要工事が特になく、施設定期検査期間が短かったこともあり、改良工事等分及び通常施設定期検査作業分の線量は比較的低くなっている。

今回の調査期間に含まれる第22回施設定期検査時については、改良工事の実施はあったが、改良工事等分及び通常施設定期検査作業分の線量はともに比較的低くなっている。

放射線業務従事者は、第2.2.1.5-1表に示すように、改良工事等の規模や施設定期検査期間の長短による変動はあるが、平成23年度から平成27年度にかけて実施した第20回定期検査時については、新規制基準対応に伴い定期検査期間が長くなったことから、4,300人弱と例年の定期検査の約2倍となっている。また、放射線業務従事者が受ける平均被ばく線量は、第18回定期検査時は1.0mSv程度、第19回定期検査時は0.9mSv程度だったが、第20回定期検査時は0.6mSv程度、第21回施設定期検査時は0.3mSv弱となっている。

今回の調査期間に含まれる第22回施設定期検査時については、いくつか

の主要工事があったが、被ばく低減に努め、放射線業務従事者が受ける平均被ばく線量は、0.4mSv弱となっている。

b. 主要作業件名別の被ばく線量

主要作業件名別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18回定期検査、第19回定期検査において、被ばく線量は低下傾向であった。第20回定期検査は、定期検査期間延長に伴う定期事業者検査作業関係の総線量増加に伴い原子炉容器関連が増加した。第21回施設定期検査時については、主要工事が特になく、施設定期検査期間が短かったこともあり、被ばく線量は更に低下した。第22回施設定期検査は、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検査作業から除外している。

c. 施設定期検査時に測定した主要箇所の線量当量率の推移

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

1次冷却材配管表面、蒸気発生器水室内及び原子炉容器内面線量当量率ともに、低い値で推移している。

d. 線量低減対策

線量低減対策は大きく分けて、作業の自動化、作業環境の線量当量率低減、作業の合理化、被ばく管理に分類できる。

調査期間内における分類別の主要な低減対策については以下のとおりで

ある。(第2.2.1.5-8図、第2.2.1.5-9図参照)

(a) 作業の自動化

施設定期検査時に行っている作業について、作業時間の短縮及び遠隔化を目的とした作業の機械化・自動化をすることは、放射線業務従事者が受ける線量を低減する上で重要な対策である。

採用している対策は以下のとおりである。

イ 原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置の使用

第18回定期検査時から、原子炉容器スタッドボルトの緩め・締付け作業及び移動・位置決め作業の全自動化を行っている。これにより、作業時間を短縮させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っている。

(b) 作業環境の線量当量率低減

作業を行うエリアの線量当量率を可能な限り低減することは、放射線業務従事者が受ける線量を低減するための重要な対策である。

採用している対策は以下のとおりである。

イ 温態機能検査(HFT)時の1次冷却材pH管理

第13回定期検査から、1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制し、放射性コバルトの生成を低減する観点からHFT時のpH管理を実施した。これにより、作業エリアの線量当量率を低減させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続する。

ロ 運転中の1次冷却材pH管理

第14サイクルから、運転初期に1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制し、放射性コバルトの生成を低減する観点からpH管理を実施した。これにより、作業エリアの線量当量率を低減させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続する。

ハ 1次冷却材中への亜鉛注入

平成16年5月から、1次冷却材中に亜鉛を注入することで、放射性コバルトの配管への付着の抑制を図った。これにより、作業エリアの線量当量率を低減させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続する。

ニ 起動時早期溶存酸素除去

第14回定期検査から、原子炉起動時から溶存酸素を除去して、ニッケルの溶解を促進させ、浄化系で除去することにより放射性コバルトの生成低減を図った。これにより、作業エリアの線量当量率を低減させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続する。

ホ 高線量当量率配管等の仮設鉛遮蔽

第15回定期検査から、格納容器内ループ室等、高線量当量率配管等に鉛遮蔽を設置することにより、表面線量率を低減させ、周辺で作業を行う放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も必要に応じ実施する。

へ 加圧器管台溶接部への遮蔽の設置

第19回定期検査時に、加圧器管台溶接部計画保全のうち、高線量当量率対策として、タングステン粒ジャケット遮蔽、タングステン粒ジャケット穴遮蔽及びスクリーン遮蔽を設置し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も必要に応じ高線量当量率下で作業を行う場合は、実施を検討する。

(c) 作業の合理化

作業方法を合理化し、作業量を低減することは、放射線業務従事者が受ける線量を低減するための重要な対策である。

採用している対策は以下のとおりである。

イ 原子炉容器上部蓋の一体構造化

第18回定期検査時に、一体鍛造構造化することで溶接線をなくした原子炉容器上部蓋を採用し、供用期間中検査を不要とした。これにより、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図った。

(d) 被ばく管理

被ばくの管理を改善することは、放射線業務従事者が受ける線量を低減するための重要な対策である。

採用している対策は以下のとおりである。

イ 光・振動を用いたAPD警報システムの採用

第17回定期検査時から、光・振動を用いたAPD (Alarm Pocket Dosimeter) 警報システムを採用し、高騒音下における作業においても、

作業者がAPDから発せられる警報をより確実に認知することを可能とし作業場所からの早期の退避を促すことで、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図っており、今後も継続する。

(e) 環境試料中の放射能濃度

環境試料(大気浮遊じん、陸土、海水、海底土)については、放射能レベル把握のため、第2.2.1.5-10図に示す地点の測定・評価を実施している。

イ 大気浮遊じん

大気浮遊じんについては、発電所敷地境界付近(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。

大気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2.2.1.5-11図に示すように、平成22年度に発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の影響と思われるセシウム137を北門南局で 0.08mBq/m^3 、正門西局で 0.10mBq/m^3 検出しているが、それ以外に関しては確認期間を通して検出限界未満である。

ロ 陸土

陸土については、発電所敷地境界付近(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2.2.1.5-12図に示すように、セシウム137の検出値は、検出限界未満～ 1.2Bq/kg 乾土程度と安定して推移している。

ハ 海水

海水の放射能レベル把握のため、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2.2.1.5-13図に示すように、セシウム137の検出値は、検出限界未満～2.5mBq/l程度と安定して推移している。

ニ 海底土

海底土の放射能レベル把握のため、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2.2.1.5-14図に示すように、セシウム137の検出値は、検出限界未満～1.5Bq/kg乾土程度と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。

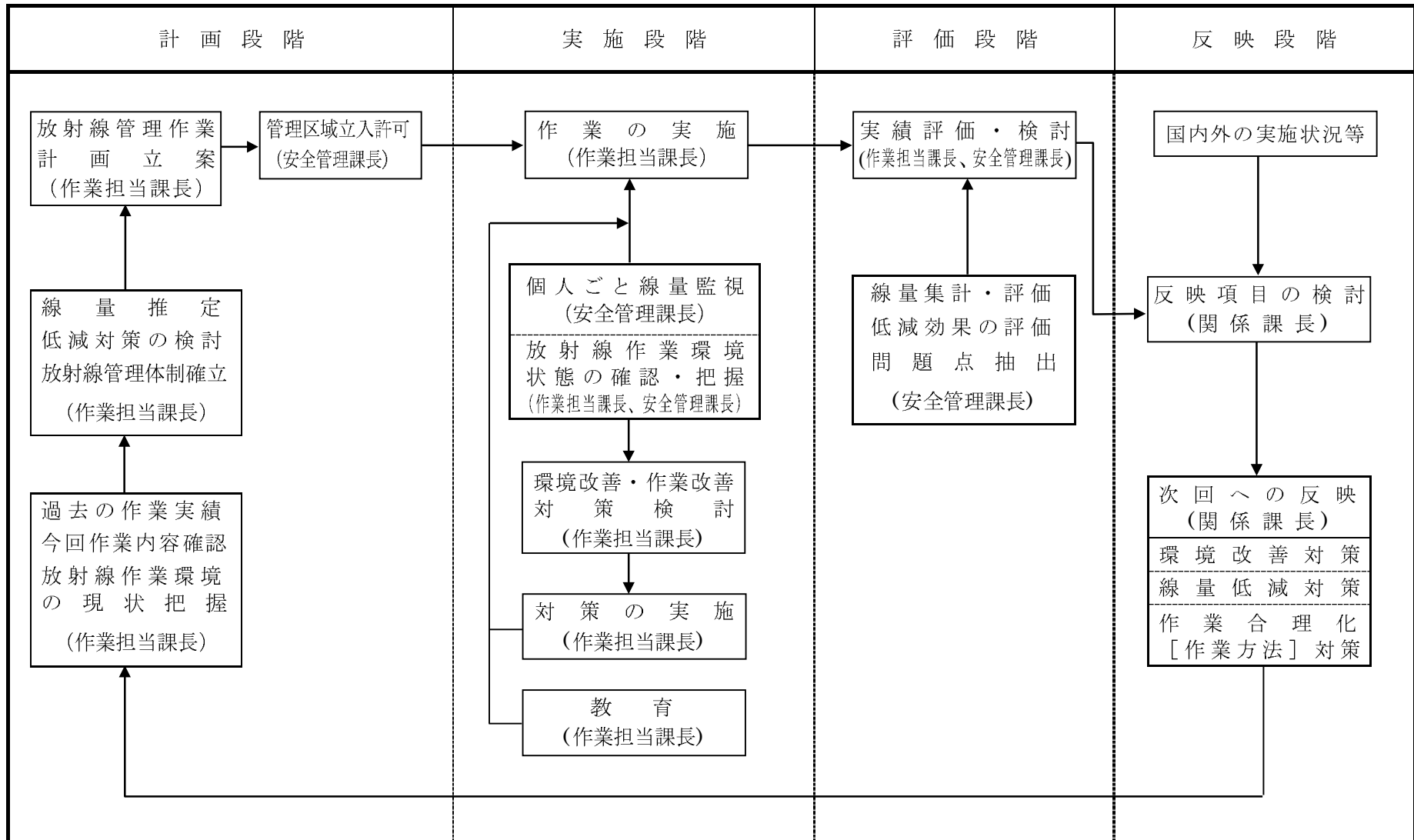
また、放射線管理に係る不適合については、発生していないことを確認した。

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

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 定期検査期間中の被ばく線量状況

定期検査回数		第18回			第19回			第20回			第21回			第22回		
定期検査期間	解列～並列	平成20年11月25日～平成21年2月28日 (96日)			平成22年4月12日～平成22年7月9日 (89日)			平成23年9月1日～平成27年10月21日 (1,512日)			平成28年12月16日～平成29年2月26日 (73日)			平成30年4月23日～平成30年8月31日 (131日)		
	解列～定期検査終了	平成20年11月25日～平成21年3月25日 (121日)			平成22年4月12日～平成22年8月4日 (115日)			平成23年9月1日～平成27年11月17日 (1,539日)			平成28年12月16日～平成29年3月24日 (99日)			平成30年4月23日～平成30年9月28日 (159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)	214	2,456	2,670	234	2,021	2,255	427	3,833	4,260	309	2,129	2,438	384	2,659	3,043
	総線量 (人・Sv)	0.04	2.72	2.76	0.04	2.03	2.06	0.05	2.42	2.48	0.01	0.58	0.59	0.01	1.06	1.07
	平均線量 (mSv)	0.19	1.11	1.03	0.16	1.00	0.92	0.13	0.63	0.58	0.04	0.27	0.24	0.04	0.40	0.35
	最大線量 (mSv)	3.20	8.67	—	2.96	9.19	—	3.11	9.84	—	1.30	6.55	—	0.99	7.76	—
線量分布 (人)	5mSv以下	214	2,361	2,575	234	1,933	2,167	427	3,755	4,182	309	2,120	2,429	384	2,644	3,028
	5mSvを超え15mSv以下	0	95	95	0	88	88	0	78	78	0	9	9	0	15	15
	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：() 内は、主管を示す。

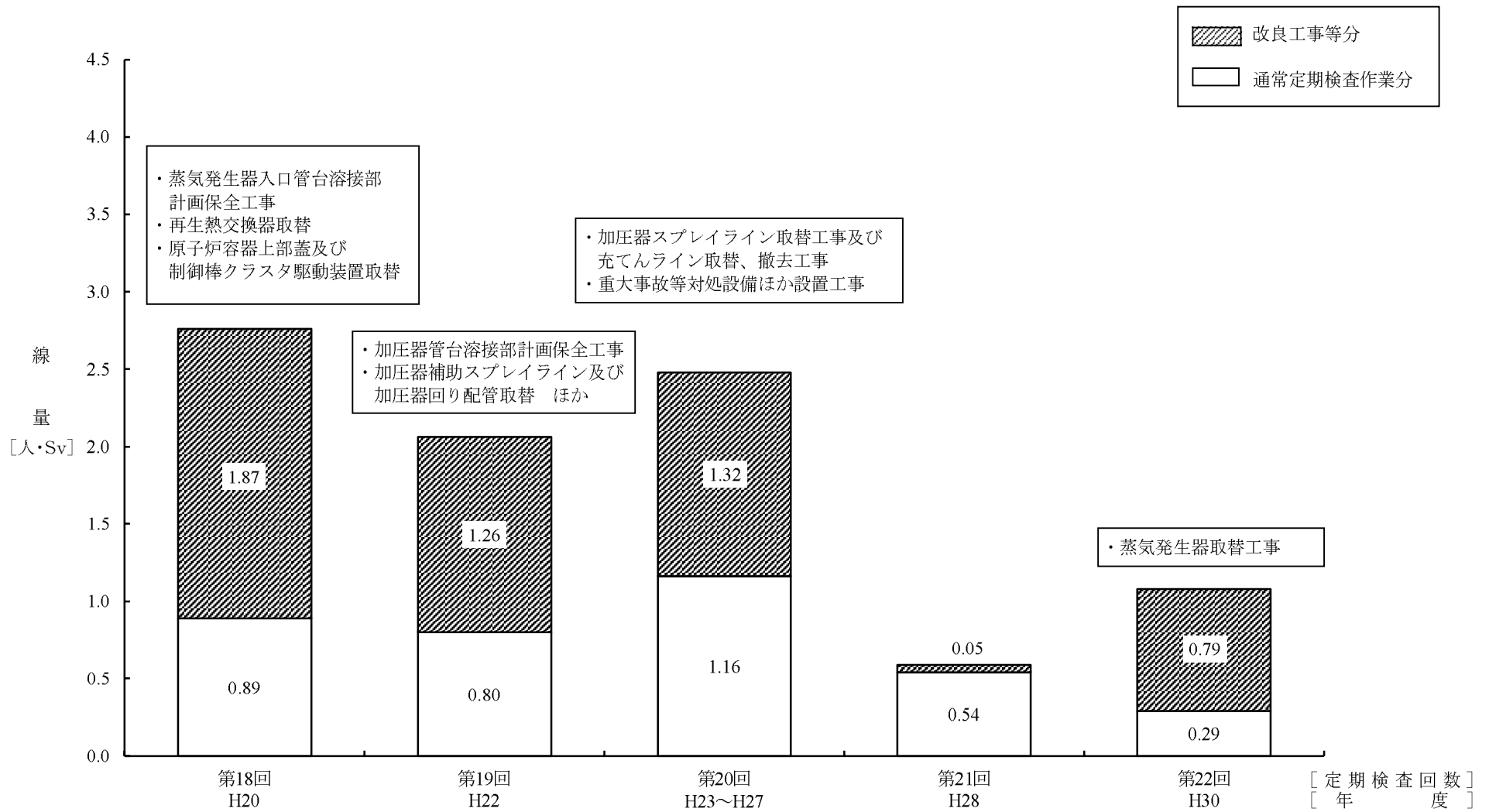
第2.2.1.5-1図 放射線管理に係る運用管理フロー

項目 \ 年度	H28	H29	H30	備 考
外部放射線による 線 量 当 量 率	エリアモニタによる連続監視			変更なし
	作業場所での線量当量率表示（デジタル式線量当量率表示器）			変更なし
空 気 中 の 放 射 性 物 質 濃 度	ガスモニタによる連続監視			変更なし
	ダストサンプラによる連続サンプリング（1回/週測定）			変更なし
表 面 汚 染 密 度	スミヤ法による測定（1回/週測定）			変更なし
外部放射線による 線 量	TLBによる測定（1回/週測定）			変更なし

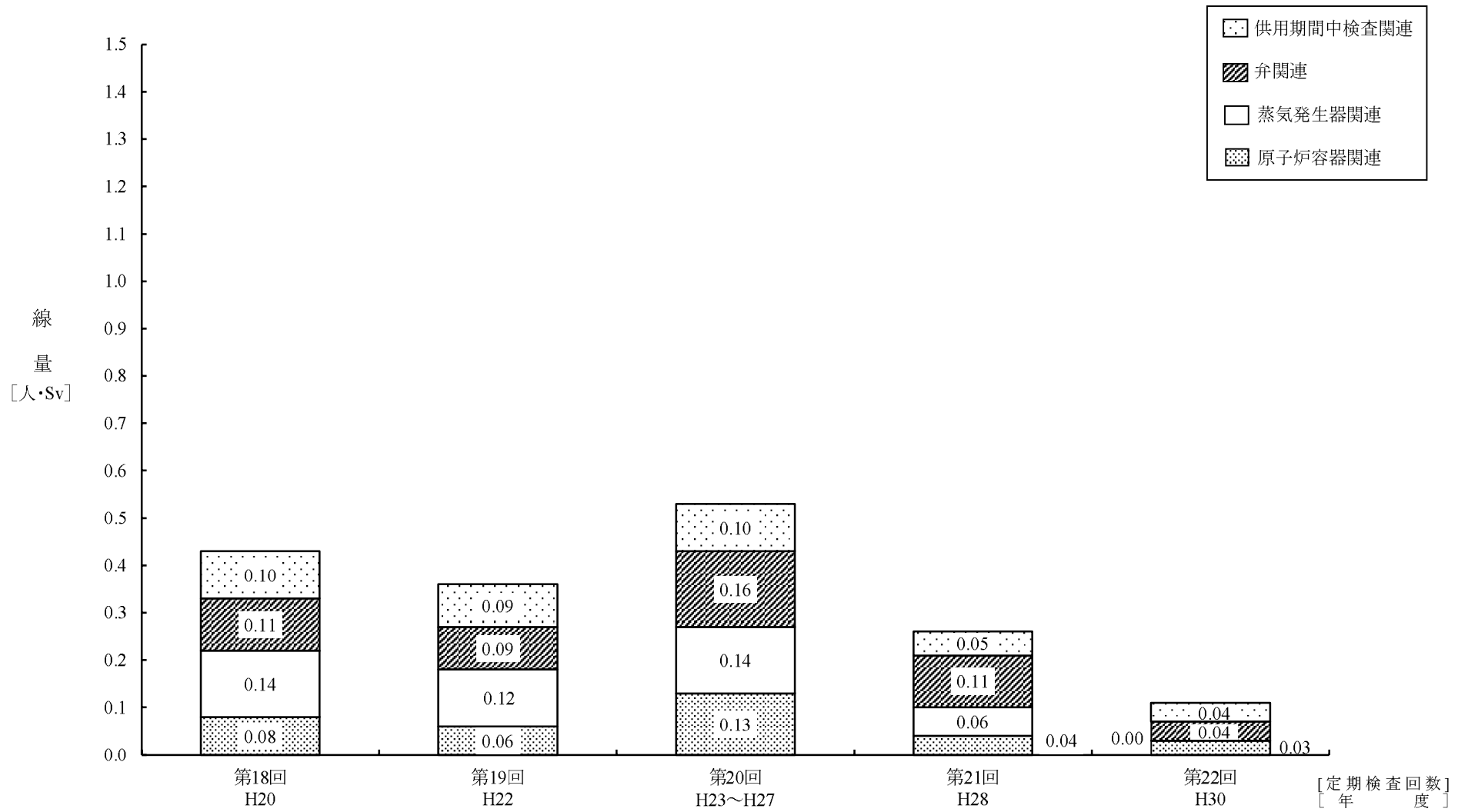
（用語説明）スミヤ法：ろ紙による拭き取り測定法 TLB：熱蛍光線量バッジ

第2.2.1.5-2図 管理区域内放射線環境監視の変遷

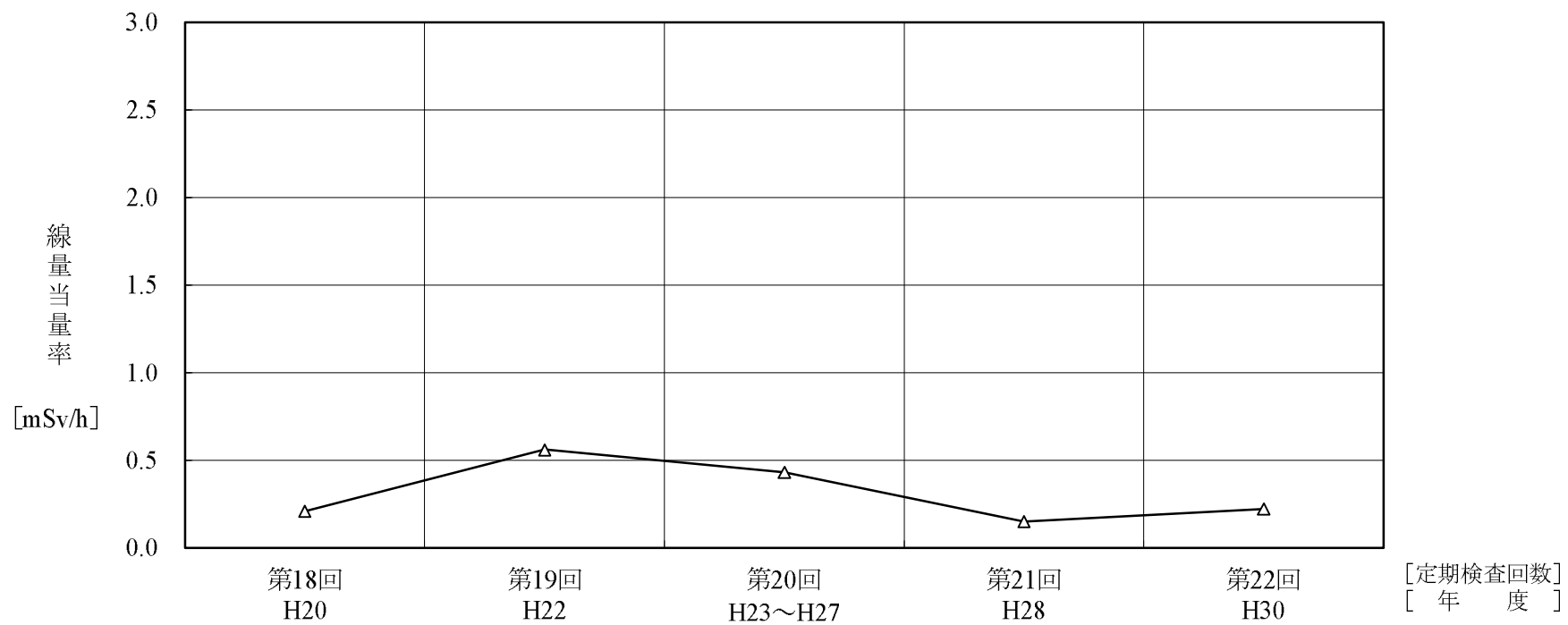
2.2.1-202



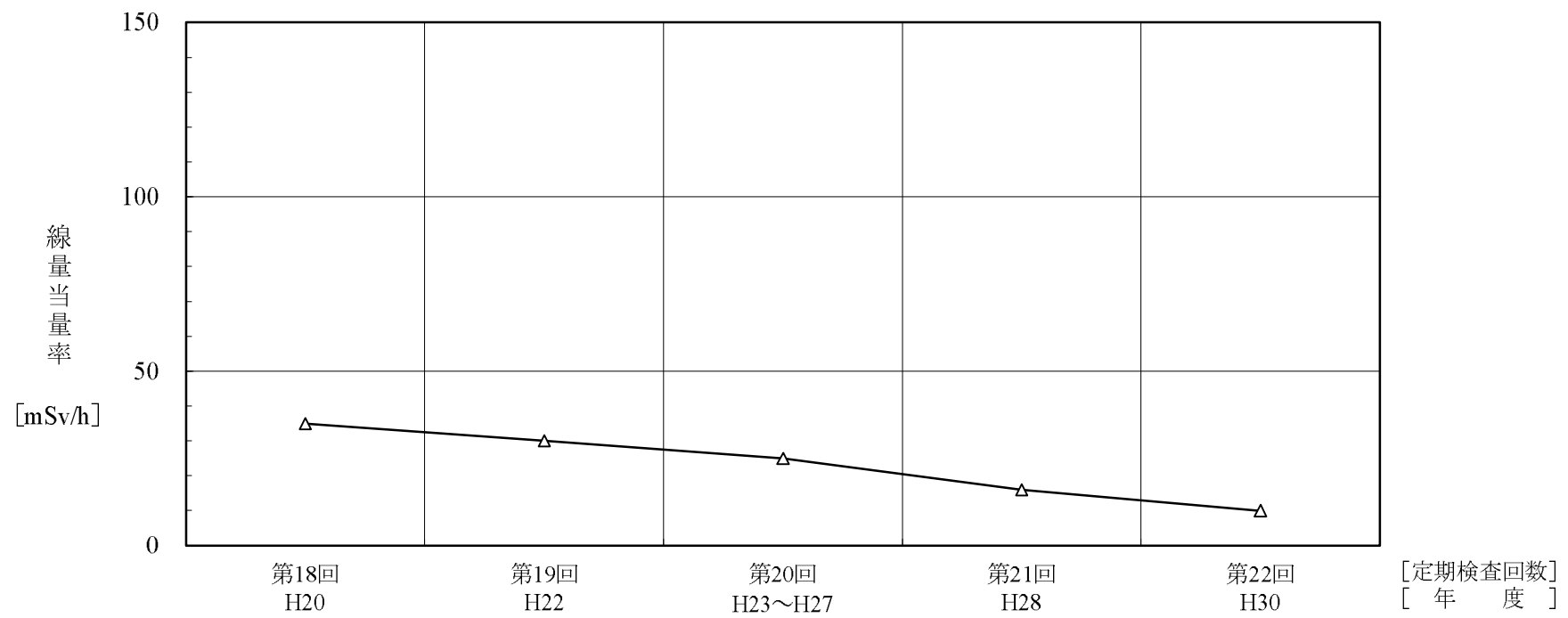
第2.2.1.5-3図 定期検査期間中の作業被ばく線量の推移



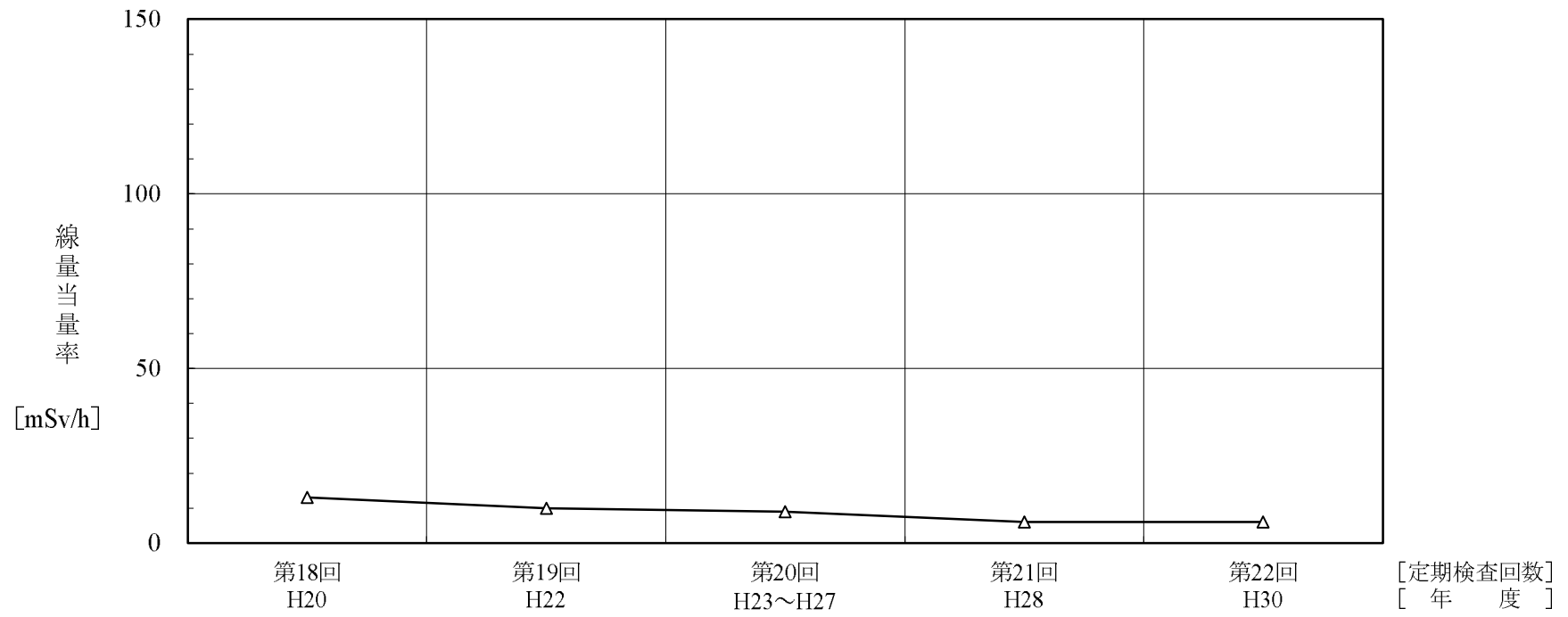
第2.2.1.5-4図 主要作業件名別被ばく線量の推移(通常定期検査作業分)



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



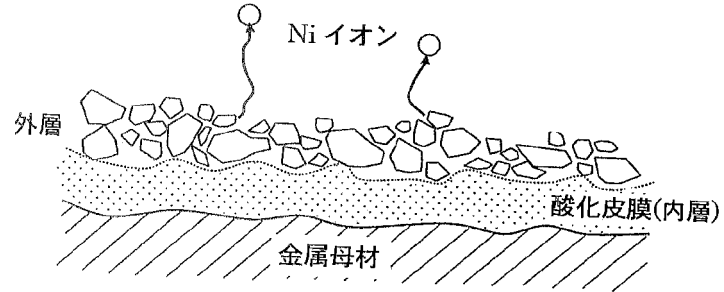
第2.2.1.5-7図 原子炉容器内面線量当量率の経年変化

項 目		定期検査回数	18	19	20	21	22	備 考
		年 度	H20	H22	H23～H27	H28	H30	
作業の自動化	・原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置の使用	第18回定期検査から実施 ▼						第2.2.1.5-9図 (1/9)
作業環境の線量当量率低減	・温態機能検査 (HFT) 時のpH管理 ・運転中の1次冷却材pH管理 ・1次冷却材中への亜鉛注入 ・起動時早期溶存酸素除去 ・高線量当量率配管等の仮設鉛遮蔽 ・加圧器管台溶接部への遮蔽の設置	第13回定期検査から実施						第2.2.1.5-9図 (2/9)
		第14サイクルから実施						第2.2.1.5-9図 (3/9)
		第15サイクルから実施						第2.2.1.5-9図 (4/9)
		第14回定期検査から実施						第2.2.1.5-9図 (5/9)
		第15回定期検査から実施						第2.2.1.5-9図 (6/9)
		第19回定期検査で実施 ▼						第2.2.1.5-9図 (7/9)
作業の合理化	・原子炉容器上部蓋の一体構造化	第18回定期検査から実施 ▼						第2.2.1.5-9図 (8/9)
被ばく管理	・光・振動を用いたAPD警報システムの採用	第17回定期検査から実施						第2.2.1.5-9図 (9/9)

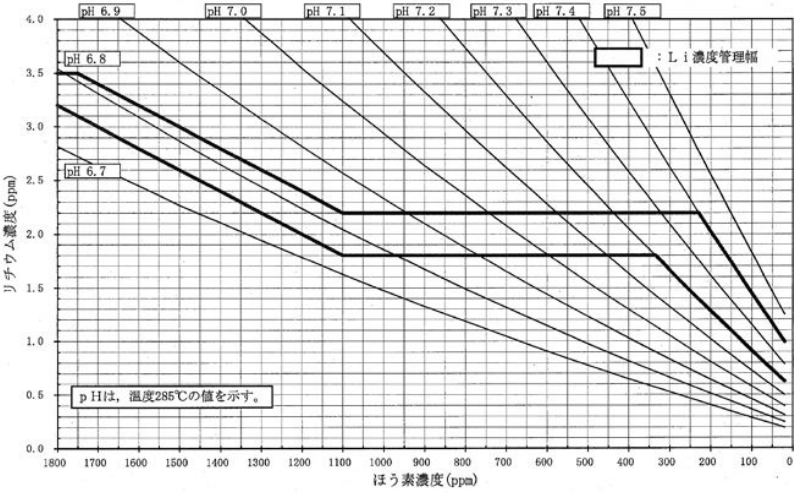
第2.2.1.5-8図 線量低減対策の変遷

対策件名	原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置の使用			実施内容														
分類	作業の自動化																	
実施期間	川内1号機:第19回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:第18回定期検査～(現在も継続中)																	
目的				原子炉容器スタッドボルト全自動取扱装置概略図														
	<p>原子炉容器スタッドボルトの緩め・締付け作業及び移動・位置決め作業を全自動化することにより、作業時間を短縮し、放射線業務従事者の受ける線量の低減を図ることを目的とする。</p>																	
効果	取扱装置の使用による低減効果																	
	<table border="1" data-bbox="226 959 1066 1142"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>実施前</th> <th>実施後</th> <th>低減効果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">線量 (人・mSv)</td> <td>川内1号機</td> <td>9.73</td> <td>2.59</td> <td>約73%</td> </tr> <tr> <td>川内2号機</td> <td>9.56</td> <td>0.83</td> <td>約91%</td> </tr> </tbody> </table>					実施前	実施後	低減効果	線量 (人・mSv)	川内1号機	9.73	2.59	約73%	川内2号機	9.56	0.83	約91%	
		実施前	実施後	低減効果														
線量 (人・mSv)	川内1号機	9.73	2.59	約73%														
	川内2号機	9.56	0.83	約91%														
今後の方針	今後も継続して使用する。			添付資料														
				なし														

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(1/9)

対策件名	温態機能検査(HFT)時のpH管理	実施内容	
分類	作業環境の線量当量率低減		
実施期間	川内1号機:14回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:13回定期検査～(現在も継続中)		
目的	1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制し、放射性コバルトの生成を低減する観点からHFT時にpH管理(Li濃度目標:3.0～3.5ppm)を実施し、作業エリアの線量当量率低減させ、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。	実施内容	HFT時の高ボロン濃度領域において、pH管理(Li濃度目標:3.0～3.5ppm)を行い、1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制する。
効果	被ばく線量の低減効果については定量化できないが、蒸気発生器からのNi等の放出、移行抑制に効果があり、線源強度低減に寄与している。	【Ni腐食放出メカニズム】	
今後の方針	今後も継続して実施する。	添付資料	なし

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(2/9)

対策件名	運転中の1次冷却材pH管理	実施内容
分類	作業環境の線量当量率低減	
実施期間	川内1号機:15サイクル～(現在も継続中) 川内2号機:14サイクル～(現在も継続中)	
目的	<p>運転初期に、1次系構成材料の腐食生成物の発生及び燃料被覆管への移行を抑制し、放射性コバルトの生成を低減することにより、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。</p>	<p>運転初期の高ボロン濃度(1,100ppm以上)領域において、ボロン濃度に応じたLi濃度(上限:3.5ppm)管理を実施することにより、1次系構成材の腐食を抑制し、燃料への腐食生成物の析出を抑制する。</p> 
効果	<p>被ばく線量の低減効果については定量化できないが、蒸気発生器からのNiの溶出抑制に効果があり、線源強度低減に寄与している。</p>	
今後の方針	<p>今後も継続して実施する。</p>	<p>添付資料</p> <p>なし</p>

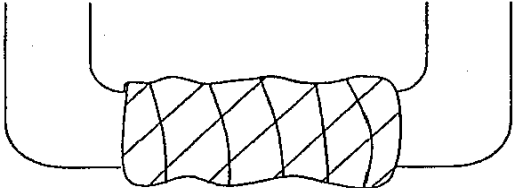
第2.2.1.5-9図 線量低減対策(3/9)

対策件名	1次冷却材中への亜鉛注入			実施内容																																							
分類	作業環境の線量当量率低減			<p>亜鉛注入装置を使用し、亜鉛溶液として化学体積制御系統の充てんラインより注入することで、放射性コバルトの配管への付着を抑制する。</p>																																							
実施期間	川内1号機:第16サイクル～(現在も継続中) 川内2号機:第15サイクル～(現在も継続中)																																										
目的	<p>1次冷却材中に亜鉛を注入し、放射性コバルトの配管への付着を抑制することで作業エリアの線量当量率低減し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。</p>																																										
効果	<p>亜鉛注入による線量当量率低減効果【川内1号機】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>注入前 (第15回)</th> <th>注入後 (第19回)</th> <th>低減効果 (第15回と第19回の比)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生器水室</td> <td>84.2</td> <td>52.1</td> <td>約38%減</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材配管</td> <td>0.77</td> <td>0.40</td> <td>約48%減</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器2次側</td> <td>0.15</td> <td>0.14</td> <td>約7%減</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器上部蓋</td> <td>23.0</td> <td>15.1</td> <td>約34%減</td> </tr> </tbody> </table> <p>亜鉛注入による線量当量率低減効果【川内2号機】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>注入前 (第14回)</th> <th>注入後 (第19回)</th> <th>低減効果 (第14回と第19回の比)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生器水室</td> <td>91.1</td> <td>43.2</td> <td>約53%減</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材配管</td> <td>0.79</td> <td>0.48</td> <td>約39%減</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器2次側</td> <td>0.18</td> <td>0.09</td> <td>約50%減</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器上部蓋</td> <td>29.5</td> <td>12.9</td> <td>約56%減</td> </tr> </tbody> </table> <p>※注入前及び後のデータの単位は、mSv/h</p>					注入前 (第15回)	注入後 (第19回)	低減効果 (第15回と第19回の比)	蒸気発生器水室	84.2	52.1	約38%減	1次冷却材配管	0.77	0.40	約48%減	蒸気発生器2次側	0.15	0.14	約7%減	原子炉容器上部蓋	23.0	15.1	約34%減		注入前 (第14回)	注入後 (第19回)	低減効果 (第14回と第19回の比)	蒸気発生器水室	91.1	43.2	約53%減	1次冷却材配管	0.79	0.48	約39%減	蒸気発生器2次側	0.18	0.09	約50%減	原子炉容器上部蓋	29.5	12.9
	注入前 (第15回)	注入後 (第19回)	低減効果 (第15回と第19回の比)																																								
蒸気発生器水室	84.2	52.1	約38%減																																								
1次冷却材配管	0.77	0.40	約48%減																																								
蒸気発生器2次側	0.15	0.14	約7%減																																								
原子炉容器上部蓋	23.0	15.1	約34%減																																								
	注入前 (第14回)	注入後 (第19回)	低減効果 (第14回と第19回の比)																																								
蒸気発生器水室	91.1	43.2	約53%減																																								
1次冷却材配管	0.79	0.48	約39%減																																								
蒸気発生器2次側	0.18	0.09	約50%減																																								
原子炉容器上部蓋	29.5	12.9	約56%減																																								
今後の方針	今後も継続して実施する。			添付資料																																							
				なし																																							

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(4/9)

対策件名	起動時早期溶存酸素除去	実施内容	真空ベンディング装置を使用し、早期に溶存酸素を除去することによりニッケルの溶解を促進し、浄化系で除去する。
分類	作業環境の線量当量率低減		
実施期間	川内1号機:第16回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:第14回定期検査～(現在も継続中)		
目的	原子炉起動(1次冷却系(RCS)水張り)時から溶存酸素を除去してニッケルの溶解を促進し、浄化系で除去することにより放射性コバルトの生成低減を図り、作業エリアの線量当量率低減し、放射線業務従事者が受ける線量の低減を図ることを目的とする。		
効果	被ばく線量の低減効果については定量化できないが、早期に溶存酸素を除去してニッケルの溶解を促進し、浄化系で除去することにより、線源強度低減に寄与している。		
今後の方針	今後も継続して実施する。	添付資料	なし

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(5/9)

対策件名	高線量当量率配管等の仮設鉛遮蔽			実施内容
分類	作業環境の線量当量率低減			格納容器内ループ室等の高線量当量率配管等に仮設の鉛遮蔽を実施する。 【鉛遮蔽の状況】 
実施期間	川内1号機:第16回定期検査～(必要に応じて実施) 川内2号機:第15回定期検査～(必要に応じて実施)			
目的	高線量当量率配管等に鉛遮蔽を設置することによって、表面線量当量率を低減し、周辺で作業する放射線業務従事者の受ける線量の低減を図ることを目的とする。			
効果	鉛遮蔽を実施した配管周辺場所の線量当量率低減効果 (例としてループ室仮設鉛遮蔽の場合を示す)			
		実施前	実施後	低減効果
線量当量率 (mSv/h)	川内1号機	0.20	0.11	約44%減
	川内2号機	0.15	0.09	約39%減
今後の方針	今後も必要に応じて実施する。			添付資料
				なし

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(6/9)

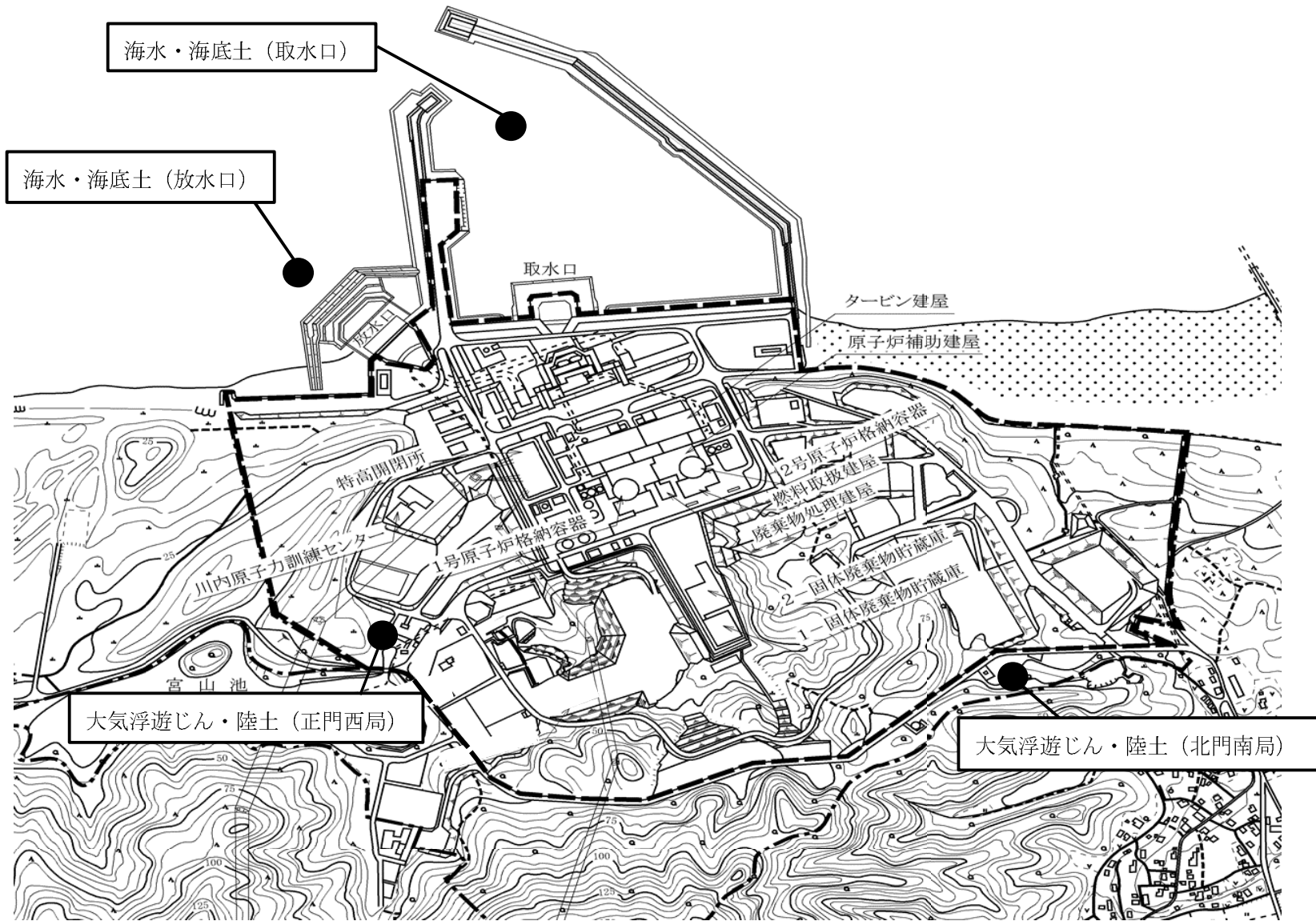
対策件名	加圧器管台溶接部への遮蔽の設置	実施内容
分類	作業環境の線量当量率低減	
実施期間	川内1号機:第20回定期検査 川内2号機:第19回定期検査	<p>(1)タングステン粒ジャケット遮蔽 先行プラントでの実績から良好な被ばく低減対策であったため採用する。なお、更なる被ばく低減を図る目的で厚さを増加(3cm⇒4cm)させる。</p>
目的		<p><概略図> </p>
<p>高線量当量率における作業において、タングステン粒ジャケット遮蔽、タングステン粒ジャケット穴遮蔽、スクリーン遮蔽を設置し、放射線業務従事者の受ける線量の低減を図ることを目的とする。</p>		<p>(2)タングステン粒ジャケット穴遮蔽 ジャケット遮蔽の穴部分(加圧器ヒータスリーブ部投入口)からの放射線による被ばく線量を低減する目的で、タングステン粒ジャケット穴遮蔽を採用する。</p> <p><概略図> </p>
効果		<p>(3)スクリーン遮蔽 加圧器内部からの加圧器サージ管台端面方向に放出される放射線による被ばく線量を低減する目的で、スクリーン遮蔽を採用する。</p> <p><概略図> </p>
<p>タングステン粒ジャケット等による遮蔽を行うことで、被ばく量低減が図られていると考えている。</p>		
<p>今後の方針</p>		添付資料
<p>高線量時作業特有</p>		なし

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(7/9)

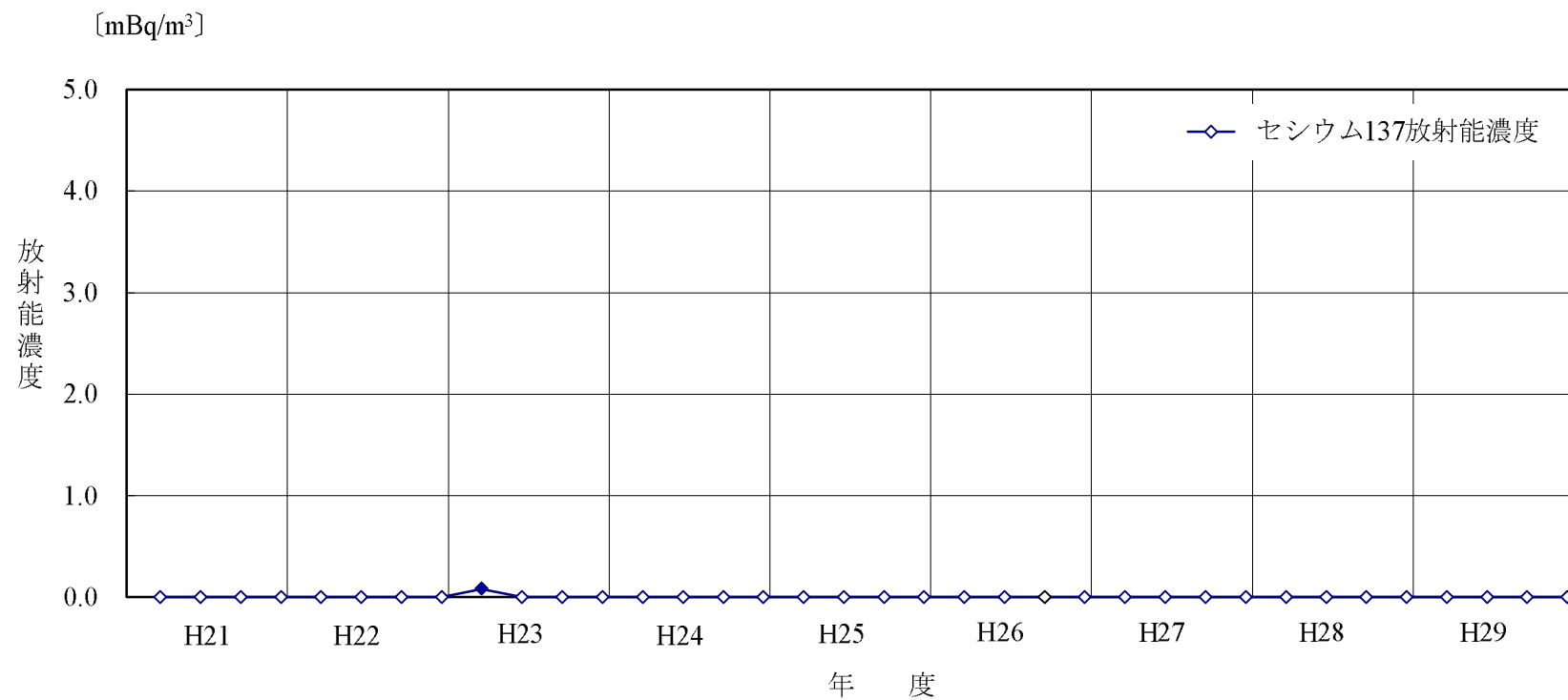
対策件名	原子炉容器上部蓋の一体構造化	実施内容	
分類	作業の合理化		
実施期間	川内1号機:第19回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:第18回定期検査～(現在も継続中)		原子炉容器上部蓋取替概略図
目的	<p>原子炉容器上部蓋を一体鍛造構造化することで溶接線をなくし、供用期間中検査(ISI)を不要とし、放射線業務従事者の受ける線量の低減を図ることを目的とする。</p>		<p>原子炉容器鳥瞰図</p> <p>既設の原子炉容器上部ふた</p> <p>取替用原子炉容器上部ふた</p> <p>(被ばく低減) 一体鍛造構造化</p>
効果	<p>供用期間中検査(ISI)削減により、被ばく線量低減が図られていると考えている。</p>		
今後の方針	<p>今後も継続して使用する。</p>	添付資料	
		なし	

第2.2.1.5-9図 線量低減対策(8/9)

対策件名	光・振動を用いたAPD警報システムの採用	実施内容
分類	被ばく管理の改善	1次冷却材ポンプ運転中の高騒音下作業、ループ室等の高線量下作業において、光・振動を用いたAPD警報システムを使用し、作業者の被ばく線量の低減を図る。
実施期間	川内1号機:第18回定期検査～(現在も継続中) 川内2号機:第17回定期検査～(現在も継続中)	
目的	高騒音下における高線量作業において、光・振動を用いたAPD警報システムを使用することで、放射線業務従事者の受ける線量の低減を図ることを目的とする。	
効果	高騒音下作業における被ばく線量低減が図られていると考えている。	
今後の方針	今後も継続して使用する。	添付資料
		なし

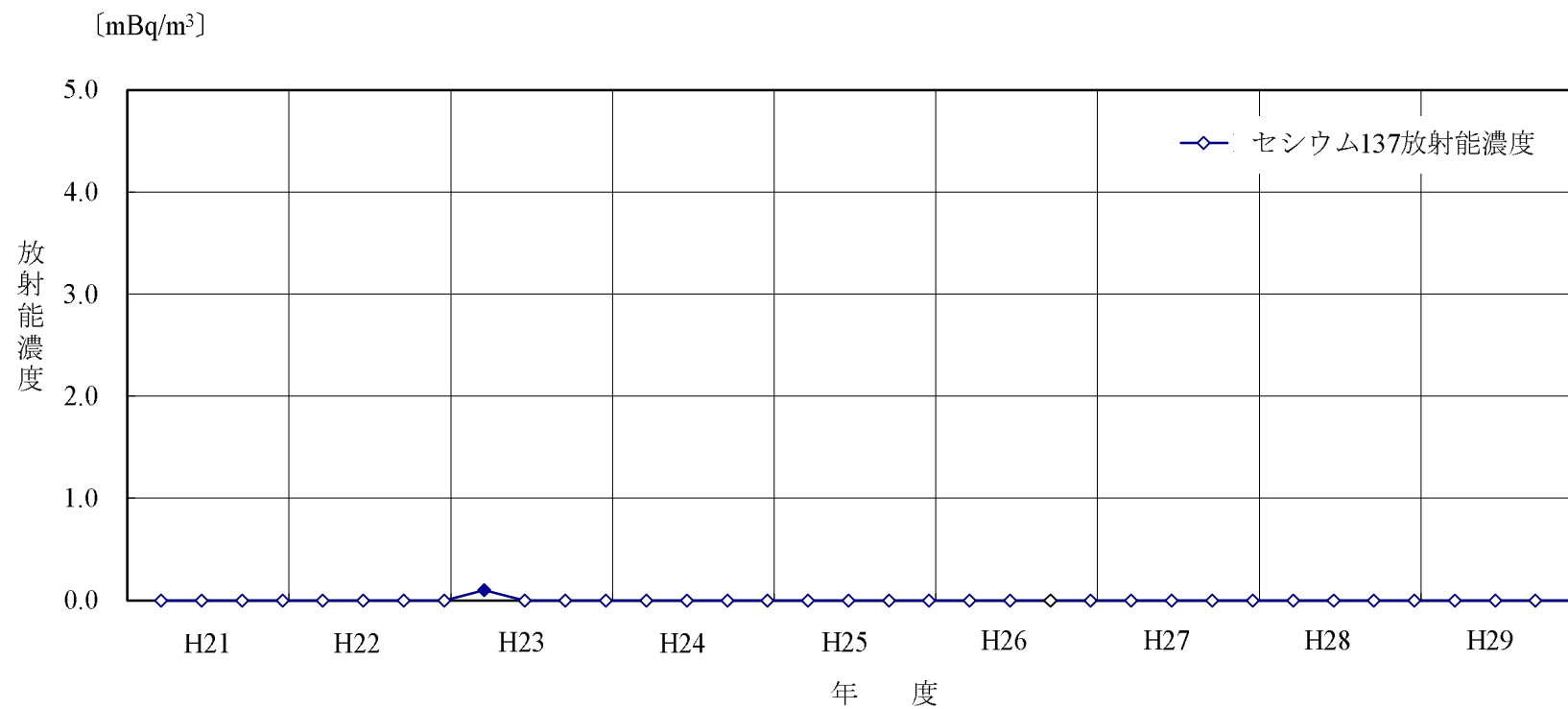


第 2.2.1.5-10 図 環境試料の採取地点



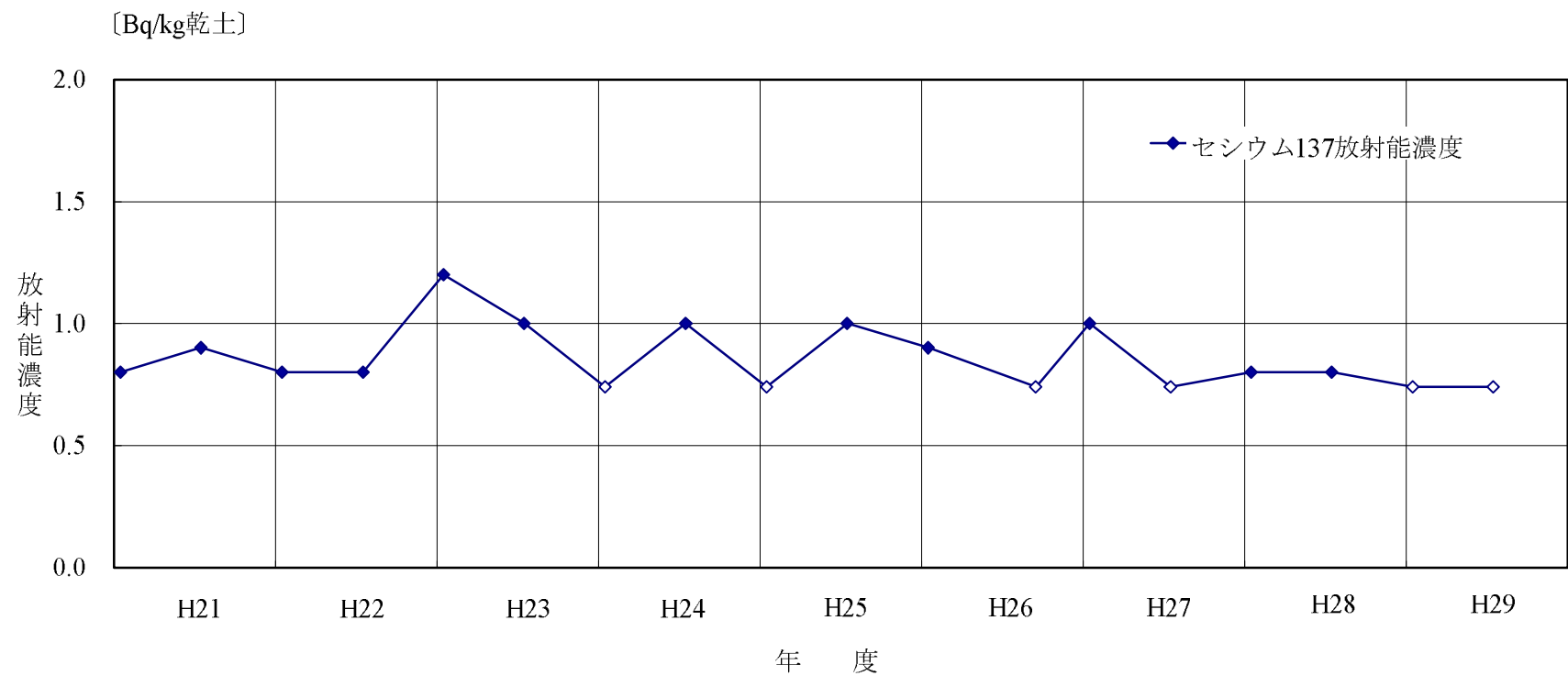
注：白抜きは、ND（検出可能レベル未満）を示す。

第2.2.1.5-11図 環境試料(浮遊じん)中の放射能濃度(1/2) [北門南局]



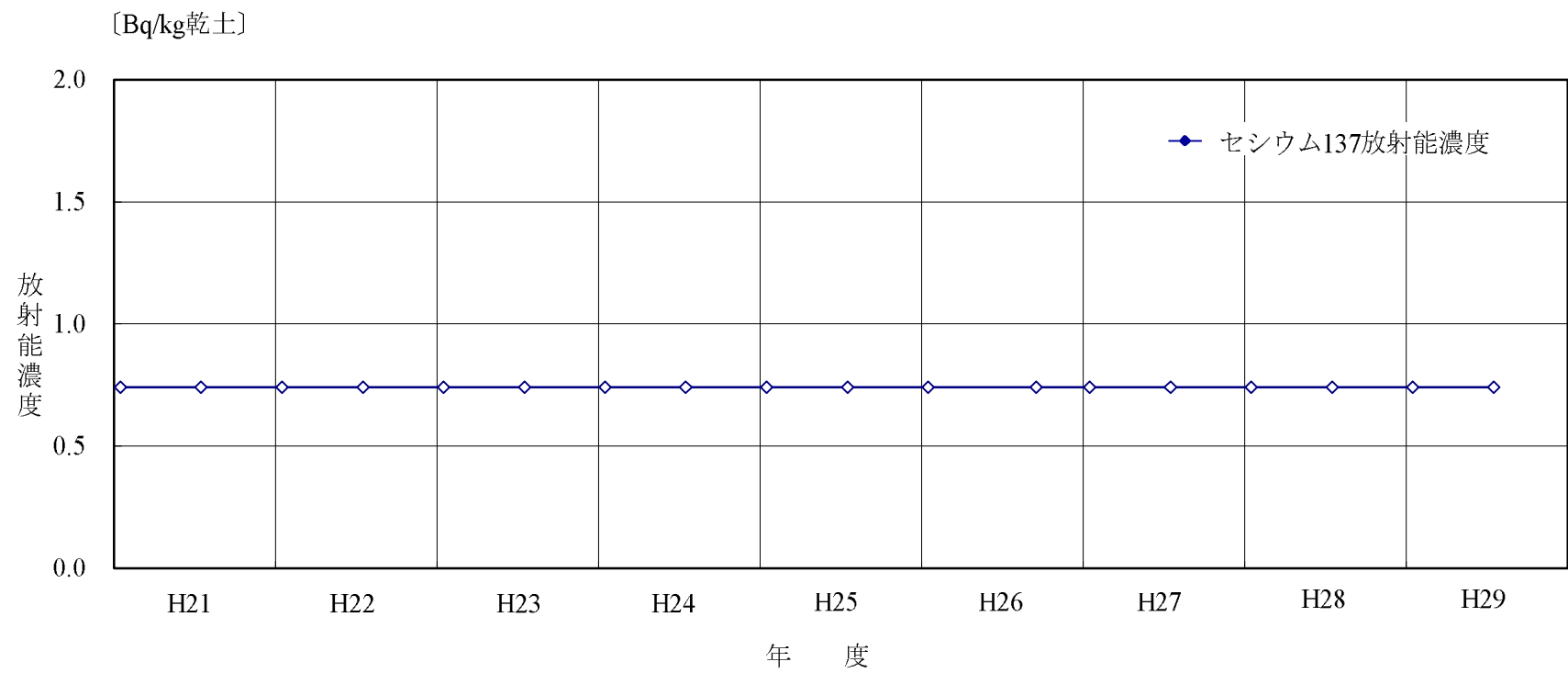
注：白抜きは、ND（検出可能レベル未満）を示す。

第2.2.1.5-11図 環境試料(浮遊じん)中の放射能濃度(2/2) [正門西局]



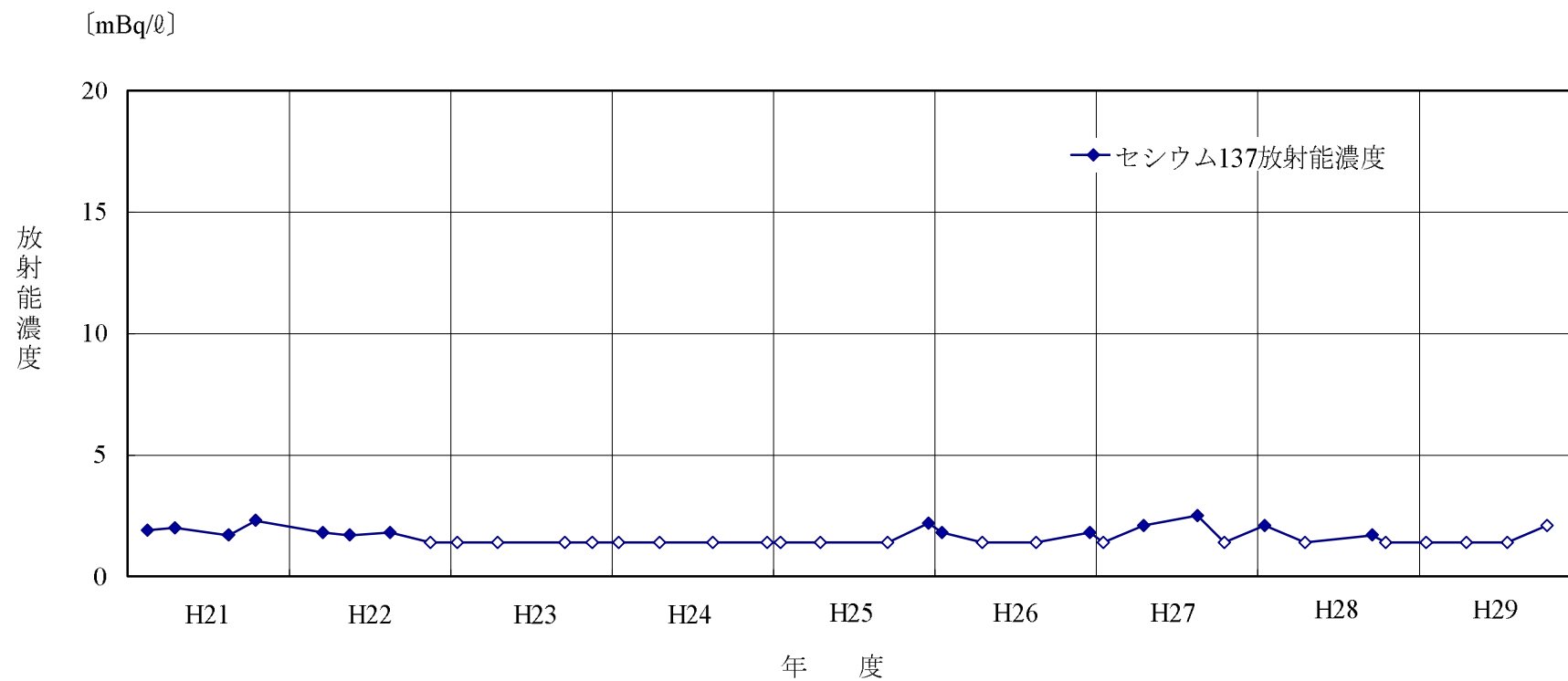
注：白抜きは、ND（検出可能レベル未満）を示す。

第2.2.1.5-12図 環境試料(陸土)中の放射能濃度(1/2) [北門南局]



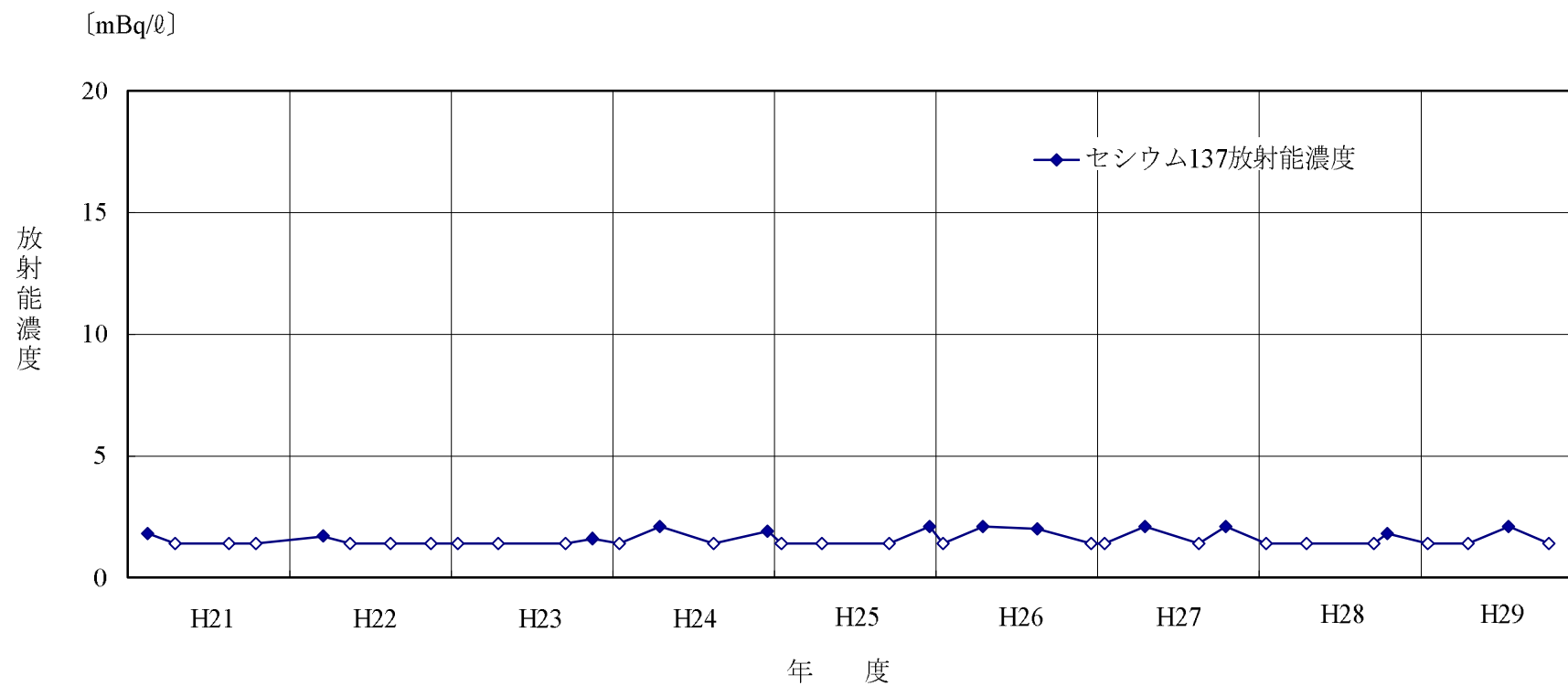
注：白抜きは、ND（検出可能レベル未満）を示す。

第2.2.1.5-12図 環境試料(陸土)中の放射能濃度(2/2) [正門西局]



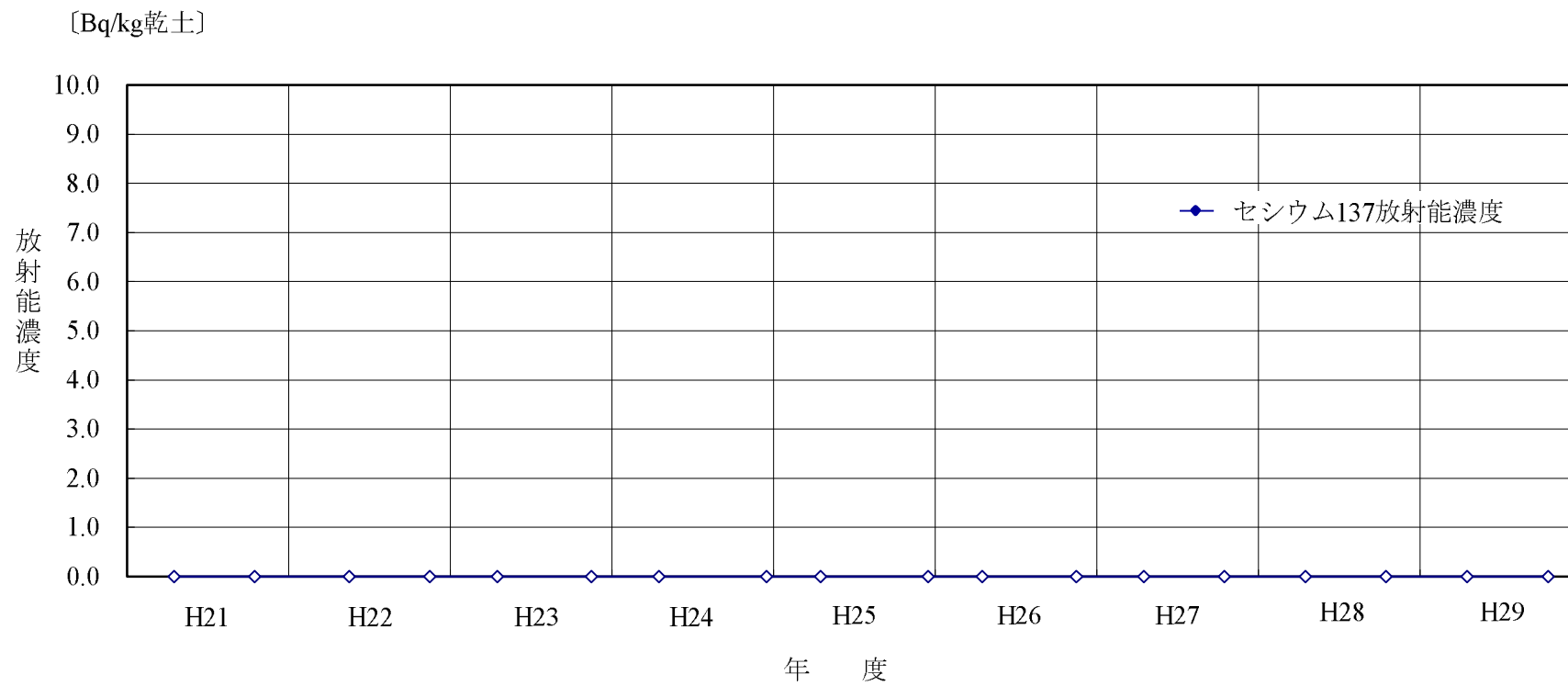
注：白抜きは、ND（検出可能レベル未満）を示す。

第2.2.1.5-13図 環境試料(海水)中の放射能濃度(1/2) [放水口]



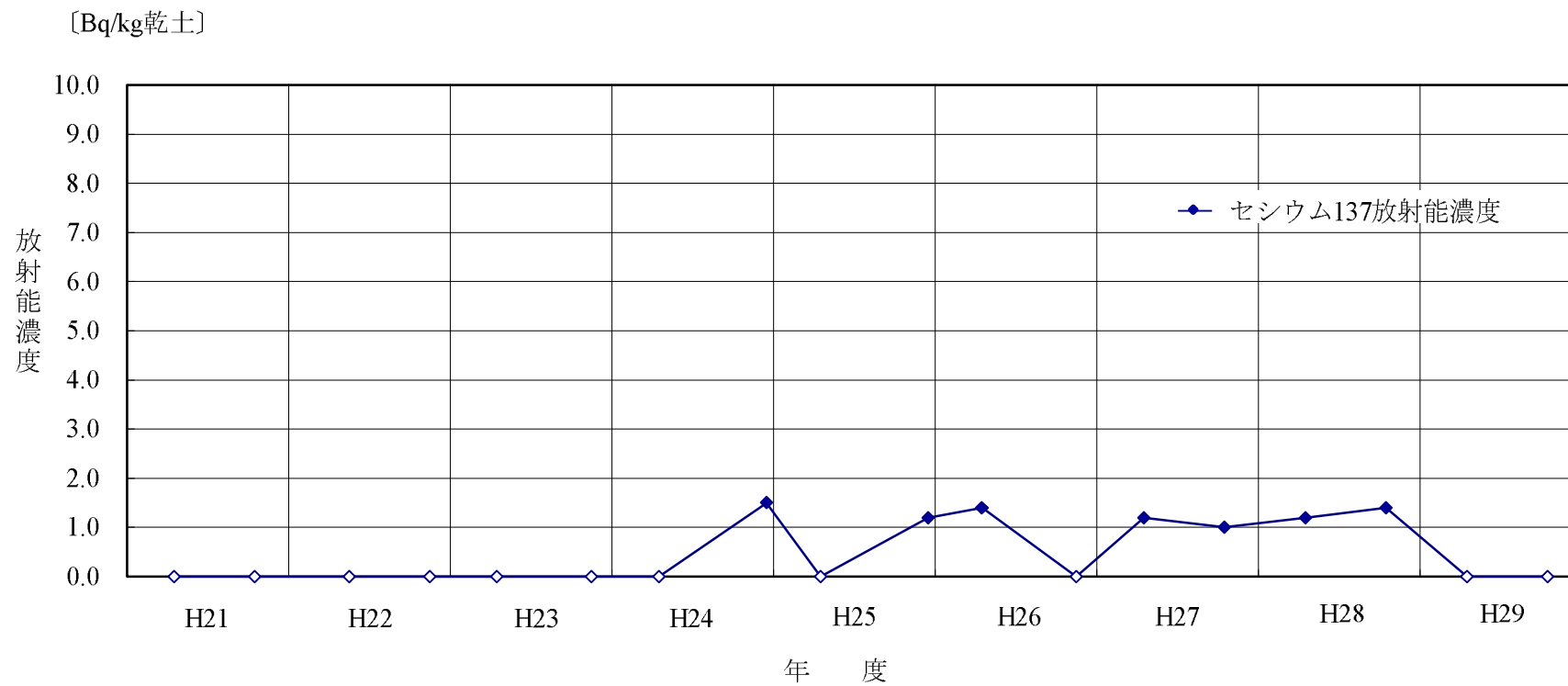
注：白抜きは、ND（検出可能レベル未満）を示す。

第2.2.1.5-13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(検出可能レベル未満)を示す。

第2.2.1.5-14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(検出可能レベル未満)を示す。

第2.2.1.5-14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こと、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

放射性廃棄物管理の組織・体制に係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、第2.2.1.1-2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、安全管理課長が雑固体廃棄物の保管本数や使用済樹脂貯蔵量を定期的に確認している。

このように、放射性廃棄物管理に係る組織及び分掌事項が明確にされ、保安活動を確実に実施できる体制としている。

(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・体制に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

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

放射性廃棄物管理の社内マニュアルに係る活動については、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、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を社内マニュアルに定め、以下に示す放射性廃棄物管理を実施している。

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、原則としてガス減衰タンク内に30日間以上貯留し、十分に放射エネルギーを減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら、排気筒から放出する。

また、第2.2.1.6-1図に示すとおり、放出前段階、放出段階、評価段階及び反映段階の各段階を通じて、放出条件の確認、放出中におけるモニタの連続監視、放出放射エネルギー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、固体廃棄物貯蔵庫は、保管状況等について定期的に巡視点検を実施している。

(b) 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルの改善状況

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、社内マニュアルに係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

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、川内1、2号機で共通して取り組んでおり、放射性廃棄物の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・訓練に係る改善活動で評価対象となるものはなかった。

(3) 放射性廃棄物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. 廃棄体の放射エネルギー測定用演算プログラムの改修

平成28年度に玄海原子力発電所から搬出する際に低レベル放射性廃棄物の廃棄物埋設確認申請書に記載した廃棄体データのうち、1本に誤りを確認した。この原因はデータの提出前チェックが不十分であったこと、廃棄体の放射エネルギーの測定に用いた演算プログラムが一部正常に処理を行わなかったこと及び放射エネルギー演算に処理異常があっても低レベル放射性廃棄物敷地外搬出設備が動作を継続して検査結果の誤りに気づけなかったことであった。これに対する川内原子力発電所での予防処置として、平成29年度に廃棄体の放射エネルギーの測定に用いる演算プログラムを改修し、システム異常を検知する警報機能を強化した。

この結果、確実に廃棄体の放射エネルギーの測定を行うことが期待できる。

(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) 放射性希ガス

今回確認した期間の放射性希ガス放出量は、保安規定に定めている年間放出管理目標値に対し、十分低い値で推移している。その傾向として、平成24年度から平成27年度は発電所の長期間停止に伴い放射性希ガス放出量は減少している。

なお、発電所の長期間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稀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平成26年10月に放出量の評価方法を見直した。

(b) 放射性よう素131

今回確認した期間の放射性よう素131の放出量は、保安規定に定めている年間放出管理目標値に対し、十分低い値で推移している。平成23年度は $1.6 \times 10^5 \text{Bq}$ を検出したが、これは東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の影響によるものと推測される。また、平成29年度は $2.1 \times 10^6 \text{Bq}$ を検出したが、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) トリチウムを除く放射性物質

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) トリチウム

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平成23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平成27年度以降は、発電所運転期間中と概ね同等程度となっている。

c. 放射性固体廃棄物の発生量及び保管量(貯蔵量)の推移

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

年間の放射性固体廃棄物の発生量はほぼ同程度で推移している。

累積保管量については、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。

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施設定期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。

また、平成23年度に、均一・均質固化体及び雑固体廃棄物について、青森県にある日本原燃(株)低レベル放射性廃棄物埋設センターへ搬出を行い、放射性固体廃棄物の更なる貯蔵裕度の確保が図られた。

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、発生していないことを確認した。

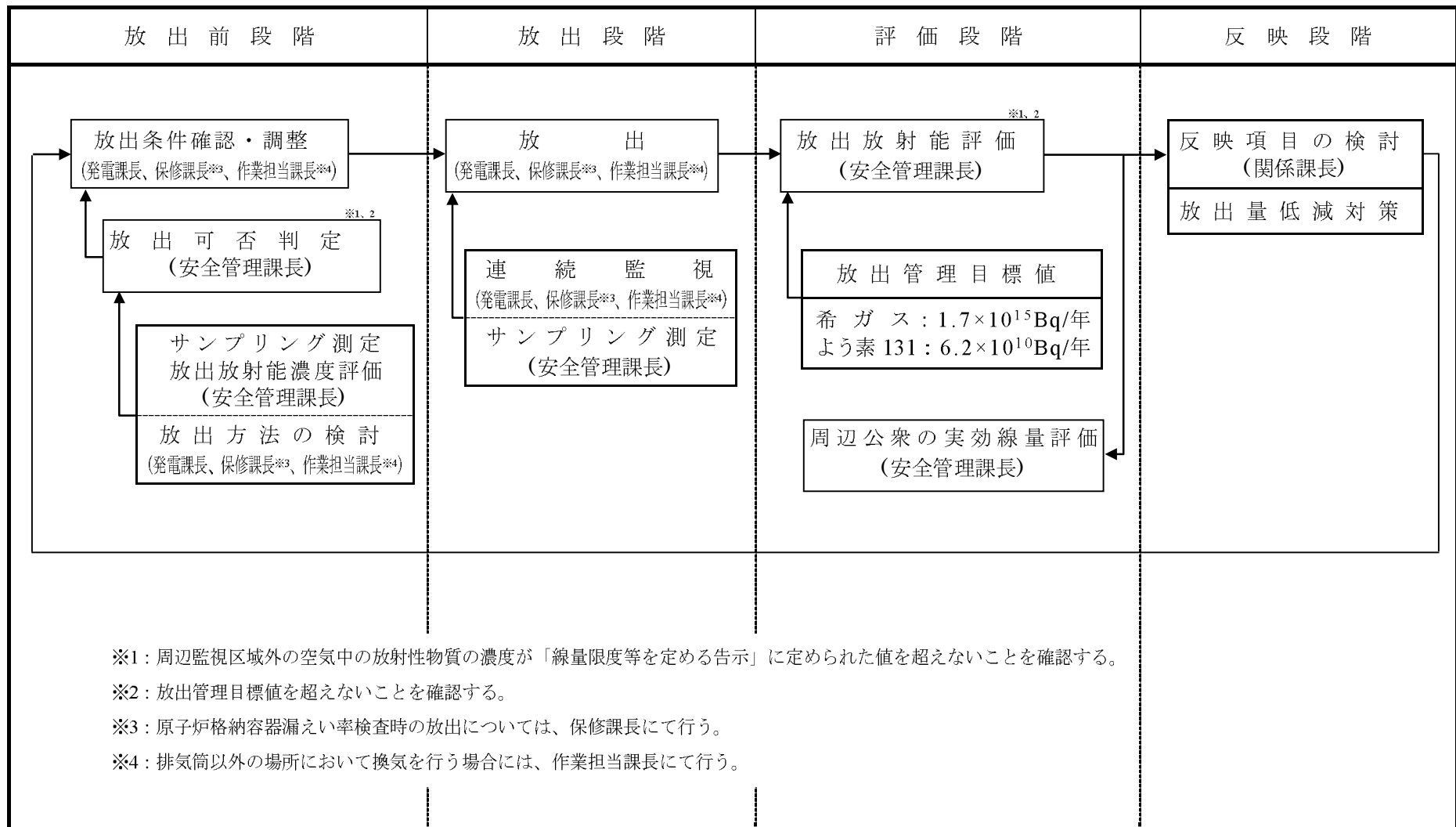
放射性廃棄物管理に係る実績指標について、平成29年度の放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量は、川内1号機における燃料集合体からの放射性物質の漏えいに伴い時間的な推移に上昇があったものの必要な措置等は実施されており、放射性廃棄物管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

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

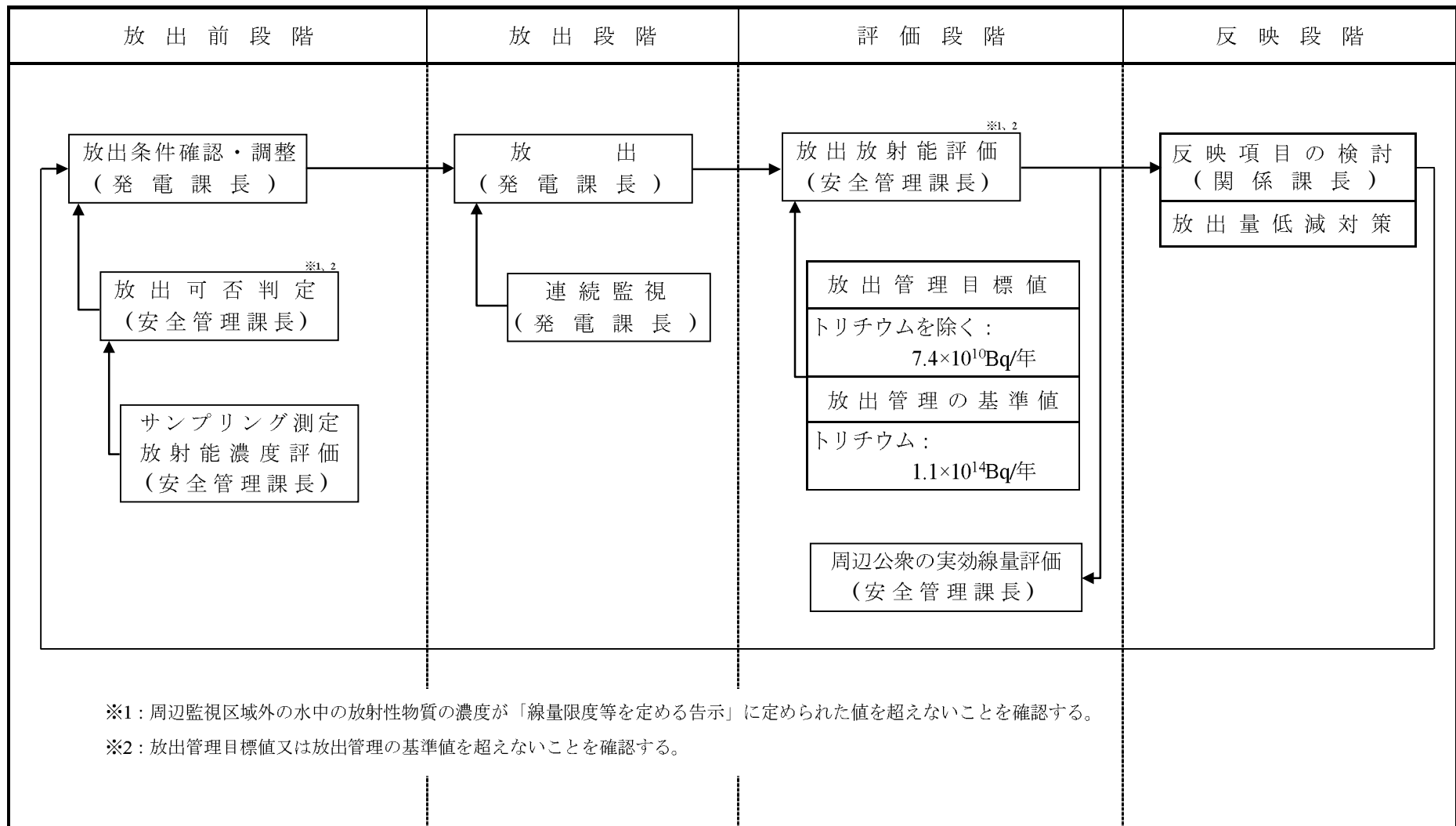
年 度	ドラム缶発生量 [本]	その他の 種類の 発生量 [本相当]	発生量 [本相当]	焼却等 減容量 [本相当]	搬出減量 [本]	累積保管量 [本相当]
平成 21 年度	1,067	466	1,533	594	0	18,078
平成 22 年度	1,259	282	1,541	642	0	18,977
平成 23 年度	1,580	532	2,112	451	320	20,318
平成 24 年度	523	200	723	610	0	20,431
平成 25 年度	993	521	1,514	460	0	21,485
平成 26 年度	1,600	644	2,244	676	0	23,053
平成 27 年度	814	620	1,434	795	0	23,692
平成 28 年度	1,694	1,276	2,970	1,840	0	24,822
平成 29 年度	683	1,344	2,027	2,235	0	24,614

注:平成 20 年度より蒸気発生器 3 基、保管容器 509m³(原子炉容器上部蓋を含む)を保管している。



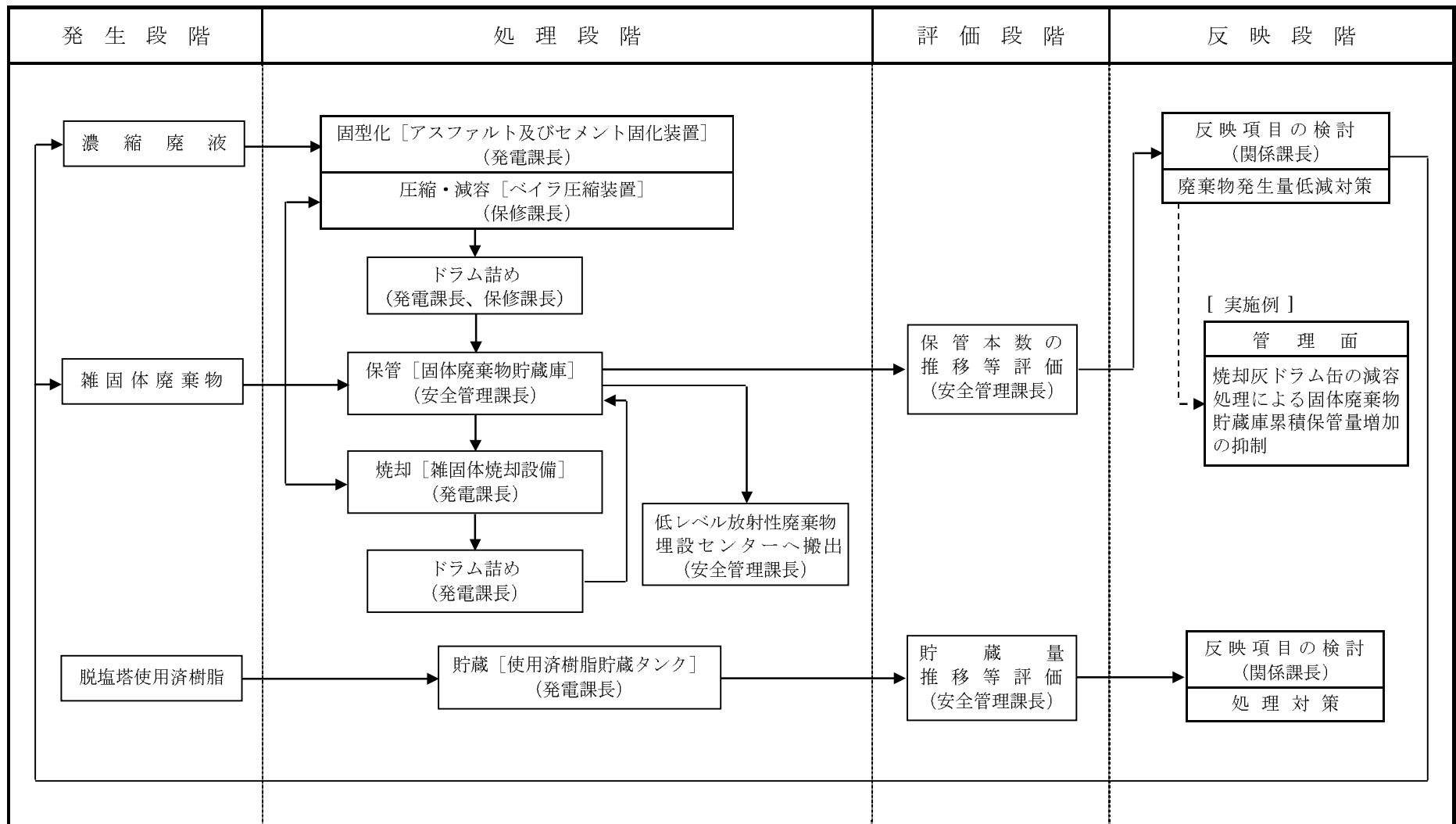
注：() 内は、主管を示す。

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。

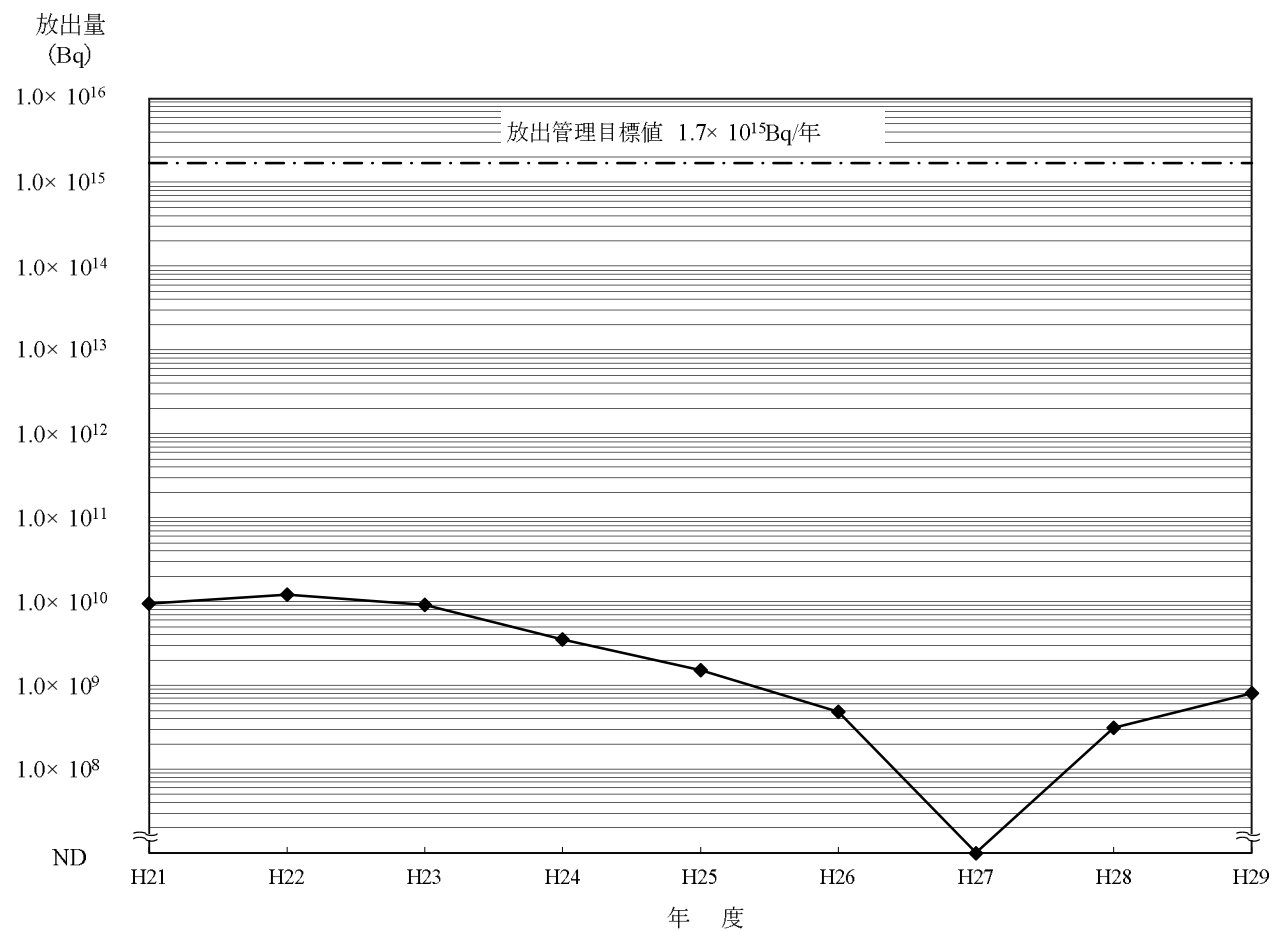
第2.2.1.6-3図 放射性固体廃棄物に係る運用管理フロー

(単位:Bq)

年 度	放射性希ガス放出量
H21	9.4×10^9
H22	1.2×10^{10}
H23	9.1×10^9
H24	3.5×10^9
H25	1.5×10^9
H26	4.8×10^8 ※
H27	ND
H28	3.1×10^8
H29	8.1×10^8

※H26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を乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界($2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$)未満の場合は、NDと表示した。



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

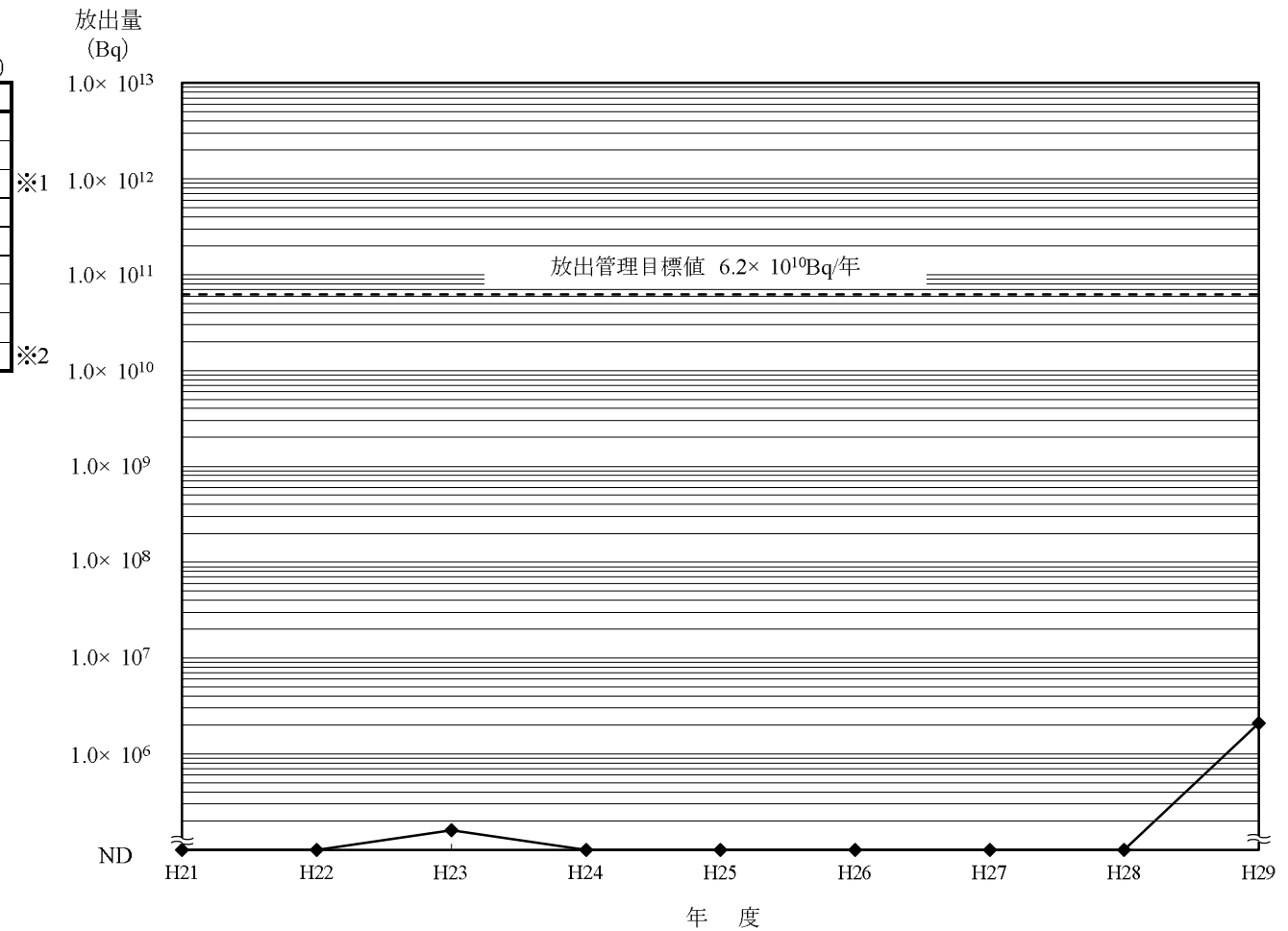
(単位:Bq)

年 度	よう素131放出量
H21	ND
H22	ND
H23	1.6×10^5
H24	ND
H25	ND
H26	ND
H27	ND
H28	ND
H29	2.1×10^6

※1:東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の影響と推測される。

※2:川内1号機における燃料集合体からの漏えい燃料発生のため。

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

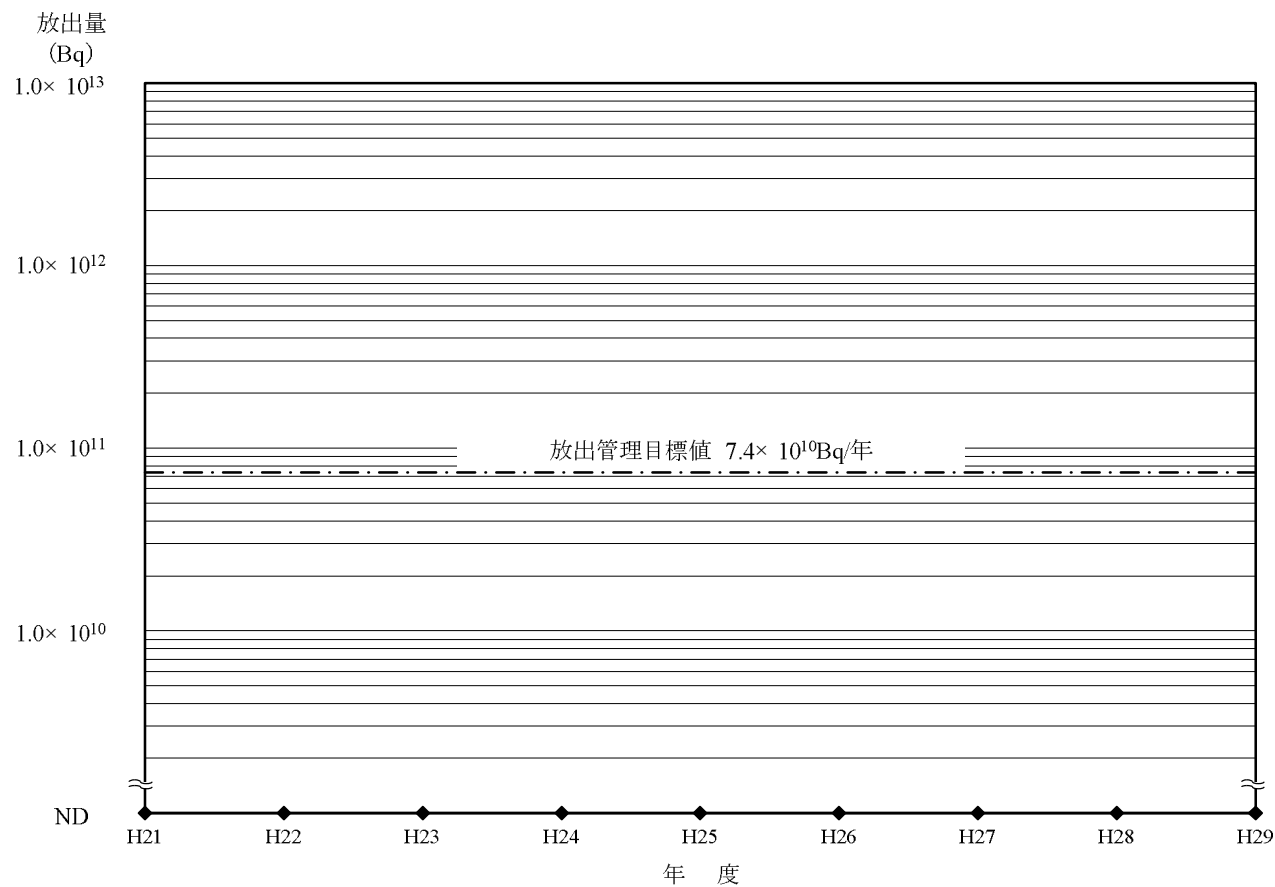


第2.2.1.6-5図 放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量

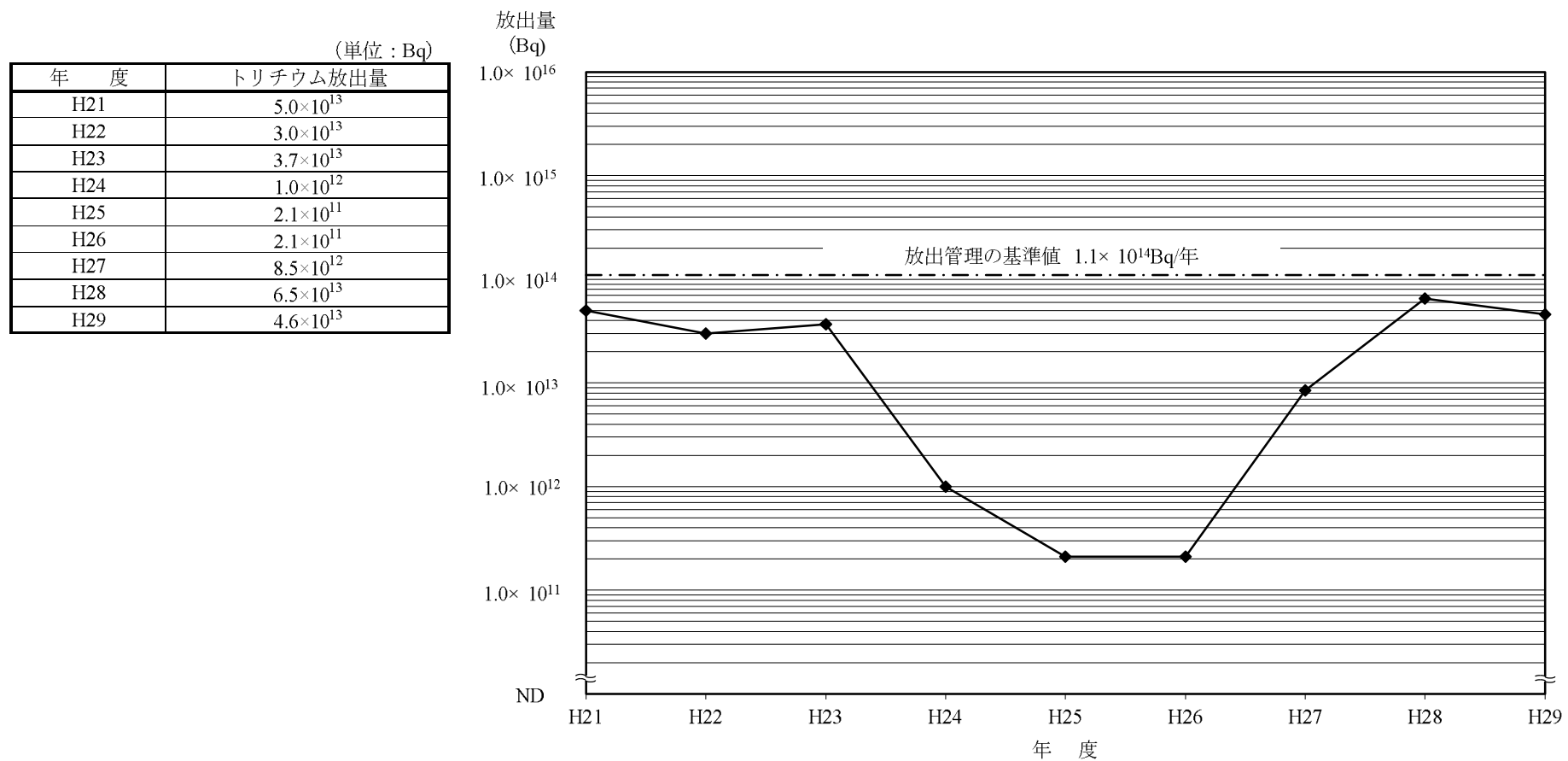
(単位:Bq)

年 度	トリチウムを除く放射性物質放出量
H21	ND
H22	ND
H23	ND
H24	ND
H25	ND
H26	ND
H27	ND
H28	ND
H29	ND

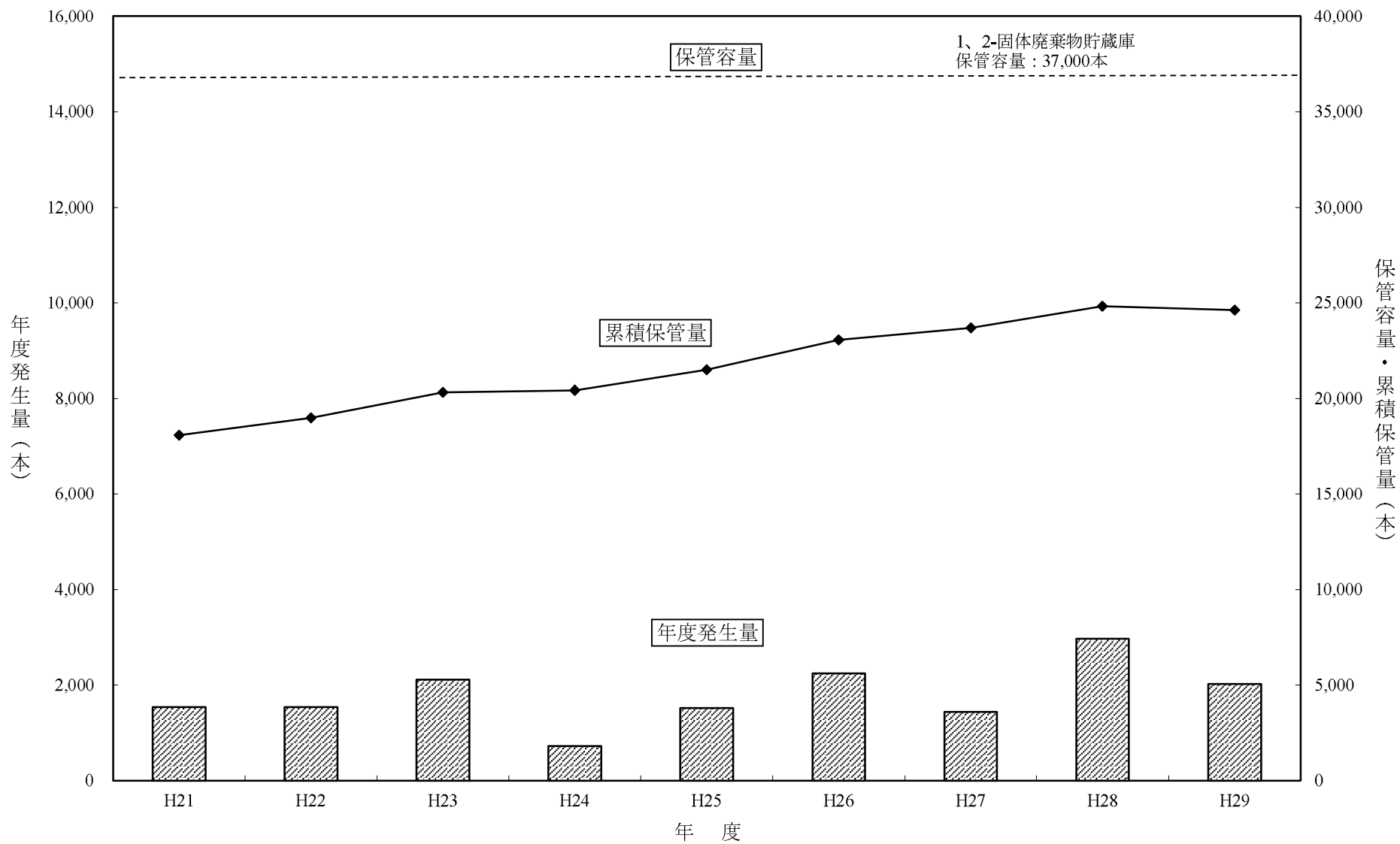
注:放出量は、排水中の放射性物質の濃度に排水量に乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界(^{60}Co で代表: $2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$)未満の場合は、NDと表示した。



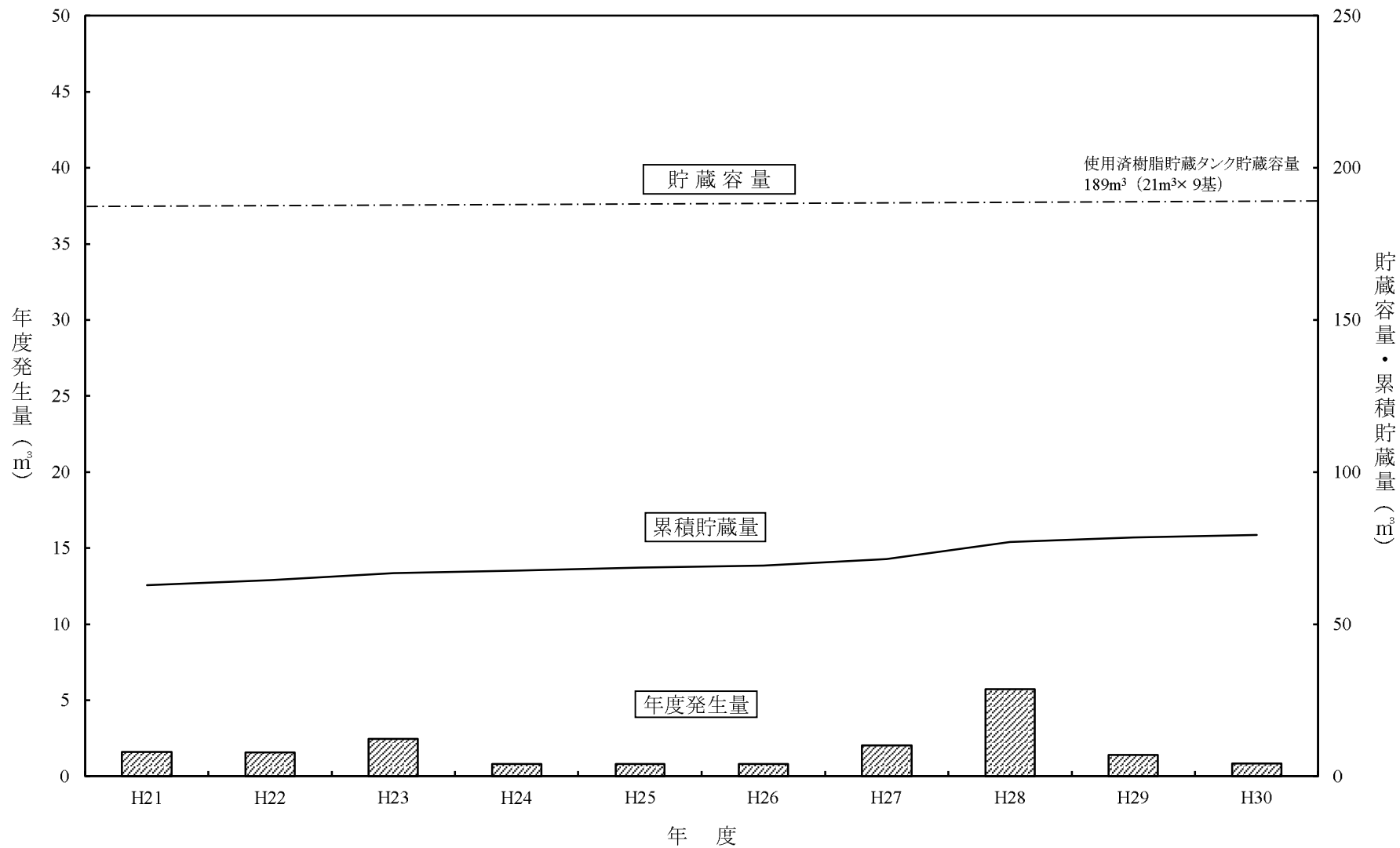
第2.2.1.6-6図 放射性液体廃棄物中の放射性物質(トリチウムを除く)の放出量



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
 (平成30年度は、平成30年4月1日から平成30年9月28日までの発生件数を示す)

項 目	年 度										備 考
	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29		
気体廃棄物	・漏えい燃料防止対策の実施										平成元年度より、ペレット水分管理強化
	(1)燃料品質管理強化										
	(2)バップルジェット対策										建設当初より炉心アップフロー化を実施
	(3)異物対策燃料の使用										平成元年度より採用
	(4)信頼性向上燃料の採用										平成27年度より採用
	・ガス減衰タンクの設置、運用										昭和59年度設置
・気体廃棄物処理設備の運用										昭和58年度設置 平成19年度ガス圧縮装置更新	

第2.2.1.6-10図 放射性気体廃棄物放出低減対策の変遷

2.2.1-247

項 目		年 度										備 考
		H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29		
液体廃棄物	・ほう酸回収装置の設置、運用											昭和59年度設置
	・廃液蒸発装置の設置、運用											昭和59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							平成8年度設置 平成12年度より水洗いに変更 (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							昭和58年度設置

第2.2.1.6-11図 放射性液体廃棄物放出低減対策の変遷

項 目		年 度									備 考	
		H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29		
固体廃棄物	設 備 面	・ベイヤ圧縮装置の設置、運用	川内1、2号機共用									川内1号機：昭和58年度設置 川内2号機：昭和60年度設置 (平成2年度より共用)
		・雑固体焼却設備の設置、運用	川内1、2号機共用									
		・雑固体焼却設備改造に伴う焼却量増加	川内1、2号機共用									平成19年度改造 設備運転時間の延長を可能とした
		・アスファルト固化装置の設置、運用	川内1、2号機共用									昭和58年度設置
	管 理 面	・物品持込み制限										昭和62年度より実施
		・消耗品の仕様変更、使用制限										昭和63年度より実施
		・固体廃棄物減容処理										平成16年度より焼却灰を減容可 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報告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、昭和54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、昭和55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、平成11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。)(平成12年6月施行)に基づき、「川内原子力発電所原子力事業者防災業務計画」(以下「防災業務計画」という。)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、平成19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連絡体制の整備を行った。(第2.2.1.7-2表参照)

さらに、平成23年3月の東北地方太平洋沖地震に伴う津波により発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を起因として発出された経

済産業大臣指示文書「平成23年福島第一、第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について(指示)」(平成23年3月30日付け平成23・03・28原第7号)、「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について(指示)」(平成23年6月7日付け平成23・06・07原第2号)等を受け、緊急安全対策等を実施した。

その後、平成25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、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、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(夜間含む)についても、輪番体制を確立し、通報連絡を迅速・的確に行うこととしている。

通報連絡を受けた発電所長は、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)

なお、社外への通報は、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、原子力災害の拡大の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、発電所長を原子力防災管理者、発電所の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、国、鹿児島県及び薩摩川内市に届け出ている。

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）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（夜間含む）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及び重大事故等対策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) 通報体制及び情報連絡体制の整備

原子力防災管理者は、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報告及び連絡のため、あらかじめ連絡体制を整備している。

(ロ) 放射線測定設備、原子力防災資機材等の整備

I 放射線測定設備の設置等

発電所敷地境界付近に国の検査を受けたモニタリングポスト及びモニタリングステーションを設置し、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の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展示館等の住民等が閲覧できる場所に設置している。

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、国土交通大臣、鹿児島県知事及び薩摩川内市長へ届け出るとともに、代替緊急時対策所及び他所定の場所に配備し、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。(第2.2.1.7-5表参照)

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

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

(ハ) 原子力災害対策活動で使用する資料の整備

原子力災害対策活動で使用する資料(第2.2.1.7-6表参照)を発電所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に配備する資料として国に提出している。また、本資料は地方公共団体にも提出するとともに、発電所(代替緊急時対策所)、本店(原子力施設事態即応センター)、資機材等保管場所にも配備している。

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。

(二) 原子力災害対策活動で使用する施設及び設備の整備・点検

発電所においては、代替緊急時対策所、集合場所、応急処置施設、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、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、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)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、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。

(へ) 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。

二 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、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条に該当する事象の発生について通報を受けたとき又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、発電所対策本

部の設置を行うこととしている。(第2.2.1.7-5図参照)

(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を受けたおそれのある者を発見した場合は、速やかに関係者へ連絡を行い、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、傷病者に汚染がある場合は、搬送前に医療機関、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汚染拡大防止のため、原則として所員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、緊急時環境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。

さらに、国からオフサイトセンター運営の準備に入る旨の連絡を受けた場合、又は指定行政機関(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、その他関係機関が行う緊急事態応急対策のため、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

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又は自ら発見したときは、国、地方公共団体等に報告を行うこととしている。

また、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

原子炉施設の損傷状況・汚染状況の把握、原子炉施設の除染の実施、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、国、鹿児島県知事、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」(平成12年6月締結、平成26年10月改正)に基づき、原子力防災要員の派遣及び原子力防災資機材の貸

与、その他必要な協力を行うこととしている。(第2.2.1.7-8表参照)

また、平成28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追加協力のための協定を締結している。

さらに、平成28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、その他自然災害発生時の対応

火災が発生した場合における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。)及び内部溢水、その他自然災害等(地震、津波、竜巻及び火山(降灰)等)が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動について、必要な要員の配置、要員に対する教育訓練の実施、保全のための活動に使用する資機材の配備及び保全のための活動を行うための手順書の整備を行っている。

また、上記の保全のための活動に関して、1年に1回、年度初めに評価を実施し、評価結果に基づき必要な措置を講ずることとしている。

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・確保、要

員に対する教育訓練の実施、重大事故等の発生及び大規模損壊の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、年度初めに評価を実施し、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、緊急時の措置に係る組織及び分掌事項が明確にされ、保安活動を確実に実施できる体制としている。

(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 防災業務体制の強化

防災課は、原子力防災、火災及び自然災害等発生時の体制の整備、出入管理等に関する業務等多岐にわたる業務を所掌していることから、平成30年7月より「防護管理課」を設置し、防災課長が所掌している周辺監視区域や保全区域への出入管理の業務を移管した。

また、防護管理課設置に伴う業務の見直しに併せて、防災課が所掌する核物質防護措置に関する業務を防護管理課へ移管した。

この結果、原子力防災、火災及び自然災害等発生時の体制の整備、出入管理等に関する業務等に係る体制の強化が図られることが期待できる。

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

緊急時の措置の社内マニュアルに係る活動については、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。

イ 外部電源受電システムの増強

人吉変電所からの受電に加え、独立性を有する受電システムとして霧島変電所から新鹿児島変電所を経由するルートから受電できる運用を追加する計画だったが、平成29年4月4日の保安規定に定める外部電源に係る運転上の制限の逸脱を契機に再検討を行い、平成29年9月に川内火力発電所の開閉所又は新鹿児島変電所を経由した受電可能なルートの運用の追加を行った。(第2.2.1.7-6図参照)

この結果、独立性を有する受電システムを追加することにより、外部電源の信頼性が更に向上した。

ロ 地震時、CCW保有水量の監視強化

川内2号機第1回届出書のPRAから抽出された追加措置として、平成29年度に地震時、CCW保有水量の監視強化を実施することとした。

この結果、地震によるCCWの減少を早期発見できることとなり、CCW系統機能喪失の可能性が低減した。

なお、原災法の施行に伴い、平成12年6月に制定した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、鹿児島県及び薩摩川内市と協議の上、改正し、国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)

c. 緊急時の措置に係る教育・訓練

(a) 緊急時の措置に係る教育・訓練の概要

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

イ 危険物保安及び防火・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、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、運転員、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員に対し、役割に応じた重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識並びに的確な状況把握、确实及び迅速な対応を実施するために必要な知識(過酷事故の内容、基本的な対処方法等)の向上を図る知識ベースの教育訓練を実施している。

※: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)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、その他自然災害対応教育

内部溢水発生時の措置に関する事項及びその他自然災害(地震、津波、竜巻及び火山(降灰)等)発生時の措置に関する事項について教育

を実施している。

ト 原子力防災訓練

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

総合訓練は、発電所、本店及び各支社が連携し、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、当社社員による対応状況の自己評価を行い、必要に応じて改善を行うこととしている。(第2.2.1.7-7図参照)

チ 重大事故等発生時の対応に係る総合的な訓練

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

リ 大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練

大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操

作の選択及び指揮者と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。

ヌ 力量習得訓練

技術的能力に係る審査基準で要求される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。

ル 力量維持訓練

重大事故等発生時の事象の種類及び事象の進展に応じて、的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るための教育訓練を実施している。

ヲ 成立性確認訓練

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

ワ 原子力防災訓練への参画

国又は地方公共団体が主催する緊急時通報連絡訓練、緊急時環境モニタリング訓練等の原子力防災訓練に積極的に参画している。(第2.2.1.7-12表参照)

(b) 緊急時の措置に係る教育・訓練の改善状況

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 重要シナリオの発電所員への教育・訓練

川内2号機第1回届出書のPRAから抽出された追加措置として、平成29年度に川内2号機第1回届出書にて実施したPRAの炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度への寄与の大きな事象を重要シナリオと位置づけ、当該シナリオについて所員への教育・訓練を実施した。

この結果、重要シナリオに対する意識向上が図られた。

ロ クリフエッジに到達した際の措置を含む、安全裕度評価結果の所員への教育・訓練

川内2号機第1回届出書の安全裕度評価から抽出された追加措置として、平成29年度にクリフエッジに到達した際の措置を含む、安全裕度評価結果の所員への教育・訓練を実施した。

この結果、設計基準を超える地震及び津波が起こった際に予想されるプラント挙動を知ることにより、緊急時対応要員の対応能力が向上した。

ハ メタクラ保護継電器のリフト処置の手順作成、教育・訓練

川内2号機第1回届出書の安全裕度評価から抽出された追加措置として、平成29年度に地震評価における炉心(出力運転時、運転停止時)のクリフエッジシナリオで期待しているメタクラ保護継電器のリフト処置について、手順を作成し、教育・訓練を実施した。

この結果、処置がより確実にできるよう習熟が図られた。

ニ 大津波警報発表時の停止ユニットのエアロック閉止の手順作成、教育・訓練

川内2号機第1回届出書の安全裕度評価から抽出された追加措置とし

て、平成29年度に大津波警報発表時の停止ユニットのエアロック閉止の手順を作成し、教育・訓練を実施した。

この結果、処置がより確実にできるよう習熟が図られた。

ホ 緊急時対策本部要員(指揮者等)に必要とされる力量の明確化に関する社内マニュアルの変更

平成28年度に緊急時対策本部要員(指揮者等)に必要とされる力量の明確化のため、社内マニュアルを変更した。

この結果、要員に必要とされる力量の更なる明確化が図られた。

(3) 緊急時の措置に係る設備改善状況

a. 緊急時の措置に係る設備の概要

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

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) 中央制御室空調用ダンパ操作架台設置工事

平成29年度、重大事故等発生時に実施する空調ダンパ操作時の操作性向上のため架台を設置した。

この結果、重大事故等対策要員の更なる作業性の向上が図られた。

(b) MAAP導入

平成30年7月に、炉心溶融等の重大事故等時のプラント挙動を連続して模擬できるように、原子力訓練センターの運転シミュレータにMAAPを導入した。

この結果、炉心溶融等の重大事故等時のプラント挙動及びその対応に関する運転員の知識、重大事故等時の運転操作技術が更に向上することにより、プラントの安全性が向上することが期待される。

(c) 海水ポンプ無給水軸受化工事

第22回施設定期検査時に、緊急安全対策のうち中長期対策として、軸

保護管及び軸受潤滑水供給設備が不要な無給水軸受を採用した海水ポンプへの取替えを行った。

この結果、無給水軸受を採用したポンプに取り替えることにより、ポンプ再起動時の信頼性向上が図られ、非常用所内電源喪失、最終ヒートシンク喪失の可能性が低減した。

(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2.2.1.7-8図に示す。

国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練に参画するとともに、所内においては、原子力防災訓練(平成24年度に非常事態対策総合訓練から原子力防災訓練に変更)として、原子力災害の発生を想定した訓練を年1回以上定期的に計画し、実施している。

なお、鹿児島県原子力防災訓練については、平成22年度に計画されていた訓練は、出水市の鳥インフルエンザ発生に伴う防疫対策対応のため中止、平成23年度に計画されていた訓練は、鹿児島県及び関係市の「原子力災害対策暫定計画」に基づく訓練実施のため中止、平成26年度に計画されていた訓練は、関係市町の要援護者の避難支援計画が作成中であったため中止となった。

b. 防災訓練への参加人数

防災訓練への参加人数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.7-9図に示す。

所内における原子力防災訓練の発電所所員参加人数は、1回あたり約200人、国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練への発電所所員参加人数は、1回あたり約200人で推移している。

c. 訓練等の改善状況

訓練の改善状況について確認した結果を、第2.2.1.7-13表に示す。

訓練の改善については、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。

また、緊急時の措置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2.2.1.7-14表参照)

緊急時の措置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、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。

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」（昭和56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：原子力施設等の防災対策について）」（昭和55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、ファックス）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。

（用語説明）TMI事故：米国スリーマイルアイランド発電所2号機事故

JCO事故：JCO東海村ウラン加工施設臨界事故

※1：平成25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。

※2：平成12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、平成12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「防災業務計画」を作成している。
原子力防災組織の整備	従来から発電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、発電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、自治体等に通報すべき事象並びに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、「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するため、従来から設置していた一斉ファックスの送付先を見直すとともに、休日時間外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、平成28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追加協力のための協定を締結し、平成28年8月には、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美浜原子力緊急時支援センターとの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

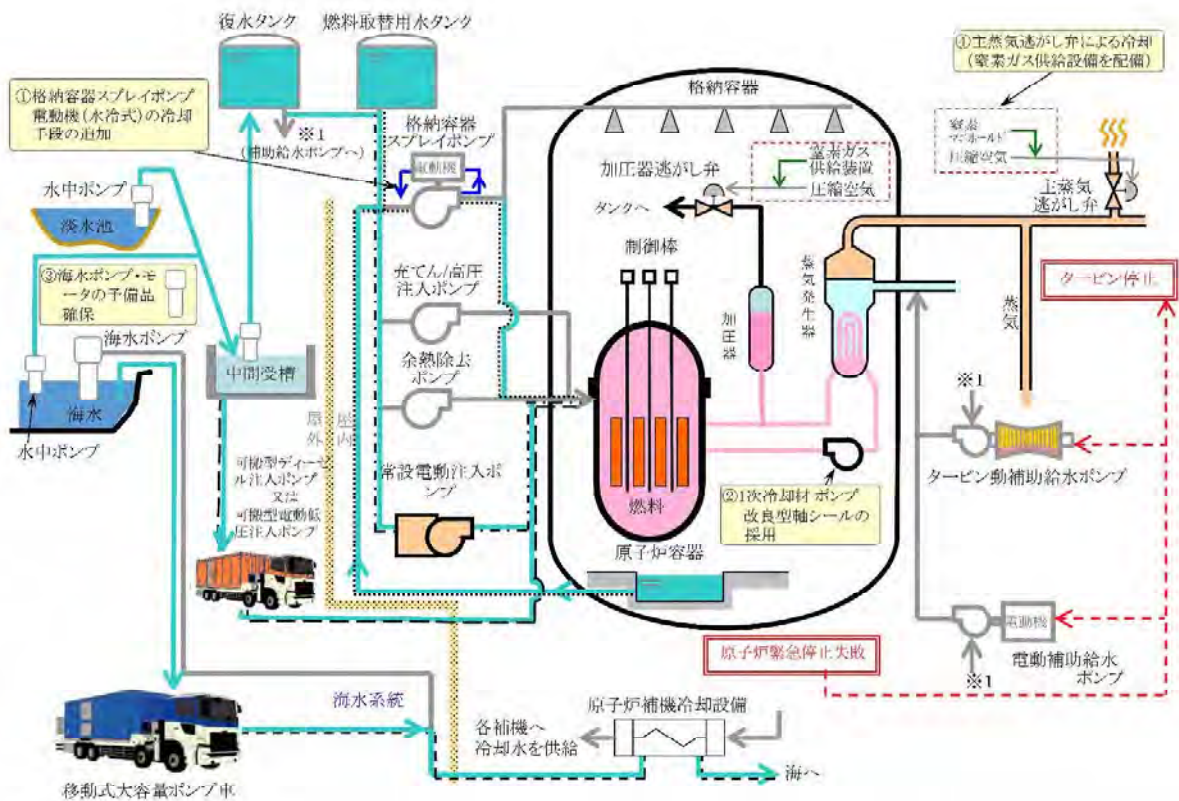
【新潟県中越沖地震以後】

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、400リットル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	400リットル毎分の流量で概ね1時間泡放射を行うことができる泡消火剤を配備した。
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)

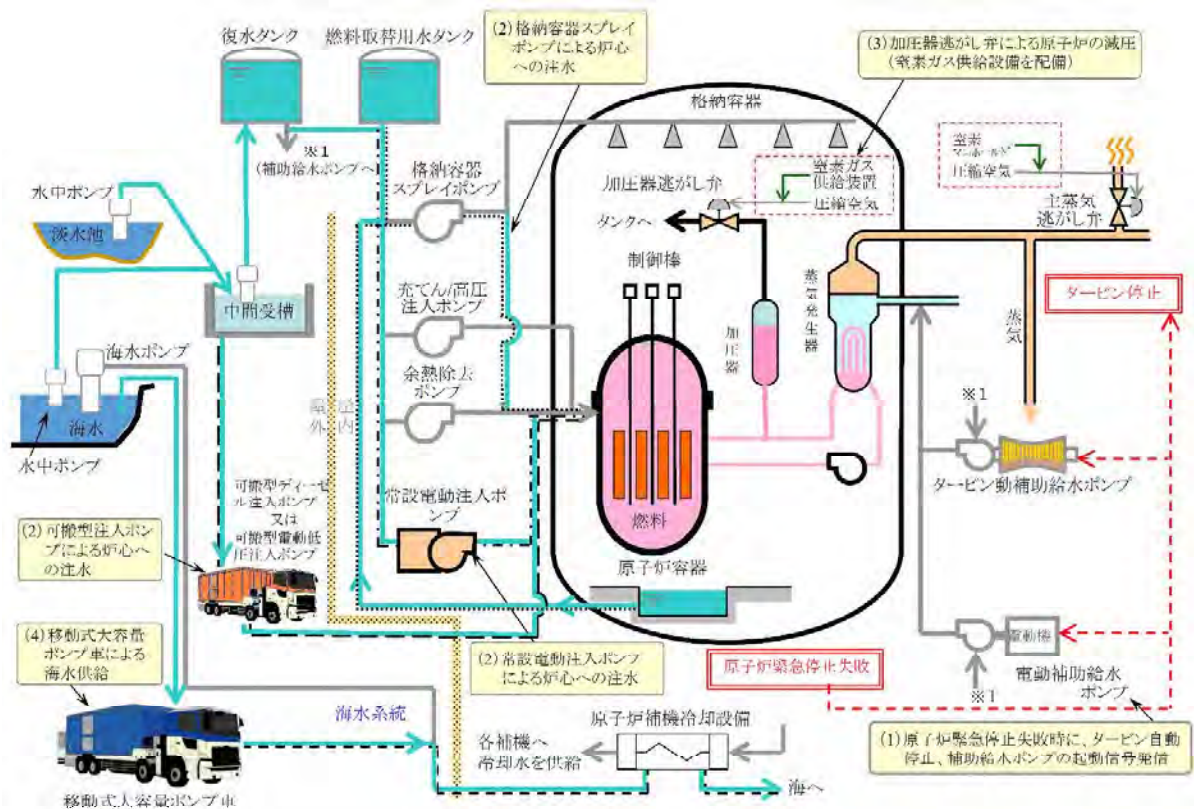
対策項目	内 容
① 格納容器スプレイポンプ電動機 (水冷式) の冷却手段の追加	・全交流動力電源喪失時、常設の電動機の冷却水が供給されない場合でも、燃料取替用水タンクの水を冷却水として使用できる手段を追加
② 1次冷却材ポンプ改良型軸シールの採用	・重大事故等時の高温高压条件下での耐力を向上させた改良型軸シールに取替え
③ 海水ポンプ・モータの予備品確保	・海水ポンプ・モータが使えなくなった場合を想定し、予備品を確保
④ 主蒸気逃がし弁による冷却	・制御用空気喪失時に、制御用空気の代替手段として窒素マニホールドから窒素を供給し、主蒸気逃がし弁を開弁し、蒸気発生器2次側による冷却を行う

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、原子力防災の強化等を実施



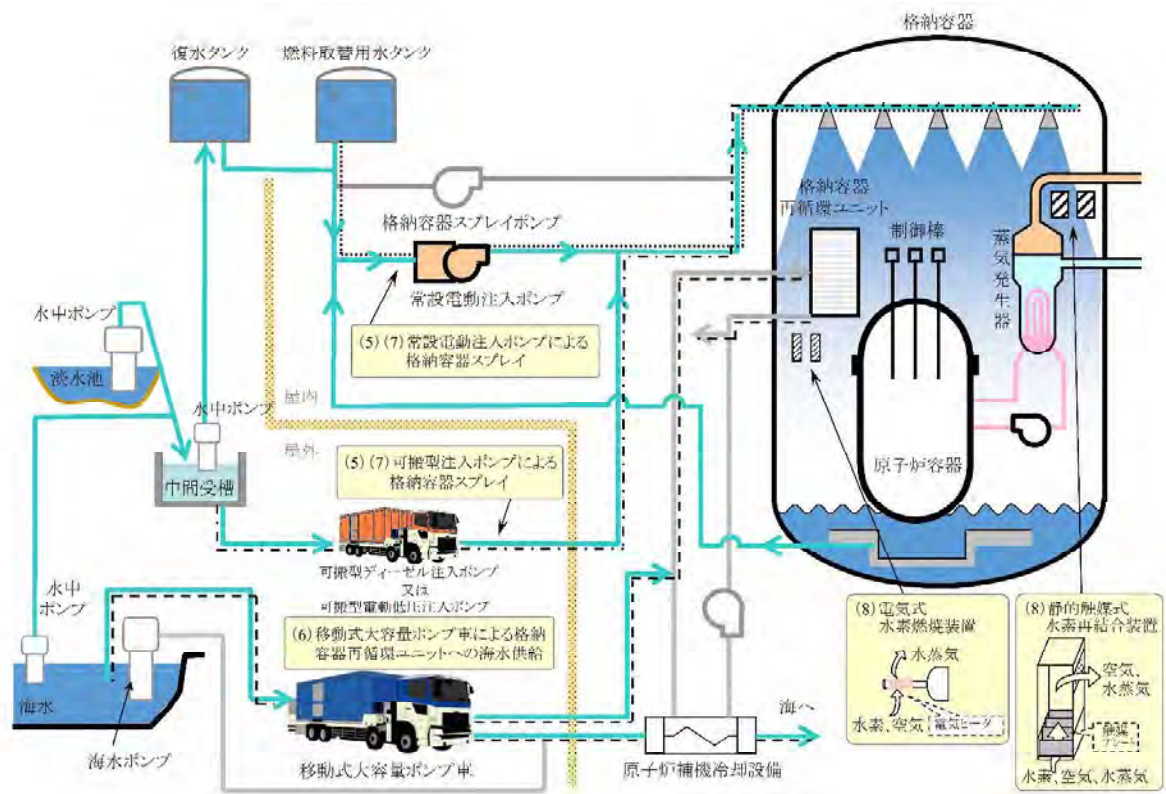
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (2/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (1/6))

対策項目		内容
炉心損傷防止	(1) 原子炉緊急停止失敗の場合の対策	・制御棒が挿入できず原子炉緊急停止に失敗した場合の、原子炉停止手段の整備
	(2) 原子炉冷却機能喪失時の対策	・常設の充てん/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システムへの海水供給



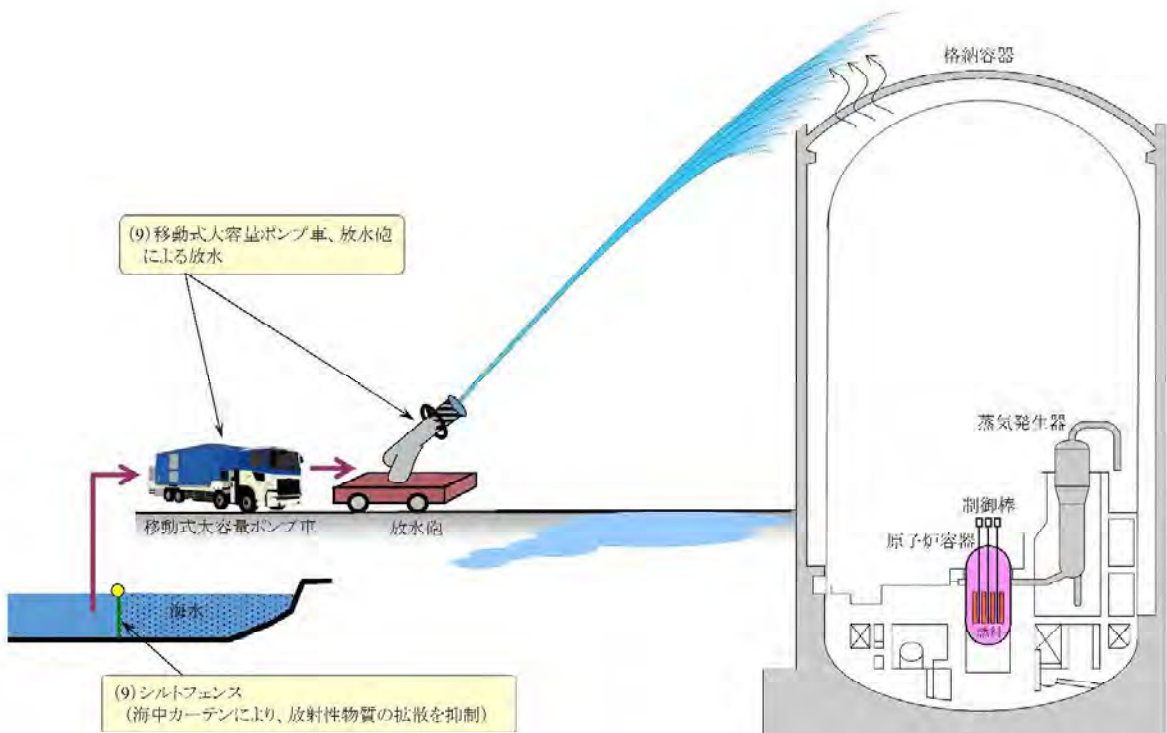
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (3/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (2/6))

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



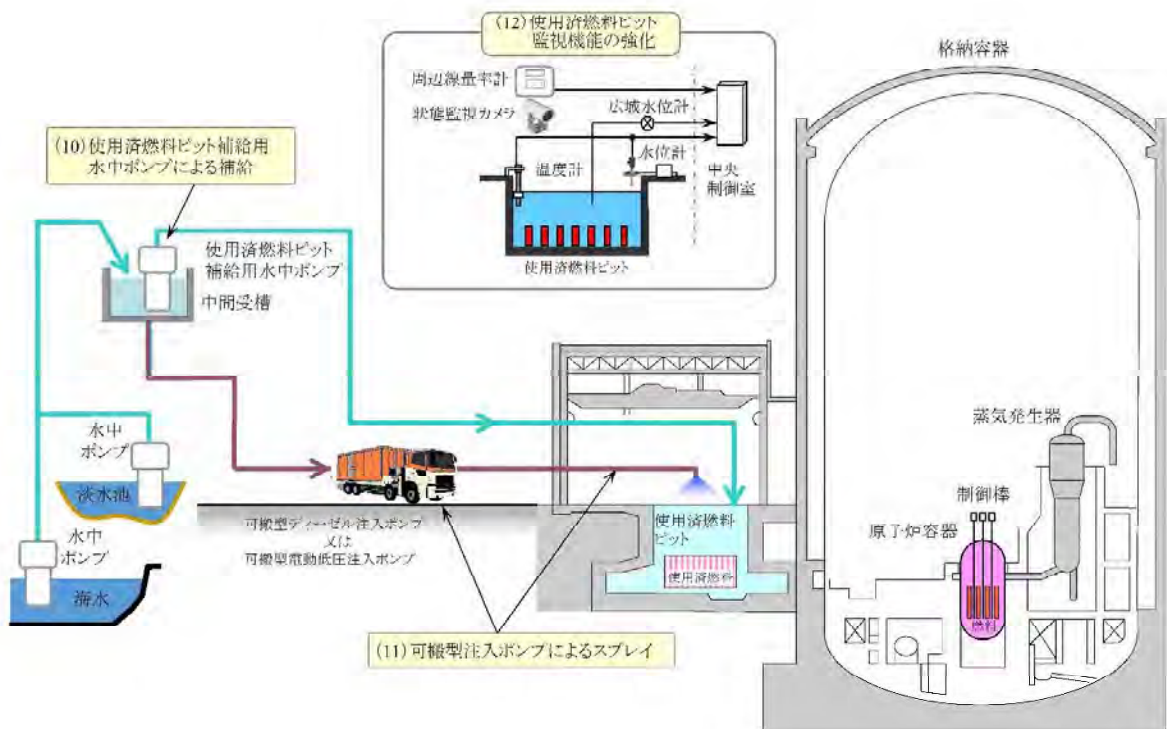
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策(4/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策(3/6))

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



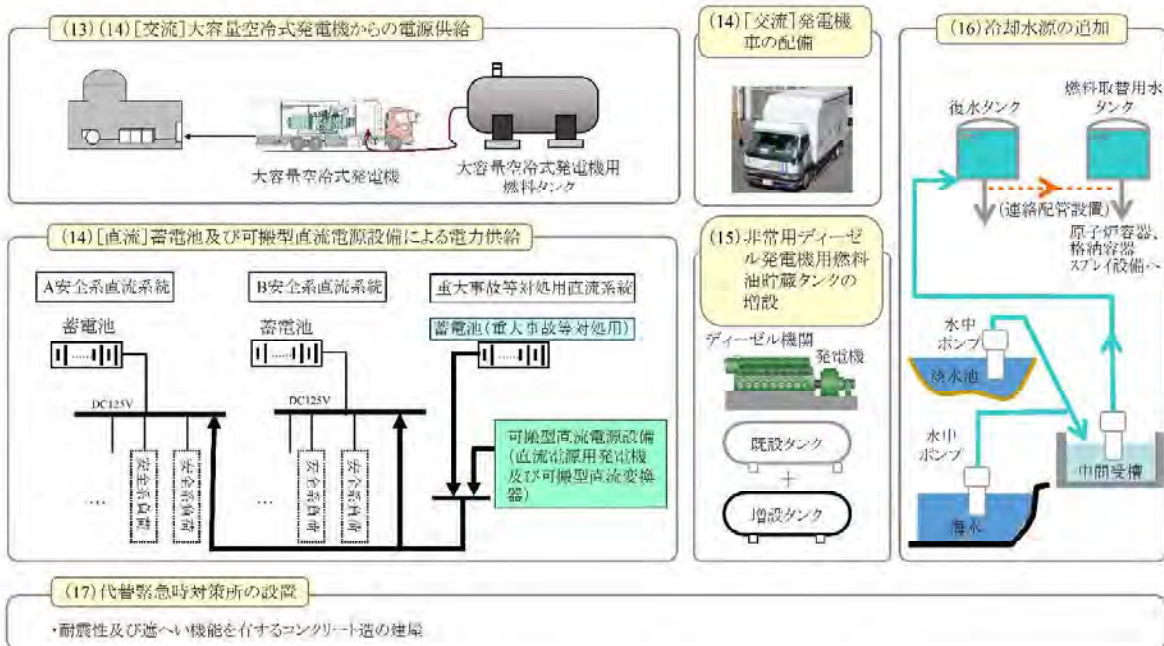
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (5/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (4/6))

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



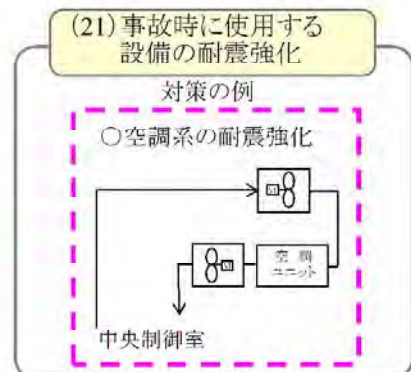
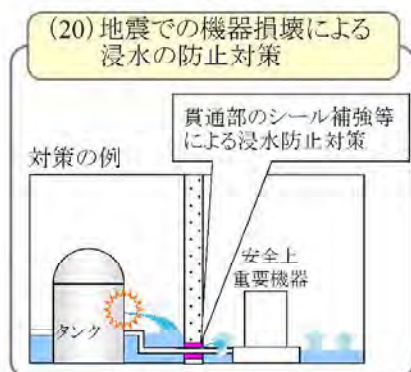
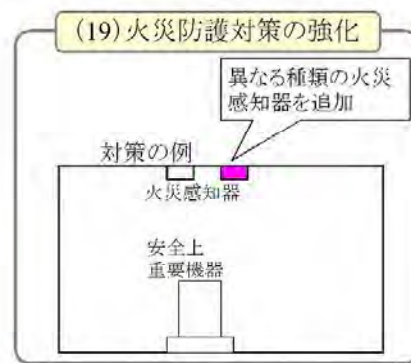
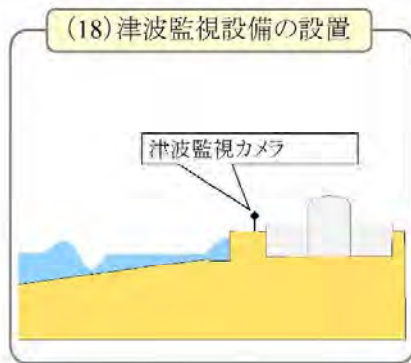
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (6/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (5/6))

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）及び蓄電池（重大事故等対処用）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、非常用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）を設置予定（中長期対策） ・代替緊急時対策所の設置



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

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



第2.2.1.7-4表 重大事故等対策に係る体制

要員		要員数		構成	要員内訳	任務
運転員(当直員)		12名		号炉毎運転操作指揮者	○当直課長:1名 ○当直副長:1名	○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
緊急時対策本部要員 (指揮者等)		4名		全体指揮者	○副原子力防災管理者:1名	○全体指揮
				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
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)
				保守対応要員(初動)	○技術系社員:12名	○初動対策(事象に応じて初動後も初動後対策を継続)の保守作業対応 ・電源確保作業 ・常設電動注入ポンプ起動準備ほか
	初動後		16名	保守対応要員(初動後)	○協力会社社員:16名	○保守作業対応 ・SFPの給水確保 ・移動式大容量ポンプ車起動準備ほか

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	
	γ線測定用サーベイメータ	・γ線測定電離箱サーベイメータ ・γ線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線表面汚染測定シンチレーションサーベイメータ ・β線表面汚染測定GM汚染サーベイメータ	
	可搬式ダスト測定関連機器	・可搬式ダストサンプラ ・ダスト・ヨウ素サンプラ(モニタリング車載分) ・ダスト測定器(モニタリング車載分)	
	可搬式の放射性ヨウ素測定関連機器	・可搬式ヨウ素サンプラ ・ヨウ素測定器(モニタリング車載分)	
	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C/V内高レンジエアモニタ ・1号SFPエアモニタ ・1号SFP排気ガスモニタ ・2号C/V内高レンジエアモニタ ・2号SFPエアモニタ ・2号SFP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 原子炉施設保安規定※ 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、姪良市、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。

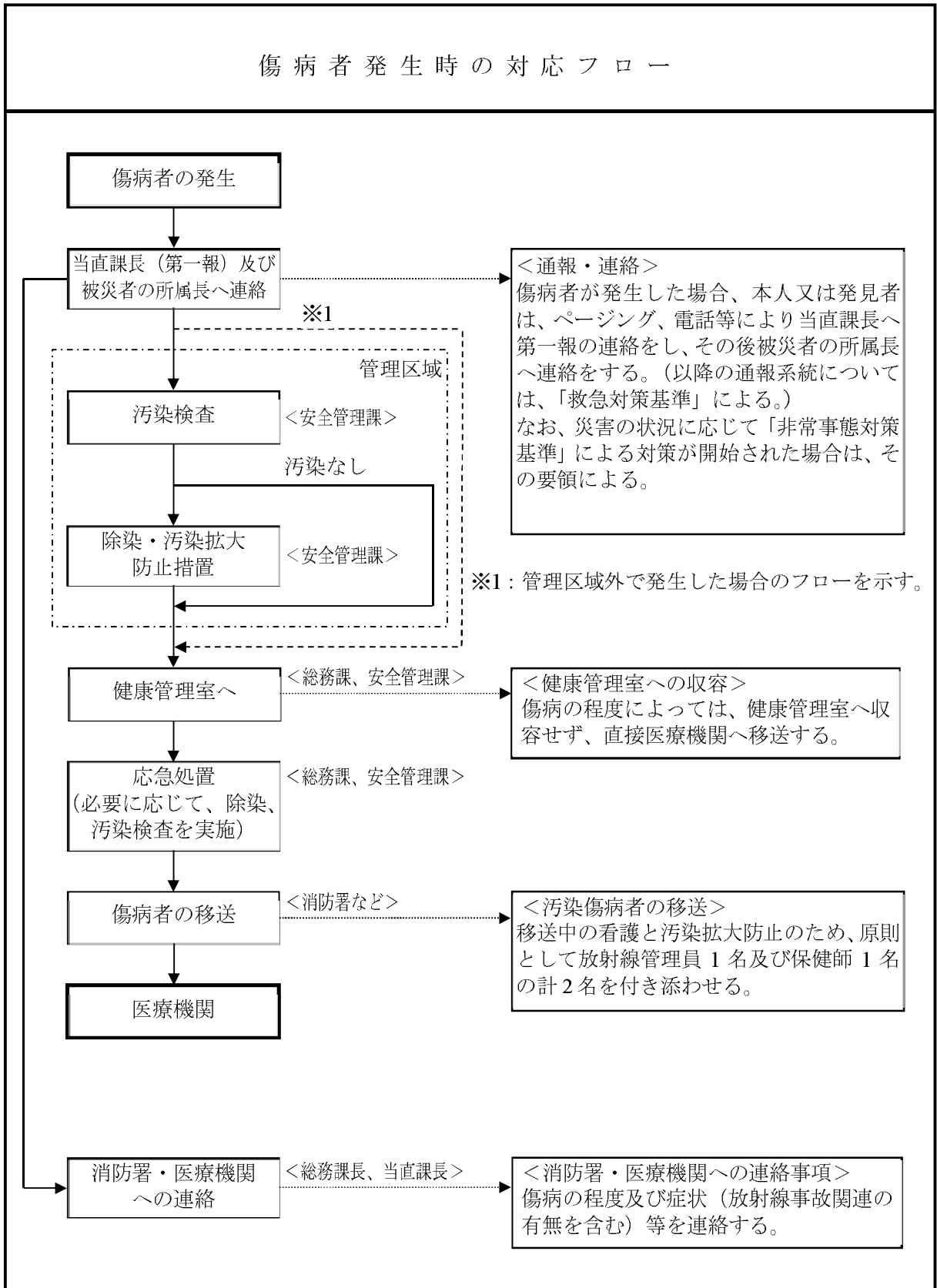
・本表の□の資料は、原災法第12条第4項に基づき、オフサイトセンターに備え付けるために、内閣総理大臣に提出する資料を示す。

・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、当社の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、速やかに関係者へ連絡するとともに、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)及び被災者の所属長に通報するとともに付近の者と協力して救出及び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>当直課長及び被災者の所属長は、「救急対策基準」の通報系統等により迅速かつ適確に通報・連絡する。</p>
4	傷病者の移送	<p>傷病者を医療機関に移送する方法は、緊急性、傷病の内容、傷病発生時の事情に応じて適宜選択する。</p> <p>なお、消防署及び医療機関への連絡事項として、傷病の程度及び症状(放射線事故関連の有無を含む)等を事前に連絡する。</p> <p>また、傷病者に汚染がある場合は、移送中の看護と汚染拡大防止のため、原則として放射線管理員1名及び保健師1名の計2名を付き添わせる。</p>
5	救急用品の整備及び教育訓練	<p>救急用品等を常に使用できる状態に整備している。</p> <p>また、傷病者の発生時における早急な応急処置の必要性の観点から、当社社員並びに協力会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
原子力防災要員	12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	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
平成29年3月21日	原子力緊急事態支援組織の充実等に伴う修正	・平成28年12月より「原子力緊急事態支援組織」の拠点施設である「美浜原子力緊急事態支援センター」の本格運用を開始したため、関連する記載を見直し
	通報・連絡先の追加に伴う修正	・警戒事態に該当する事象の連絡先に、オフサイトセンター及び自治体の災害警戒本部を追加する等、通報・連絡先を追加
	オフサイト(発電所外)対応に関する記載の充実	・住民の避難支援等に関する当社の取り組みについて、記載を充実 避難退域時検査に関する支援 等
平成30年1月31日	原子力災害対策指針等改正に伴う記載の修正	・国の「原子力災害対策指針」等の改正(平成29年7月5日)に伴い、緊急時活動レベル(EAL [※])区分に関する記載を修正
	原子力規制委員会規程改正に伴う記載の修正	・国の「原子力事業者防災業務計画の確認に係る視点等について(規程)」の改正(平成29年9月19日)に伴い、通報様式見直し等に関する記載を修正

※:EAL(Emergency Action Level)

国の原子力災害対策指針で定められた緊急事態の区分(警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態)に対し、発電所の状況が、いずれに該当するかを事業者が判断する基準

第2.2.1.7-10表 通報連絡訓練の実績

実施年度	概要
平成28年度 (平成29年2月21日実施)	川内1、2号機において、地震による1、2号機原子炉トリップを想定し、通報連絡訓練を実施した。
平成29年度 (平成29年10月3日実施)	川内1、2号機において、地震による1、2号機原子炉トリップを想定し、通報連絡訓練を実施した。
平成29年度 (平成29年12月26日実施)	川内1、2号機において、地震による1、2号機原子炉トリップを想定し、通報連絡訓練を実施した。
平成29年度 (平成30年2月3日実施)	川内1、2号機において、地震による1、2号機原子炉トリップを想定し、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>平成29年度 (平成29年10月3日実施)</p>	<p>以下を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○川内1、2号機において、定格熱出力一定運転中、地震(震度6強)により、1、2号機原子炉トリップし、RCS漏えい(小破断LOCA)発生。 ○余震発生、外部電源喪失。 <p>【1号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○外部電源喪失後、ディーゼル発電機全台故障し全交流動力電源喪失。非常用炉心冷却装置作動信号が発信したが非常用炉心冷却装置動作不能。大容量空冷式発電機による給電開始。タービン動補助給水ポンプ故障。原子炉冷却材漏えい拡大。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始。格納容器圧力が最高使用圧力に到達。 <p>【2号機】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○外部電源喪失、原子炉冷却材漏えい拡大後、非常用炉心冷却装置作動。充てん／高圧注入ポンプ全台故障。主蒸気逃がし弁による1次系急速冷却・減圧開始。余熱除去ポンプによる原子炉への注水。

第2.2.1.7-12表 鹿児島県原子力防災訓練の実績

年度	実施年月日	当社が参加・実施した訓練	備考
H29	平成30年2月3日	<ul style="list-style-type: none"> ○緊急時通信連絡訓練 ○オフサイトセンター参集・運営訓練 ○緊急時モニタリング訓練 ○避難誘導・屋内退避訓練 ○避難退城時検査・原子力災害医療措置訓練 ○発電所における事故拡大防止訓練 ・通報連絡訓練 ・避難誘導訓練 ・AM(アクシデントマネジメント)訓練 ・モニタリング訓練 ・原子力災害医療訓練 ・緊急時対応訓練 ・発電所対策本部運営訓練 	—

第2.2.1.7-13表 訓練の改善状況

年度	主な気付事項		対応内容
H28	原子力防災訓練	<ul style="list-style-type: none"> •ERC※との情報共有の中で、本店即応センターから事象の状況説明は実施できたが、今回の厳しいシナリオにおいては、事象発生の連絡や資料の提示が、情報の輻輳により、一部遅れる場面がある等、事象発生に対する迅速な連絡と事象進展予測の情報共有について、一部、更なる改善を検討する必要があることを確認した。 	<ul style="list-style-type: none"> •ERC対応ブースに社内TV会議システムをイヤホンにより傍聴する者を配置し、入手したプラント情報を速やかにERCへ提供できる体制を構築したことにより、一層の情報共有に寄与できた。 •今後も、更なる改善を検討し、訓練において状況を確認していく。
		<ul style="list-style-type: none"> •代替緊急時対策所内では、ページング音量が絞られており、構内の所員に対する避難指示のアナウンスが聞こえにくかったため、代替緊急時対策所でページングによる指示の内容が共有できなかった。発電所対策本部内の活動に影響のない範囲内で音量調整を実施する。 	<ul style="list-style-type: none"> •緊急時体制の発令及び避難指示等の重要事項の所内周知時は、発電所対策本部内の活動に影響のない範囲内でページングの音量調整を実施したことで、発電所対策本部内の指示内容の共有化が図れた。 •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。
	鹿児島県 原子力防災訓練	<ul style="list-style-type: none"> •問題となる事項はなかった。 	—

※ERC(Emergency Response Center)：緊急時対応センター

第 2.2.1.7-14 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(緊急時の措置に係るもの)(1/4)

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
6.2.2	力量、教育・訓練及び認識	<p>(川内2号機安全確保上重要な行為等の保安検査(平成28年度第4四半期)) 大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練</p> <p>事象が進展している状況において川内1号機(又は川内2号機)担当の指揮者が担当するプラントの状態を全体指揮者に報告した後、川内2号機(又は川内1号機)担当の指揮者が担当するプラントの状態が「川内1号機(又は川内2号機)と同じ」と全体指揮者に報告していた。</p> <p>(是正状況) ・状況付与のタイミング等について、想定する状況に応じて画一的とならないように、今後の訓練計画策定の際に検討するとともに、号機ごとの相違点等重要度に応じた必要な情報を全体指揮者に報告するよう教育訓練の場を通じて関係者に周知した。</p>	<p>「力量、教育・訓練及び認識」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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
7.1	業務の計画	<p>(平成29年度 第3回保安検査) 「保安規定に基づく保修業務要領」の添付資料6「重大事故等対処設備等の管理要領」を確認したところ、保安規定添付2「5.4手順書の整備」の「イ. 竜巻の襲来が予想される場合の対応」の(エ)の要求事項の一部「竜巻襲来のおそれがある場合には、たるみ巻取装置により固縛のたるみを巻き取ることで拘束する。」を明記していない。</p> <p>(是正状況) ・上位規定の「非常事態対策基準」においては当該要求事項を明記しているが、下位規定の「保安規定に基づく保修業務要領」においても当該要求事項を明記する必要があることから、「保安規定に基づく保修業務要領」を改正し、当該要求事項を明記した。</p>	<p>「業務の計画」に係る3件の不適合は、互いに類似性はなく、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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 2.2.1.7-14 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（緊急時の措置に係るもの）(2/4)

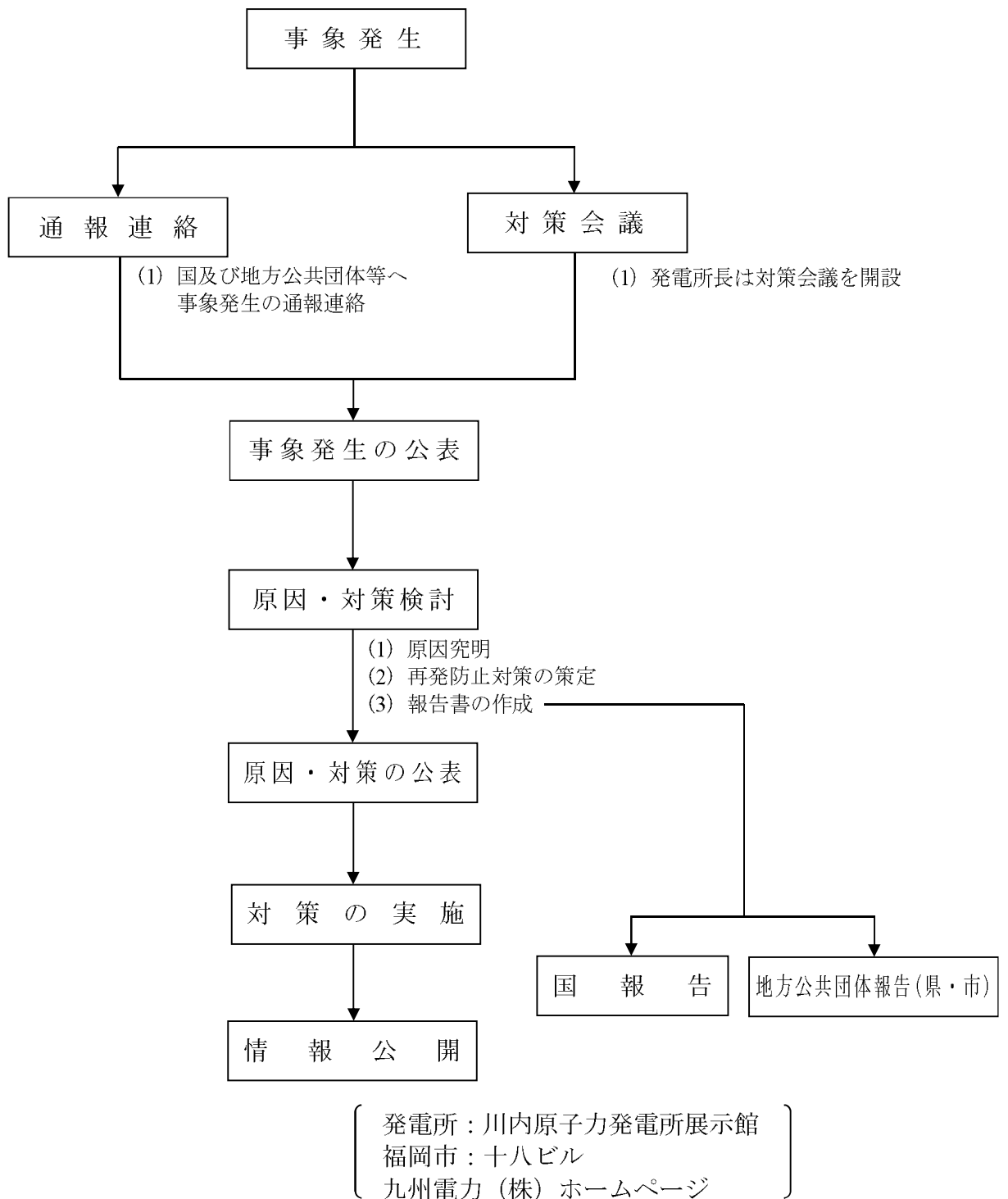
保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無	
7.1	業務の計画	<p>(平成29年度第2回保安検査) その他自然災害(地震)発生時の体制の整備状況</p> <p>「非常事態対策要領」の添付資料15「地震対策要領」を確認したところ、可搬型重大事故等対処設備の固縛措置等について確認すること及び震度5弱以上の地震が観測された場合、原子炉施設の損傷の有無について確認することのみが記載され、防災課が確認する際に用いる点検チェックシートと紐付けされていなかった。</p> <p>(是正状況) ・「非常事態対策要領」を改正し、添付資料15「地震対応要領」において、添付資料4「巡視点検」に定められた「巡視点検チェックシート」等を用いて固縛措置等の確認及び震度5弱以上の地震が観測された場合に原子炉施設の損傷の有無の確認を行うこととした。</p> <p>(平成29年度保安調査) 予期せず発生する有毒ガスの対策要領が定められた「非常事態対策要領」の添付資料14「有毒ガスに係る対応要領」を確認したところ、空気呼吸具の着用手順が具体的な着用手順となっていない。また、防護の実施体制を整備する上で必要な空気呼吸具の取扱いに関する教育訓練を実施することが定められていない。</p> <p>(是正状況) ・空気呼吸具の着用及びボンベ取替え手順を具体的に定めた「空気呼吸具取扱い手順書」を空気呼吸具の保管場所に備えるとともに、「非常事態対策要領」を改正し、「空気呼吸具取扱い手順書」に従い、空気呼吸具を着用すること及び空気呼吸具の取扱いに関する教育訓練を「教育訓練基準」に基づき実施することを追記した。</p>	前のページと同じ	無

第 2.2.1.7-14 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(緊急時の措置に係るもの)(3/4)

保安規定条文	不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無	
7.5.1	業務の管理	<p>(川内2号機安全確保上重要な行為等の保安検査(平成29年度第3四半期)) SA等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)」 海水ストレーナ上蓋取替え作業(モックアップ)において、海水ストレーナのフランジ面のボルト・ナットを何度か落とし、その度にボルト・ナットを拾い作業を進めていたが、実際の現場は床面(グレーチング)と海水ストレーナとの間に隙間があり、落としたボルト・ナットがその隙間から抜け落ちてしまうことも考えられることから、ボルト・ナットを落とさないように注意して作業を行う必要がある。</p> <p>(是正状況) ・訓練関係者に対して実際の現場を意識してボルト・ナットの取り扱いに注意して作業するよう平成30年9月から実施している成立性確認訓練のオリエンテーションにおいて周知している。 ・「移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書」を平成30年3月8日に改正し、ボルト・ナットを落とさないよう注意して作業することを追記した。</p>	<p>「業務の管理」に係る3件の不適合は、互いに類似性はなく、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の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
		<p>(川内2号機安全確保上重要な行為等の保安検査(平成29年度第3四半期)) SA等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」 復水タンクの仮設水位計取付け作業において、仮設水位計(透明ホース)に水位確認用の浮玉が入っていない状態で作業を終了していた。</p> <p>(是正状況) ・訓練関係者に対して仮設水位計に浮玉が入っていることの確認を確実にを行うよう平成30年9月から実施している成立性確認訓練のオリエンテーションにおいて周知している。 ・「中間受槽から1号(2号)復水タンクへの給水手順書」を平成30年3月8日に改正し、作業実施者が、仮設水位計に浮玉が入っていることを作業終了前に確認することを追記した。 ・仮設水位計を運搬する際、仮設水位計の中に入っている浮玉が抜け出ないようにホースの先端部を改造した。</p>		

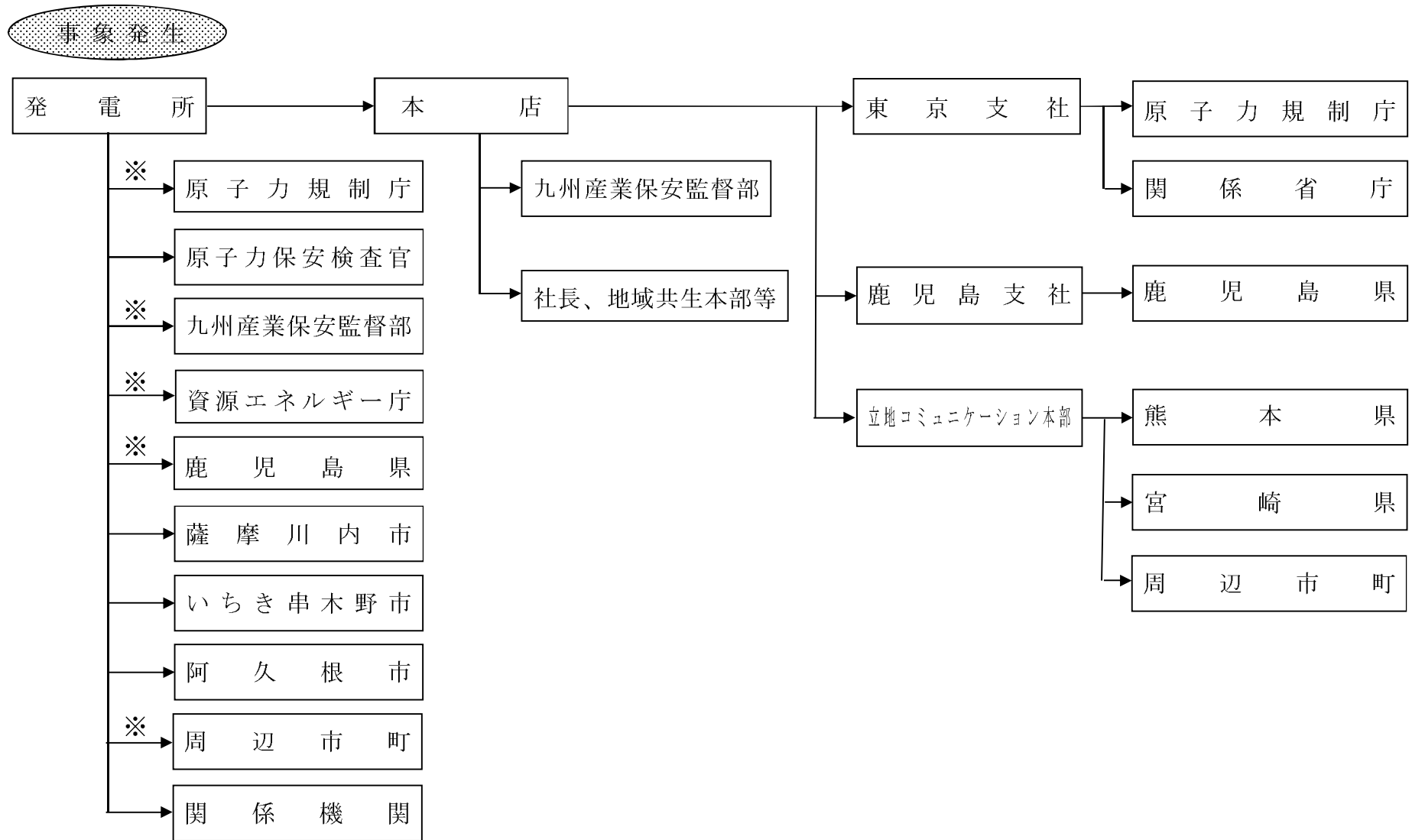
第 2.2.1.7-14 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(緊急時の措置に係るもの)(4/4)

保安規定条文		不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.5.1	業務の管理	<p>(川内2号機安全確保上重要な行為等の保安検査(平成29年度第3四半期)) SA等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」 海水ストレーナ上蓋取替え作業(モックアップ)において、海水ストレーナのパッキン・エレメントの状態確認を十分に行わず作業を終了していた。</p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・訓練関係者に対してパッキン・エレメントの状態確認を確実に行うよう平成30年9月から実施している成立性確認訓練のオリエンテーションにおいて周知している。 ・「移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書」を平成30年3月20日に改正し、作業実施者が、パッキン・エレメントの状態確認が完了していることを上蓋取り付け前に確認することを追記した。 ・モックアップ用の海水ストレーナにエレメントの模型を装着し、エレメントの状態確認を確実に出来るようにするとともに、パッキンの劣化に備え、予備品を準備した。 	前のページと同じ	無



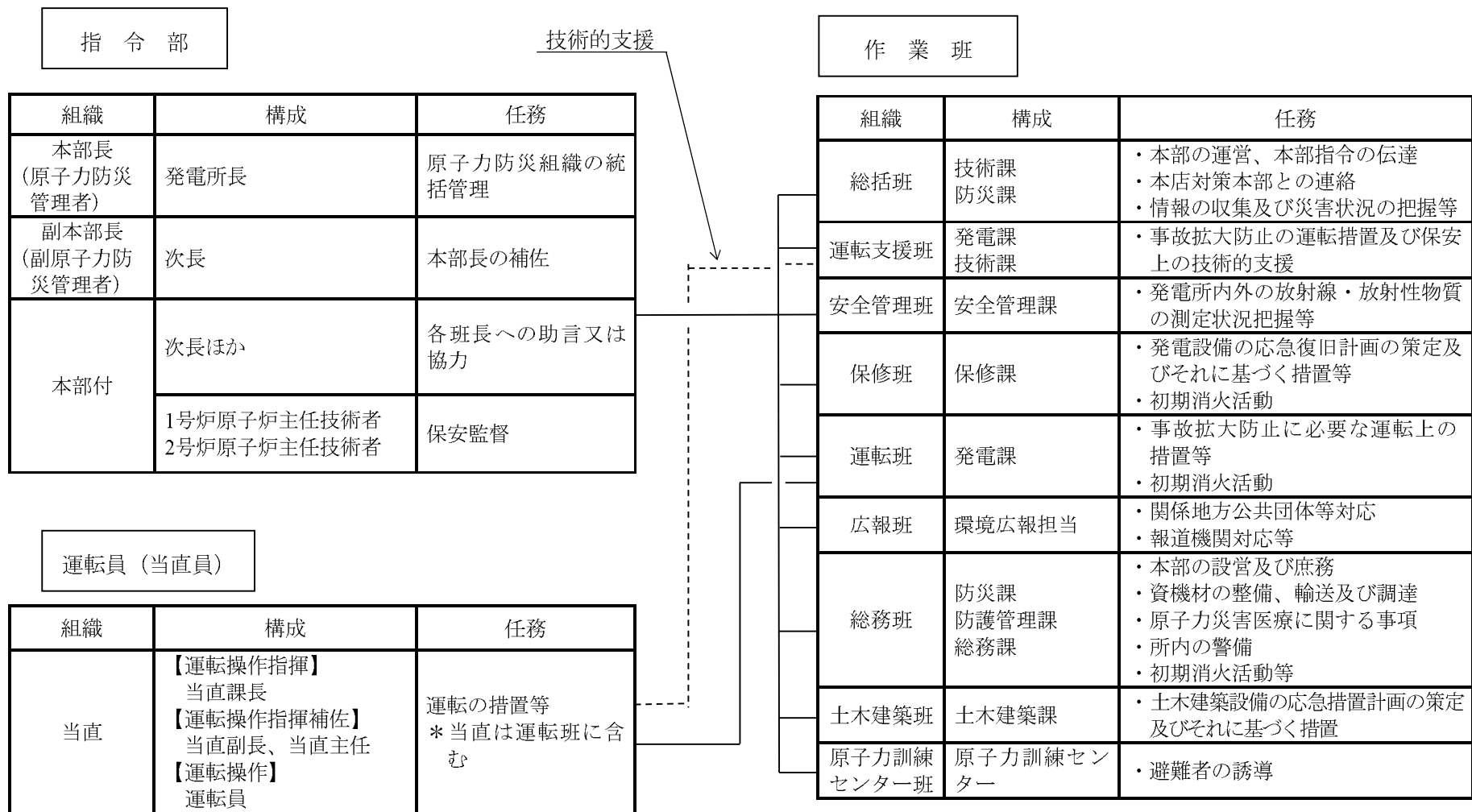
注：本フローは一般的なフローであり、状況によって異なる場合がある。

第2.2.1.7-1図 事故・故障等発生時の対応フロー

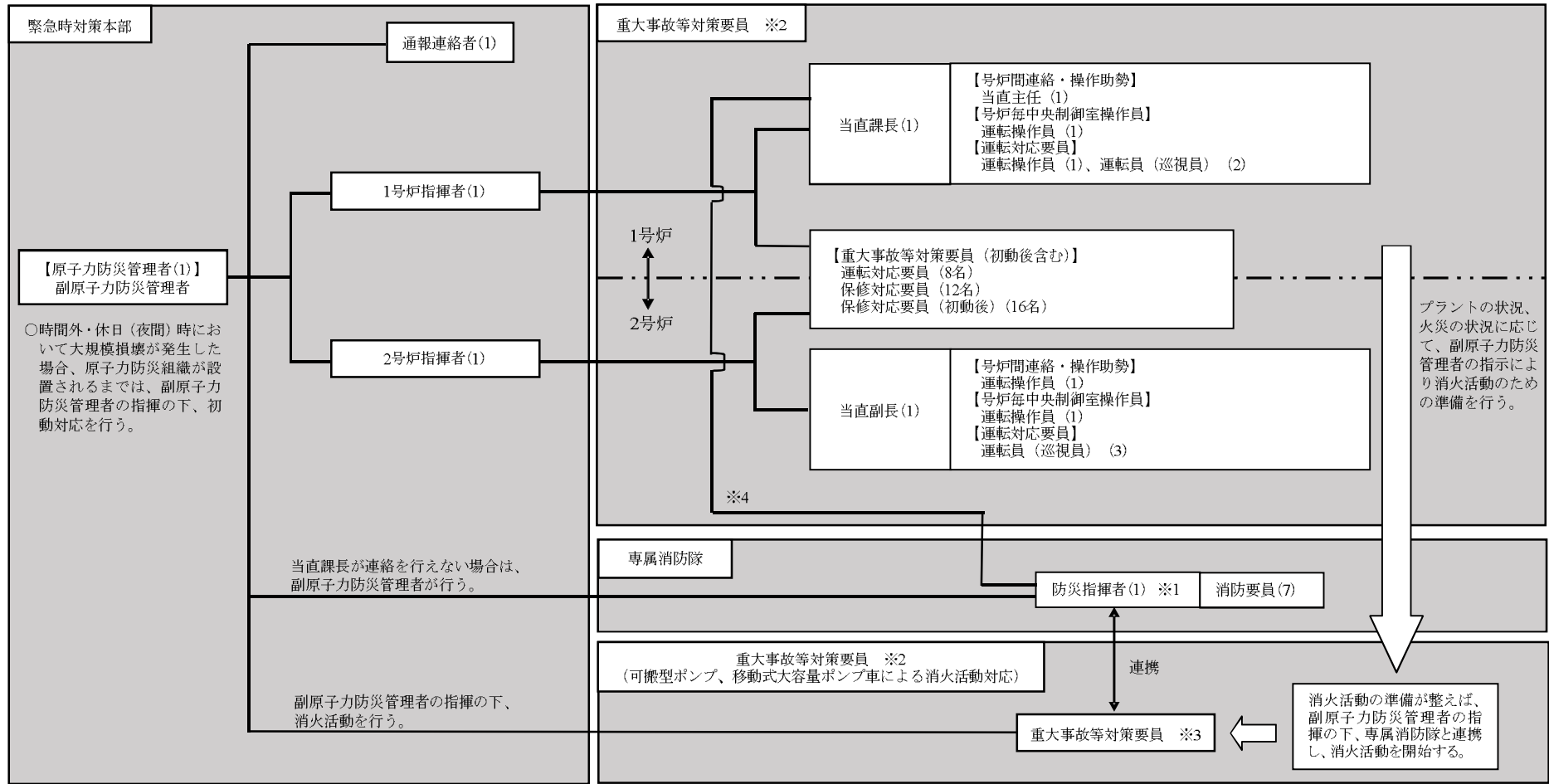


※：第1報のみ発電所から直接連絡
九州産業保安監督部への連絡は、電気関係報告規則第3条第1項関係のみ

第2.2.1.7-2図 事故・故障時の通報連絡ルート

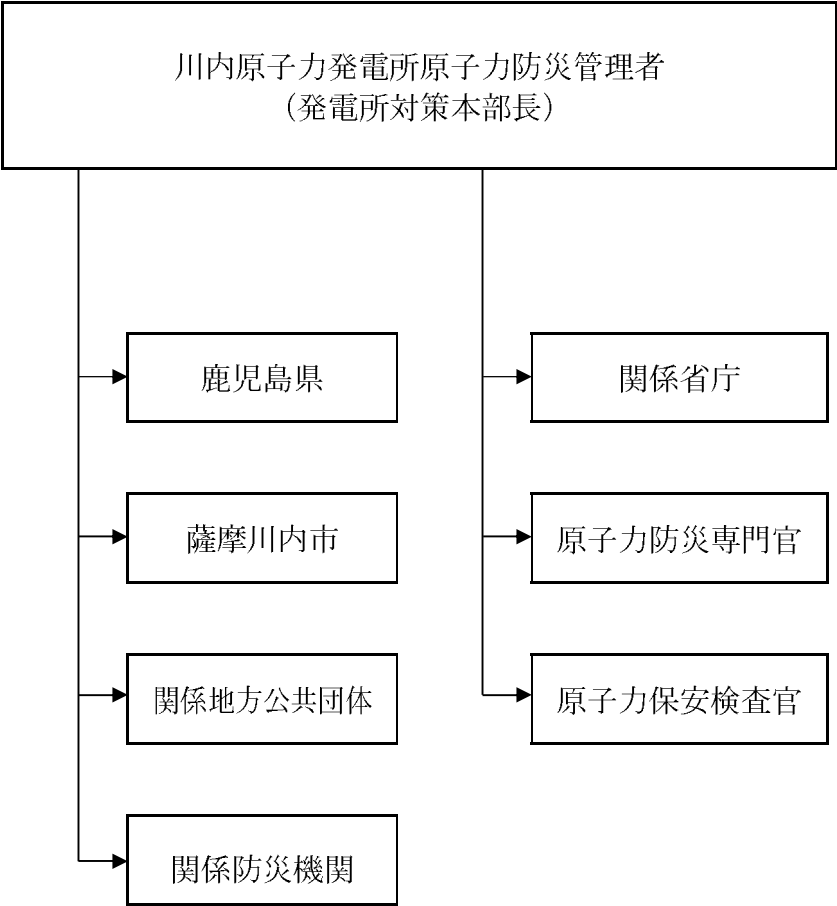


第2.2.1.7-3図 発電所原子力防災組織とその主な任務

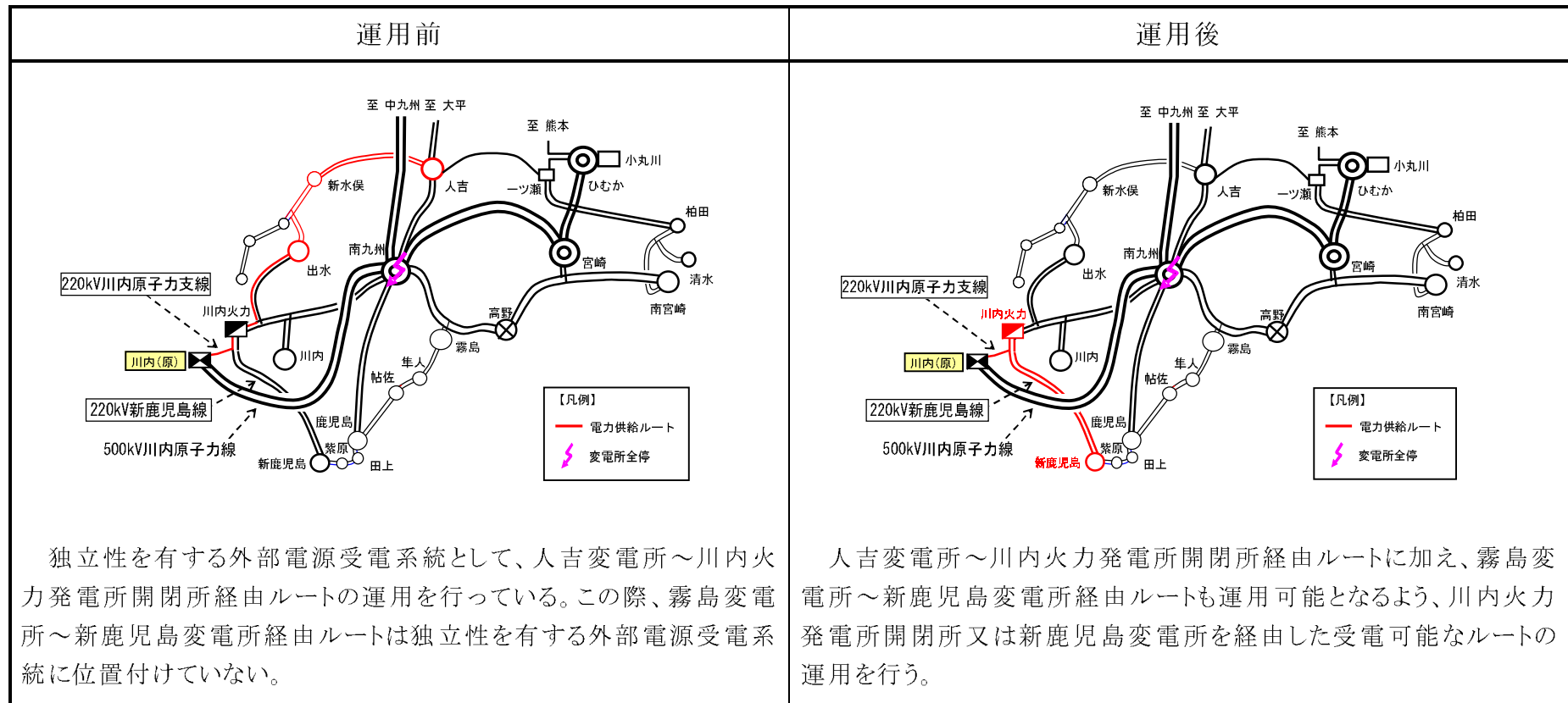


- ※1 大規模損壊発生時、早期に対応可能な化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を用いて専属消防隊による消火活動を実施する。なお、現場での通信連絡については、プラントの復旧対応と同時使用をさけるため原則として別の無線通話装置の回線を使用する。緊急時対策本部との連絡については無線通話装置等を使用し、副原子力防災管理者の指揮により対応を行う。
- ※2 大規模損壊発生時、火災及びプラントの被災状況に応じ、副原子力防災管理者の指示により可搬型ポンプ又は移動式大容量ポンプ車を用いた消火活動を実施する。
- ※3 重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、プラントの復旧対応と同時使用をさけるため、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

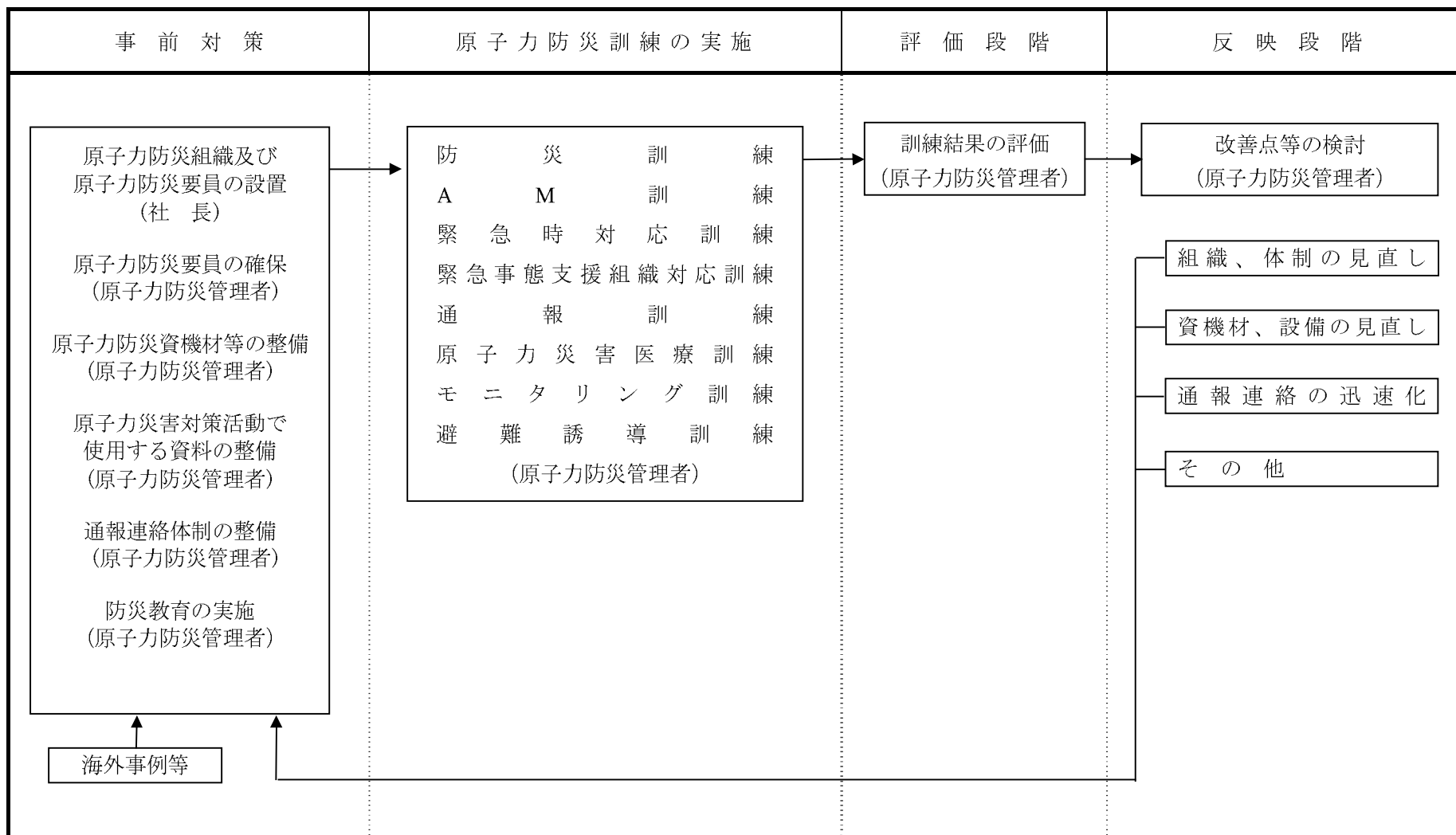
第2.2.1.7-4図 大規模損壊発生時の初動対応体制



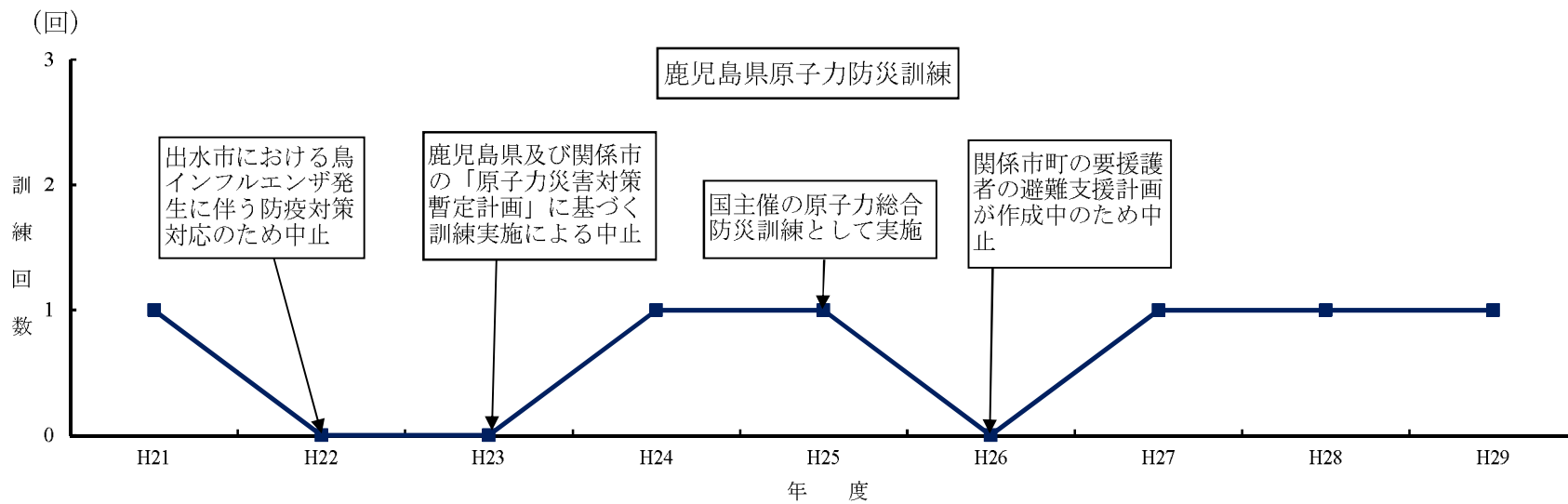
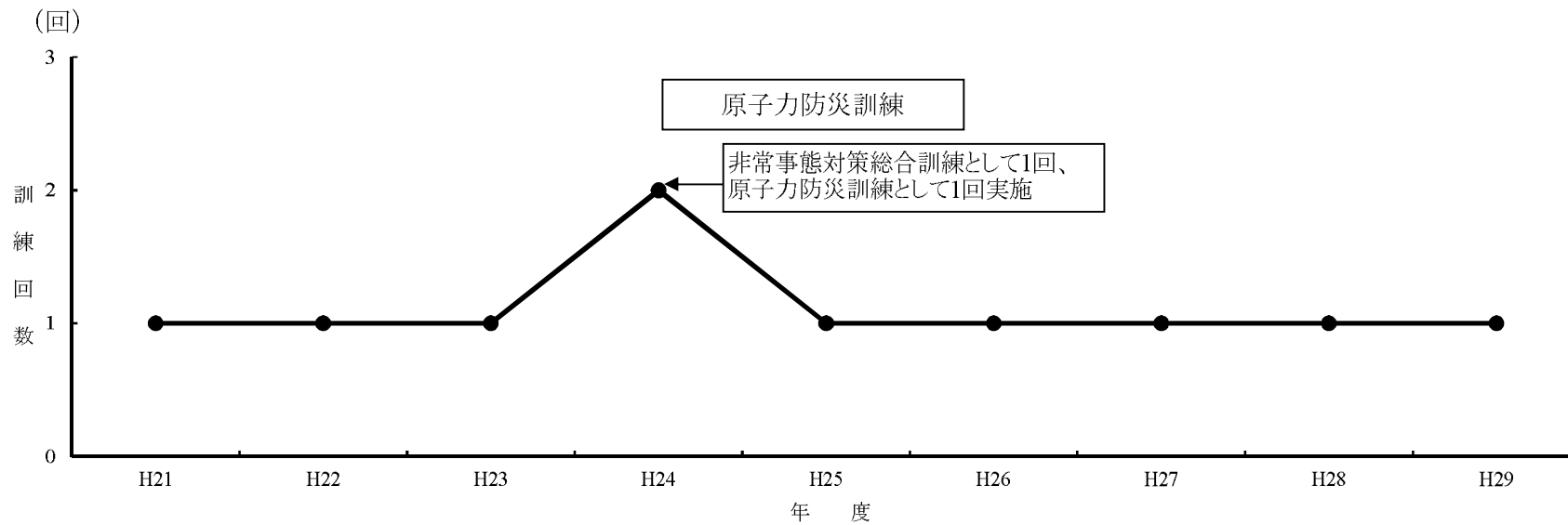
第2.2.1.7-5図 緊急時の通報(連絡及び報告)経路



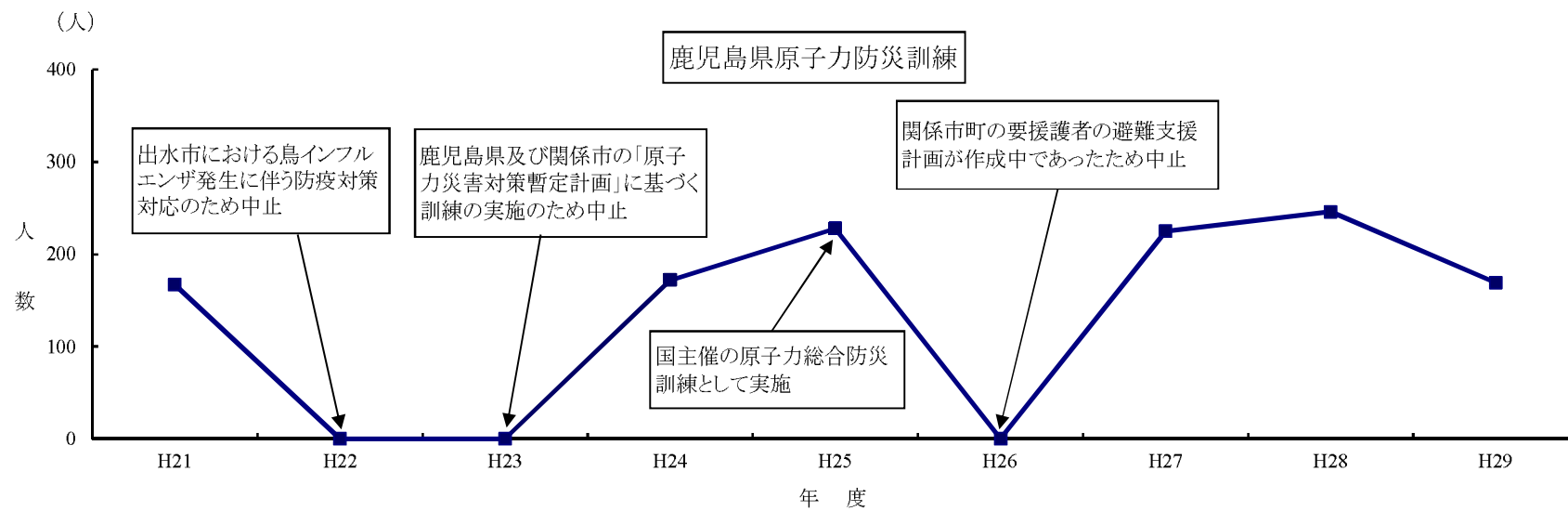
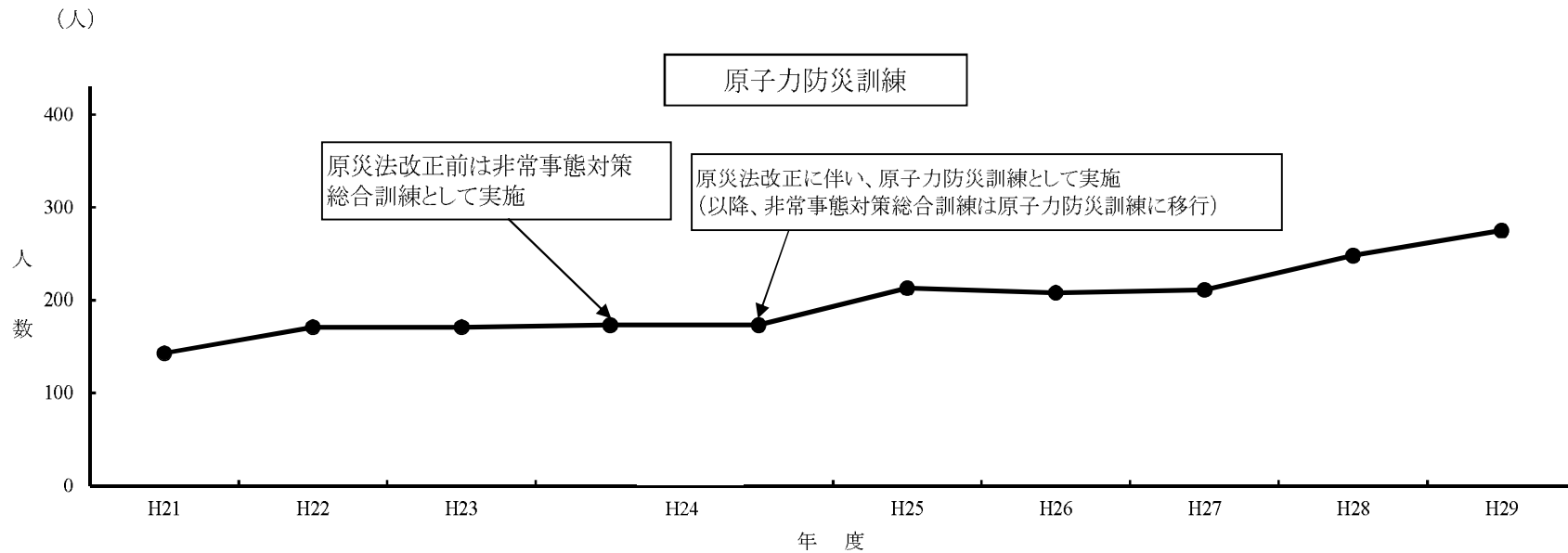
第 2.2.1.7-6 図 南九州変電所全停止時の受電系統



第2.2.1.7-7図 原子力防災訓練の運用管理フロー



第2.2.1.7-8図 防災訓練回数



第2.2.1.7-9図 防災訓練への参加人数

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、原子力安全を最優先とした保安活動を確実なものとするため、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、発電所員に対する発電所長の訓話、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、発電所員と協力会社員との意見交換会及び広報誌への掲載による情報公開等を実施してきた。

平成18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、平成19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。

平成18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(平成19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、平成19年12月14日に社長が「原子力安全文化醸成方針」(その後、平成24年5月30日に見直されている。)を制定した。

また、平成19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上に規定し、平成20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、安全文化を醸成する活動(以下「安全文化醸成活動」という。)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。

平成20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いる。

平成25年7月、品証規則の施行を受け、「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2.2.1.1-2図、第2.2.1.1-3図参照)

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どうかという観点で、「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り組みを評価するガイドライン(以下「安全文化評価ガイドライン」という。)(平成19年12月14日付け平成19・12・03原院第1号)を平成19年12月に策定し、保安検査等において事業者の取り組みを安全文化評価ガイドラインに従って評価している。

b. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況

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

(a) リーダーシップに関する更なる浸透・定着のための活動の実施

リーダーシップに関する更なる浸透・定着を図るため、原子力安全文化醸成重点活動の一環として、原子力安全教育を継続的に実施しており、その中で安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向

けた意識向上を図っている。

この結果、本店組織の要員及び発電所員に対して、更なるリーダーシップの浸透・定着が図られた。

(b) 安全文化醸成活動に係る社内マニュアル(発電所)の改正

平成29年度に、発電所の安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正を行った。改正内容は、安全文化指標見直しの検討を踏まえたもの(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加)及び運用の明確化(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に原子力安全を最優先とするメッセージの発信を追加)である。

この結果、安全文化醸成活動の更なる充実が図られた。

(c) 安全文化醸成活動に係る社内マニュアル(本店)の改正

平成29年度に、本店の安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正を行った。改正内容は、安全文化指標見直しの検討を踏まえたもの(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加)である。

この結果、安全文化醸成活動の更なる充実が図られた。

(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、「安全文化の醸成された状態」に対して、組織の現状がどうなっており、どこに課題があつて、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が、安全文化は本来無形で目に見えないものであり、安全文化の状態を把握するのは困難である。

しかしながら、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「安全文化の醸成された状態」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、「安全文化の醸成された状態」を以下のとおり定義している。

「安全を最優先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方針を含む品質方針を踏まえ、組織における「安全文化の醸成された状態」を把握する際の主要項目として4つの安全文化要素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、平成20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 マネジメントレビューからのアウトプットのうち、社長のコミットメントである

原子力安全文化醸成方針を含む品質方針及びマネジメントレビューに報告される安全文化を醸成するために関係する事項の評価を組織内へ周知・徹底する。

- ロ 安全文化要素と発電所における日常活動の関連について、明確化し、周知することで、自らの活動が安全文化の醸成にいかに関与し貢献しているか認識させる。
- ハ 安全文化醸成重点活動計画を年度ごとに策定し、発電所へ速やかに周知するとともに安全文化醸成活動に関する教育等を通じて、再周知し、重点活動の推進を図る。

(b) 実施

- イ 発電所員は、日常活動及び重点活動を適切に実施し、安全文化醸成活動に取り組んでいる。
- ロ 日々の安全文化醸成活動の取組みにおいて、改善が必要と認められた場合には、必要な改善を行っている。

(c) 評価

- イ 期中及び年度末に、日常活動及び重点活動への取組みについて評価し、その結果、改善が必要と認められた場合には、必要な改善を実施する。
- ロ 日常活動においては、安全文化醸成に係る社内マニュアルに定められた「安全文化の醸成された状態(安全文化評価指標)」を視点として評価し、その結果、各安全文化要素で安全文化の醸成された状態から劣化兆候の傾向が認められた場合には、必要な改善を行い、安全文化醸成活動の強化を図る。

ハ 発電所における安全文化を効果的に醸成させ、安全文化醸成活動を推進させていく観点から、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を受け、監査の結果、改善すべき事項が認められた場合には、改善の処置を実施する。

ニ 年度末に発電所における安全文化醸成活動の総合評価を実施し、結果を安全・品質保証部長へ報告し、実施部門における総合評価として取りまとめられる。その結果は、原子力発電本部長による評価を受け、改善の指示を受けた場合には、改善の処置を実施する。

(d) 改善

「(c) 評価」及びマネジメントレビューにより取りまとめられた改善の実施を通じて、安全文化醸成活動を継続的に改善する。

b. 安全文化要素

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「安全文化の醸成された状態」を把握する際の主要項目として、以下の4項目の安全文化要素を定めており、それらの状態を把握することで、安全文化をより強固なものとしている。

- ・ 安全を最優先とする方針と実行
- ・ 安全を確保する仕組み
- ・ 学習する組織
- ・ コミュニケーション

なお、規制当局の安全文化評価ガイドラインにおいて、評価する視点として、トップマネジメントのコミットメント、上級管理者の明確な方針と実行等の

14項目の安全文化要素が定められており、当社の安全文化要素との関連は、第2.2.1.8-2図に示すとおり、その妥当性を確認している。

また、第2.2.1.8-1表に、安全文化要素ごとに安全文化の醸成に繋がる日常活動を整理し、安全文化の醸成状態を確認している。

c. 安全文化要素に沿った改善状況

4項目の安全文化要素に対して、安全文化醸成活動に係る改善状況を確認した。

主な改善状況は以下のとおりである。

(a) 安全を最優先とする方針と実行に係る改善状況

イ 安全文化醸成に関する方針及びスローガンの周知

安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、毎年度、社長のコミットメントの内容と整合を図った安全文化醸成重点活動計画を策定し、安全文化醸成に関する方針及び年度スローガンの浸透を図るため、所内及び協力会社の各所へのポスター掲示や、小冊子及び携帯カードにまとめて配付する等の周知活動を継続的に実施している。

ロ 発電所長による安全文化に関する訓話等の実施・周知

発電所長による安全文化に関する訓話を毎年度実施するとともに、次長・課長等による講話を毎月初めに実施し、社内イントラネット等を通じて周知し、繰り返し確認できるようにしている。

ハ 川内1号機所内電源設備点検作業中の人身事故の教訓を風化させない活動の実施

平成22年1月に発生した川内1号機人身事故から得た安全に対する教訓を風化させない活動として、平成23年度から、当該事故が発生した日を「安全再確認の日」と定め、毎年度、協力会社を含めた全所員が参加する全体集会等を開催している。

(b) 安全を確保する仕組みに係る改善状況

イ 原子力の安全性・信頼性を確保する活動の実施

原子力の安全性・信頼性を確保する活動として、関係各課及び協力会社との連絡調整を行い、施設定期検査の対応を確実に実施した。また、新規制基準対応工事等について、工程管理、関係箇所との情報共有、懸案事項処理等を着実に行った。

(c) 学習する組織に係る改善状況

イ 安全文化に関する教育の実施

安全文化醸成活動の更なる浸透を図るため、毎年度、保安規定教育、原子力安全教育等を継続的に実施している。

また、平成26年度から、発電所員に対し、原子力安全教育を通じて、原子力安全に係るリスクの認識及び日々の保安活動におけるリスクへの意識向上を図るための教育及び一人ひとりが安全のために日常業務の中で率先垂範して行っている行動がリーダーシップに繋がること等、リーダーシップの浸透・定着を目的とした教育を実施している。

(d) コミュニケーションに係る改善状況

イ 協力会社とのコミュニケーション活動の実施

協力会社への安全文化醸成活動の更なる浸透を図るため、協力会社との意見交換会の実施、受注者品質保証監査を利用した安全文化に関する情報等の紹介、各課委託先とのミーティング等のコミュニケーション活動等を継続的に実施している。

d. 安全文化要素に沿った改善状況

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2.2.1.8-2表に示す。

(4) 安全文化の醸成活動に係る実績指標

a. 安全文化醸成活動の実績

安全文化醸成に係る取組みは、安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、安全文化醸成活動を計画し、実施し、評価し、改善を行っている。今回の調査期間の安全文化醸成活動の主な実績については、第2.2.1.8-3表のとおりである。

主な安全文化醸成活動の内容について、以下に示す。

(a) 安全文化に関する年度スローガンの策定、掲示

発電所員及び協力会社員から安全文化に関するスローガンを毎年度募集、選定し、発電所員及び協力会社員へ周知するとともに、発電所の各所に掲示し、意識高揚を図っている。(第2.2.1.8-4表参照)

(b) 発電所長による安全文化に関する訓話等の実施

発電所長による安全文化に関する訓話を毎年度実施するとともに、次長・課長等による講話を毎月初めに実施し、社内イントラネット等を通じて周知し、繰り返し確認できるようにしている。

(c) 安全文化に関する教育の実施

安全文化に対する意識向上を図るため、原子力安全教育等の場において、教育を実施している。

また、原子力安全教育を通じて、原子力安全に係るリスクの認識及び日々の保安活動におけるリスクへの意識向上を図るための教育及び一人ひとりが安全のために日常業務の中で率先垂範して行っている行動がリーダーシップに繋がること等、リーダーシップの浸透・定着を目的とした教育を実

施している。

(d) 発電所員と協力会社員との意見交換会の実施

発電所員と協力会社員との意見交換会を実施し、協力会社からの要望を収集、検討を実施し、必要に応じて改善を実施している。また、日常の業務においても意見交換を実施しており、あらゆる場を通じたコミュニケーションの充実による保安活動の効果的運用を図っている。

(e) 安全文化醸成重点活動計画の策定

安全文化醸成に係る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、計画に基づき、安全文化醸成活動を実施し、その結果を評価し、次年度計画に反映等改善を図っている。(第2.2.1.8-5表参照)

b. 安全文化に関する教育の受講率

安全文化に関する教育は、原子力安全教育等を通じ、安全文化醸成に係る方針・スローガン、年度の活動計画及び安全文化醸成に係る社内マニュアルを基にしたPDCAの仕組み等の内容について実施しており、発電所員は、毎年度教育を受講することで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、平成25年度から平成26年度にかけては、新規制基準適合性審査対応に伴う長期出張等による影響により少し減少したが、高く維持されており、安全文化に係る活動が浸透していることを確認した。

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2.2.1.8-3図に示す。

c. 安全文化に問題があり発生した不適合件数

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

(5) 安全文化の醸成活動に係る有効性評価結果

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)の改善活動が定着し、安全文化の醸成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、安全文化の醸成活動に係る不適合については、発生していないことを確認した。

安全文化の醸成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、安全文化の醸成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。

これらのことから、安全文化の醸成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2.2.1.8-1表 安全文化要素と日常活動との関連(1/2)

No.	安全文化要素	安全文化の醸成された状態(安全文化評価指標)	安全文化醸成に繋がる日常的な活動
1	安全を最優先とする方針と実行	<p>(1)トップマネジメントが安全を最優先とする方針を示すとともに、そのメッセージが組織要員の全体に繰り返し周知され、認識されている。</p> <p>(2)各部長及び各所長が、トップマネジメントの方針に基づき、会議や訓話等の各種機会を通じて安全を最優先とするメッセージを発信しているとともに、安全を達成するための目標を策定し、組織要員がその目標に向かって活動することを確実にしている。また、安全達成のための目標は、トップマネジメントの安全を最優先とする方針と整合性がとれ、組織要員が安全を最優先として活動できるものとなっている。</p> <p>(3)安全を最優先とする業務の計画が策定され、それに基づき業務が実施されている。</p> <p>(4)組織の体制及び部署の役割・責任・権限が明確化され、それを機能させている。</p> <p>(5)組織要員が「立ち止まり、考え、行動し、見直し」(STAR:Stop, Think, Act, Review)という姿勢を持ち、安全を損なう要因が潜んでいないか、安全を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。</p>	<p>a.所長は、年頭挨拶、訓話等、機会あるごとに「安全はすべてに優先する」ことを組織要員に対して伝える。②⑭</p> <p>b.品質方針を、以下の手段により組織要員へ浸透させ、安全最優先の意識並びに原子力安全に対する当事者意識を醸成する。①⑭</p> <p>(a)各課長は、「品質保証活動に関する教育」、「課内教育」等を通じ組織要員へ伝達するとともに、「品質管理及び安全作業教育」において協力会社にも伝達する。</p> <p>(b)安全品質保証統括室長は、ポスター掲示、携帯用小冊子の配付を行う。</p> <p>c.所長及び各課長は、「品質マニュアル(基準)」に基づき、品質目標を定める。また、各課長は、それら品質目標を「品質保証活動に関する教育」、「課内教育」等により組織要員へ周知し、品質目標の達成に向け、積極的に参画するよう働きかけを行い、業務に取り組む。②⑭</p> <p>d.所長は、前年度活動結果及び社長のコミットメントを踏まえ、発電所において安全文化醸成重点活動計画を策定するとともに、各課長はその計画を課内教育等により組織要員へ周知する。②⑭</p> <p>e.各課長等は、原子力安全を最優先とする安全文化の意識浸透を図るため、発電所組織を対象にメッセージを発信する。②⑭</p> <p>f.所長及び各課長は、業務・原子力施設に係る意思決定の根拠をタイムリーに組織要員へ説明する。①②⑭</p> <p>g.各課長は、プロセスの監視・測定を行い、業務の現状を把握し、改善につなげる。②</p> <p>h.各課長は、安全文化醸成重点活動計画に基づき、安全文化醸成活動に取り組む。②</p> <p>i.各課長は、「品質マニュアル(基準)」及び「職務権限基準」に定められた保安活動を担う体制、部署間の役割・責任・権限に基づき、安全を最優先した業務の計画(基準、業務要領、要領書等)を策定・維持し、実施する。②</p> <p>j.発電所組織の組織要員は、自らの職務の範囲において、保安活動に対する説明責任を果たす。⑦⑭</p> <p>k.所長及び各課長は、業務の計画の策定や業務の実施等に当たっては、立ち止まって考え、常に自らに問いかけ、起こりうる結果を想像して、慎重な意思決定を行う。④</p>
2	安全を確保する仕組み	<p>(1)法令・ルールへの遵守及び安全を最優先を無視した組織的活動、並びに集団浅慮による誤った意思決定を避けるための方策が確立され、機能している。</p> <p>(2)業務・原子力施設に関連する法令・規制要求事項等が明確化され、それらに対して規定文書や各種手順書が曖昧なく明瞭に定められている。</p> <p>(3)発生した不適合を確実に処理する仕組みが確立され、機能している。</p> <p>(4)ルールや手順等の変更には、変更による安全性への影響等を適切に評価しているとともに、重要度に応じて組織的にチェックする仕組みが確立され、機能している。</p> <p>(5)安全に直結する作業に関して、作業環境や作業条件が定められ、手順化され、それに基づいて作業が実施されている。また、現場作業が実際どのようになされているかを管理者が把握する活動が行われている。</p> <p>(6)安全を優先した無理のない工程・計画が策定されているとともに、進捗に応じて適切に変更が行われている。</p>	<p>a.以下の仕組みにより、誤った意思決定や組織の閉鎖性を排除し、透明性の高い業務運営を行う。③</p> <p>(a)社内外の第三者による原子力安全に関する各種評価の活用</p> <p>(b)安全運営委員会による原子炉施設の保安運営に関する事項の審議</p> <p>(c)安全品質保証統括室による不適合処理・是正処置の確認</p> <p>(d)プロセス監査による業務に対する要求事項への適合性、有効性の確認</p> <p>(e)作成・審査・承認のステップを踏んだ文書及び記録の作成</p> <p>(f)発電所内、発電所－本店組織間での連絡・調整(品質保証連絡会議、運用変更に当たっての説明会等)</p> <p>b.各課長は、品質マネジメントシステム文書(規定文書、業務要領等)に各種業務の意思決定プロセスを定め、それに基づき実施する。③⑧</p> <p>c.各課長は、法令・規制要求事項等を監視し、業務・原子力施設に関連する要求事項は「保安活動に関する法令・規制要求事項等の管理要領」に明確化するとともに、要求事項をレビューした上で対応が必要な場合には、関係箇所と事前に十分な調整を行い、関連する規定文書、業務要領を改正する。また、原子炉施設の保安に係る規定文書の改正に当たっては、必要に応じて安全運営委員会での審議を行う。③⑧</p> <p>d.安全品質保証統括室長は、不適合を処理する手順を「不適合管理基準」に定め、各課長はそれに基づき不適合を処理する。また、不適合判断に当たっては、安全品質保証統括室長が定める「不適合管理運用ガイドライン」を活用する。③</p> <p>e.各課長は、設備・運用方法の変更に当たり、「設備・運用方法等の変更における関連文書(含むチェックシート)の変更要否チェックシート」により、変更に伴う影響等の有無を確認するとともに、必要に応じて安全運営委員会による審議を通して規定文書の改正を行う。⑧⑬</p> <p>f.各課長は、設計変更が生じた場合は、「設計・調達管理基準」に基づき、その変更内容を明確にするとともに、それに伴う影響を評価し、発生した段階に応じレビュー、検証及び妥当性確認を実施する。⑬</p> <p>g.各課長は、作業の実施に当たっては、事前に作業要領書を作成し、作業工程、範囲、方法、手順、体制等を定め、現場において指導、監督し、品質管理並びに事故防止に努めるようルール化し、実施する。⑫⑭</p> <p>h.各課長は、安全上重要な作業工程については、品質への影響を与えるような無理な工程となっていないか等、関係者との連絡調整を円滑に行うようルール化し、実施する。⑫</p> <p>i.安全品質保証統括室長は、定期検査工程に係る停止時確率論的リスク評価(停止時PRA)を実施する。⑫⑬</p>

※「安全文化醸成に繋がる日常的な活動」欄における丸数字は、第2.2.1.8-2図に示される「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り組みを評価するガイドライン」における以下の安全文化要素との関連を示す。

- ①トップマネジメントのコミットメント、②上級管理者の明確な方針と実行、③誤った意思決定を避ける方策、④常に問いかける姿勢、⑤報告する文化、⑥良好なコミュニケーション、⑦説明責任・透明性、⑧コンプライアンス、⑨学習する組織
 ⑩事故・故障等の未然防止に取り組む組織、⑪自己評価又は第三者評価、⑫作業管理、⑬変更管理、⑭態度・意欲

第2.2.1.8-1表 安全文化要素と日常活動との関連(2/2)

No.	安全文化要素	安全文化の醸成された状態(安全文化評価指標)	安全文化醸成に繋がる日常的な活動
3	学習する組織	<p>(1)現状に満足することなく、組織内での知見、経験や外部とのコミュニケーション結果を蓄積・活用し、継続的に改善していく仕組みが構築され、実施されている。また、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)組織及び個人の能力を高めるための教育・訓練(コンプライアンスを含む)を計画し、実施し、評価し、継続的に改善している。</p> <p>(3)自社のみならず、他社の事故・故障情報並びに良好事例から得られた教訓を基に、事故・故障等の再発及び未然防止のための是正処置、予防処置が実施されている。また、重大な事故・故障に対しては、組織要因にまで遡って原因究明(根本原因分析)が行われ、また、その結果に対しては改善に向けた活動が真摯に行われている。</p> <p>(4)ヒューマンファクターに関する活動によりヒューマンエラー防止に努めている。</p> <p>(5)安全文化の醸成状態を定期的に評価し、その評価結果から得られた課題を次計画へ反映し、安全文化の醸成に努めている。また、外部機関等の第三者評価を受け、その結果を安全文化醸成活動に活用している。</p>	<p>a.安全品質保証統括室長は、「評価改善活動管理基準」に基づき、各種データ(原子力安全の達成に関する情報、監査結果、プロセスの監視及び測定の結果、検査及び試験等)を収集・分析する。各課長は改善が必要と認められた事項について改善を実施する。⑨</p> <p>b.各課長は、社内外の第三者による原子力安全に関する評価結果、原子力業界の内外を問わず優れたパフォーマンスを実現している他組織へのベンチマーク活動等から、必要に応じて改善を行う。⑨⑩⑪</p> <p>c.各課長は、保安活動及び品質保証活動を行う中で自組織、他組織を問わず改善が必要と思われる事項を発見した場合は、「評価改善活動管理基準」に基づく「改善提案書」の仕組みにより自ら改善を提案し、必要に応じ改善を行う。⑨⑭</p> <p>d.各課長は、原子力安全の達成に関する情報として、保安検査、定期安全管理審査等の各種検査等における原子力安全達成状況に関する指摘事項等や地元自治体、地元住民をはじめとする利害関係者の原子力安全達成状況に関する意見、要望等を記録し、対応が必要なものは適切に対応する。⑨</p> <p>e.各課長は、「教育訓練基準」に基づき業務に必要な力量を定め、組織要員の力量評価を実施する。原子力訓練センター長は、各要員の技術力を向上させるための教育訓練計画を作成し、各課長はその計画に基づく教育・訓練を実施する。また、各課長は、教育・訓練及びOJTを通じて技術伝承に努めるとともに、率先垂範の姿勢を示し、リーダーシップ能力の育成を図る。⑨</p> <p>f.各課長は、「コンプライアンス行動指針」に従い、自らの行動を律するとともに「コンプライアンス研修」等により、コンプライアンス意識の向上を図る。⑧⑭</p> <p>g.各課長は、「原子力安全教育」、「品質保証活動に関する教育」、「品質管理及び安全作業教育」等の各種教育の実施、安全品質保証統括室長は、安全文化醸成活動スローガンの設定・掲示により、所員の安全を最優先とした活動の意識向上を図る。⑨⑭</p> <p>h.各課長は、本店が情報選別した「予防処置基準」に定める検討対象情報を入力し、予防処置の必要性を評価し、処置が必要と判断されたものは処置を実施する。また、四半期ごとに処置状況を事故・故障情報検討会へ報告する。⑨⑩</p> <p>i.各課長は、必要に応じて、不適合・是正処置報告書を発電所内に回覧するとともに、社内イントラネット上に掲示し情報共有を図る。⑨⑩</p> <p>j.根本原因分析チームは、「根本原因分析実施基準」に基づき、「No Blame Culture(人を責めない文化)」の考えのもと不適合事象等から本来あるべき姿を阻害する潜在的な組織要因を見つけ出し、各課長は根本原因分析結果に対応した再発防止及び未然防止を図るための処置を実施する。⑨⑩</p> <p>k.各課長は、発電所内に設置するヒューマンファクター検討会を通して、発電所でのヒヤリハット事例の収集・分析・評価・フィードバックの推進を図る。⑨⑩</p> <p>l.「原子力安全文化醸成活動管理基準」に従い、各課長は安全文化醸成活動の取組み状況を評価するとともに、安全品質保証統括室長はその評価結果を踏まえ安全文化の醸成状態を評価し、継続的な改善を実施する。⑩</p> <p>m.各課長は、規制当局による保安検査、原子力監査室が実施する監査、安全文化及び安全のためのリーダーシップに対する独立評価等を通じて安全文化醸成活動に関する評価を受けた場合、その評価結果を安全文化醸成活動に活用する。⑩</p>
4	コミュニケーション	<p>(1)Face-to-Faceでの双方向コミュニケーションが活発に行われているとともに、報告・連絡・相談が習慣付けられている。</p> <p>(2)管理者と若手社員、経営層と技術担当者等の間の意識ギャップを埋め、相互に理解し合うための活動が行われている。</p> <p>(3)管理者は、個人的なエラーやニアミス等の些細な問題であっても懸念なく報告するよう組織要員に奨励するとともに、自ら率先して規範を示している。</p> <p>(4)コンプライアンスに抵触する等の問題に遭遇した場合に、弱い立場の者が不利益を被らず相談できる制度が設けられている。</p> <p>(5)地元自治体や地元住民、規制当局が何を求めているのか、相手の立場に立って考え、タイムリーに分かり易く情報の提供、説明が行われている。</p> <p>(6)安全に寄与した組織や個人に対しては、称賞がなされている。</p>	<p>a.所長及び各課長は、所内会議、課内会議及び本店組織との連携により階層間や組織間での情報伝達等のコミュニケーションにより円滑な業務運営を図り、問題の報告に価値を認める等、活力ある風通しの良い職場環境の整備に努める。⑥⑭</p> <p>b.所長及び次長は、「発電所幹部と一般職との懇談会」を開催し、話しやすい環境づくり及びモラルの維持・向上に向けた取組みを行う。⑥⑭</p> <p>c.各課長は、「協力会社と発電所員との意見交換会」の開催等により供給者とコミュニケーションを取り、安全を確保するための幅広い改善に資する情報の収集、円滑な業務遂行、職場の活性化及び安全文化に対する意識の共有化を図る。⑥⑭</p> <p>d.各課長は、「安全衛生協議会」、「品質管理及び安全作業教育」等の各種会議、教育を通じて、ニューシア情報、不適合情報等の協力企業との情報共有を図る。⑥</p> <p>e.各課長は、業務に対する要求事項に適合しない状況が発生した場合には、「不適合管理基準」に基づき不適合・是正処置報告書を作成し、必要な権限者へ報告を行う。⑤</p> <p>f.各課長は、発電所内に設置するヒューマンファクター検討会を通して、発電所でのヒヤリハット事例の収集・分析・評価・フィードバックの推進を図る。⑤</p> <p>g.各課長は、通常時、事故・故障時を問わず、以下のとおり積極的な情報公開を行うとともに、地域のみならずとの良好な関係の維持に努める。⑦</p> <p>(a)規制当局、自治体、プレス等への情報発信・説明</p> <p>h.所長は、原子力安全に貢献した部署又は個人(協力会社も含む)に対し表彰する活動を行う。⑭</p> <p>例)(a)発電所におけるトラブルの未然防止、早期発見への貢献 (b)安全文化醸成につながる活動、提言の実践 (c)積極的な業務改善の提案、実施 (d)受注者監査等での良好事例</p>

※「安全文化醸成に繋がる日常的な活動」欄における丸数字は、第2.2.1.8-2図に示される「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り組みを評価するガイドライン」における以下の安全文化要素との関連を示す。

- ① トップマネジメントのコミットメント、② 上級管理者の明確な方針と実行、③ 誤った意思決定を避ける方策、④ 常に問いかける姿勢、⑤ 報告する文化、⑥ 良好なコミュニケーション、⑦ 説明責任・透明性、⑧ コンプライアンス、⑨ 学習する組織
- ⑩ 事故・故障等の未然防止に取り組む組織、⑪ 自己評価又は第三者評価、⑫ 作業管理、⑬ 変更管理、⑭ 態度・意欲

第 2.2.1.8-2 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
(トップマネジメントによる QMS の評価結果及び対応状況) 原子力安全を最優先とする安全文化の更なる醸成を図るため、組織全体の原子力リスクの意識向上並びに安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けて取り組んでいくこと。 (平成 28 年度)	(教育・訓練の改善) 原子力リスクの意識向上並びに安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に関する原子力安全教育を実施した。 (平成29年度)	<ul style="list-style-type: none"> • 学習する組織 	
(川内原子力発電所安全運営委員会) —	(社内マニュアルの改善) (1) 安全文化指標見直しの検討を踏まえた改正(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加) (2) 運用の明確化(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に原子力安全を最優先とするメッセージの発信を追加) <ul style="list-style-type: none"> • 原子力安全文化醸成活動管理基準(平成29年度) 	<ul style="list-style-type: none"> • 安全を最優先とする方針と実行 	
(原子力発電安全委員会) —	(社内マニュアルの改善) 安全文化指標見直しの検討を踏まえた改正(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加) <ul style="list-style-type: none"> • 原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)(平成29年度) 	<ul style="list-style-type: none"> • 安全を最優先とする方針と実行 	

第2.2.1.8-3表 安全文化醸成活動の実績

主な活動内容	活 動 実 績									
	年度	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29
安全文化に関する年度スローガンの検討、掲示		○	○	○	○	○	○	○	○	○
発電所長による安全文化に関する訓話の実施		○	○	○	○	○	○	○	○	○
次長、課長等による安全文化に関する講話の実施		—	—	—	—	○	○	○	○	○
安全文化に関する教育の実施		○	○	○	○	○	○	○	○	○
e-ラーニング活用による安全文化の教育の実施		○	○	○	—	○	—	—	—	—
発電所員と協力会社員との意見交換会の実施		○	○	○	○	○	○	○	○	○

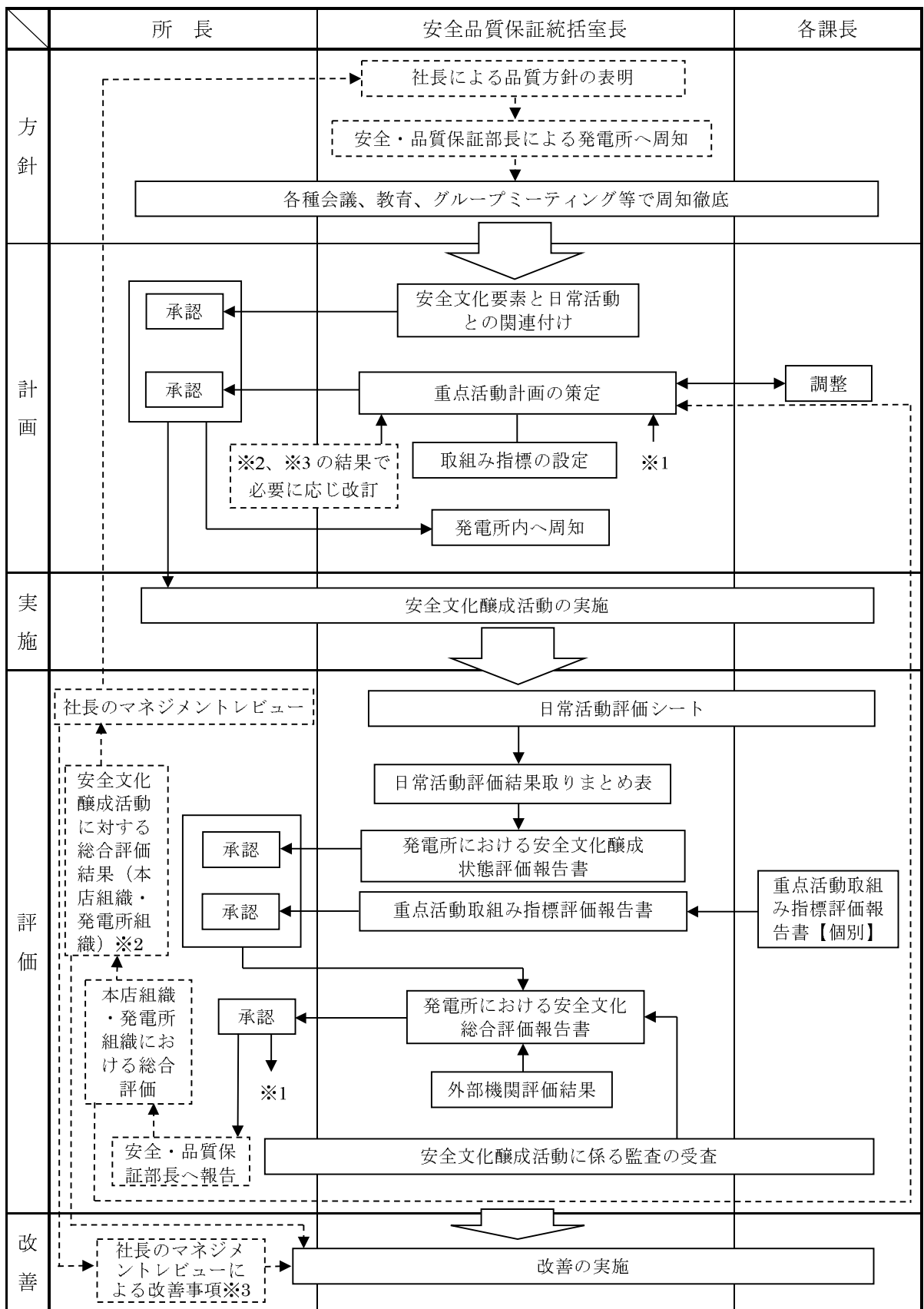
注：本表は安全文化醸成活動のうち、当該年度における重点活動項目の活動実績を示す。

第2.2.1.8-4表 原子力安全文化醸成活動スローガン

年 度	ス ロ ー ガ ン
平成21年度	「安全最優先」一人ひとりが考え行動し、築いていこう安全文化
平成22年度	続けよう、高めよう、一人ひとりの安全意識、みんなで守る原子力！
平成23年度	全ての安心は安全から みんなで築く安全文化 明るく照らそう原子力
平成24年度	話そう 動こう つづけよう みんなが主役の安全文化
平成25年度	決意新たに一致団結・総合力！安全文化は一人ひとりの力の積み重ねから
平成26年度	一人ひとりが「安全最優先」の意識を高め、みんなで築こう安全文化
平成27年度	一致団結・総合力で 高める信頼・届ける安心 みんなで育む安全文化
平成28年度	一人一人が安全最優先の意識を持って行動し 高めよう安全文化
平成29年度	1人ひとりのリーダーシップで高まる意識と技術力 みんなでつくろう安全文化
平成30年度	安全はすべてにおいて最優先 みんなの意識と行動で 築く我らの安全文化

第2.2.1.8-5表 重点活動への取組み状況(平成29年度の例)

安全文化要素	活動計画(取組み指標)	活動実績	評価結果	次年度への改善事項
<ul style="list-style-type: none"> 安全を最優先とする方針と実行 学習する組織 	「品質方針」及び「原子力安全文化醸成スローガン」等の周知活動について、協力会社を含めて引き続き取り組む。	<ul style="list-style-type: none"> 業務連絡票にて周知した。 ポスターを掲示した。 方針等を掲載した小冊子を所員へ配付した。 保安規定教育にて周知した。等 	取組み指標に示す活動が確実に行われており、十分な活動が行われている。	—
<ul style="list-style-type: none"> コミュニケーション 安全を最優先とする方針と実行 	安全・リスクに対する意識向上及び安全性・信頼性を確保するため、原子力安全等に関するメッセージの発信等を実施し、内容の周知活動を引き続き行う。	<ul style="list-style-type: none"> 所長は、所内連絡会議等を通じて、原子炉安全補助施設、川内2号機蒸気発生器取替工事等の発電所全体に跨る主要な業務に対する期待事項を所員に示した。 課長等によるメッセージの発信を実施した。等 		<ul style="list-style-type: none"> 安全・リスクに対する意識向上及び安全性・信頼性を確保するための、発電所組織幹部による期待事項等の発信
<ul style="list-style-type: none"> 学習する組織 安全を最優先とする方針と実行 コミュニケーション 	安全文化に関する教育及び協力会社とのコミュニケーション活動を通じて、安全文化醸成活動の更なる浸透を図る。	<ul style="list-style-type: none"> 「保安規定教育」及び「原子力安全教育」を通じて、安全文化醸成活動の更なる浸透を図った。 協力会社とのコミュニケーションを図り、安全文化醸成活動の更なる浸透を図るため、意見交換会を実施した。等 		—
<ul style="list-style-type: none"> 安全を最優先とする方針と実行 	「川内1号機所内電源設備点検作業中の人身事故」を風化させない活動を継続して行う。	<ul style="list-style-type: none"> 協力会社を含めた全所員が参加する全体集会等を開催した。 所長による訓話を実施し周知した。 		<ul style="list-style-type: none"> 「川内1号機所内電源設備点検作業中の人身事故」を風化させない活動
<ul style="list-style-type: none"> 安全を最優先とする方針と実行 安全を確保する仕組み コミュニケーション 	原子力発電所の安全・安定運転に向けた活動、安全性向上評価及び原子炉安全補助施設等への対応を含めて原子力の安全性・信頼性を確保する活動に取り組む。	<ul style="list-style-type: none"> 関係各課及び協力会社との連絡調整を行い、施設定期検査の対応を確実に実施した。 原子炉安全補助施設等について、工程管理、関係箇所との情報共有、懸案事項処理等を着実にいった。 「安全性向上評価実施基準」に基づき、評価届出書を作成し、国に届出た。等 		<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電所の安全・安定運転に向けた、施設定期検査及び原子炉安全補助施設等への対応を確実にを行い、原子力の安全性・信頼性を確保する活動 「基準・要領等の改善を適切に実施する」活動
<ul style="list-style-type: none"> 学習する組織 	組織の固有技術の維持、伝承、更なる向上に係る施策を行う。	<ul style="list-style-type: none"> 各種教育資料等の充実により、固有技術や業務の維持・伝承を図った。等 		—
<ul style="list-style-type: none"> 学習する組織 	安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた活動に継続して取り組む。	<ul style="list-style-type: none"> 「原子力安全教育」を通じて、安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた活動に取り組んだ。 		—



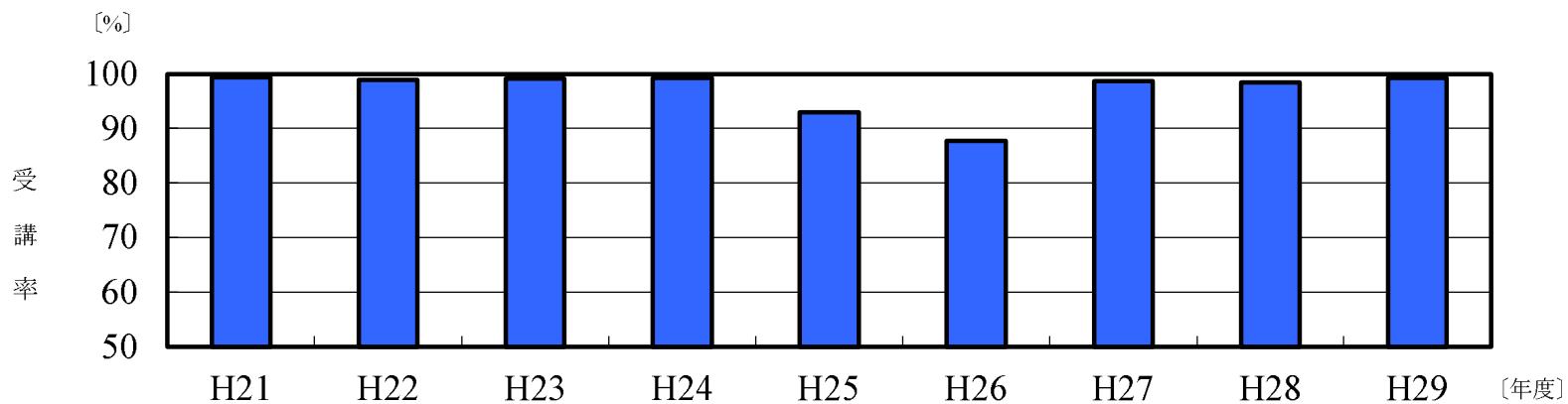
第2.2.1.8-1図 安全文化醸成に係る業務フロー

原子力安全文化醸成マニュアル(要則)	
安全文化要素	安全文化の醸成された状態(安全文化評価指標)
1. 安全を最優先とする方針と実行	<p>(1)トップマネジメントが安全を最優先とする方針を示すとともに、そのメッセージが組織要員全体に繰り返し周知され、認識されている。</p> <p>(2)各部長及び各所長が、トップマネジメントの方針に基づき、会議や訓話等の各種機会を通じて安全を最優先とするメッセージを発信しているとともに、安全を達成するための目標を策定し、組織要員がその目標に向かって活動することを確実にしている。また、安全達成のための目標は、トップマネジメントの安全を最優先とする方針と整合性がとれ、組織要員が安全を最優先として活動できるものとなっている。</p> <p>(3)安全を最優先とする業務の計画が策定され、それに基づき業務が実施されている。</p> <p>(4)組織の体制及び部署の役割・責任・権限が明確化され、それを機能させている。</p> <p>(5)組織要員が「立ち止まり、考え、行動し、見直す」(STAR: Stop, Think, Act, Review)という姿勢を持ち、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。</p>
2. 安全を確保する仕組み	<p>(1)法令・ルールの遵守及び安全最優先を無視した組織的活動、並びに集団沈黙による誤った意思決定を避けるための方策が確立され、機能している。</p> <p>(2)業務・原子力施設に関連する法令・規制要求事項等が明確化され、それらに対して規定文書や各種手順書が曖昧なく明瞭に定められている。</p> <p>(3)発生した不適合を確実に処理する仕組みが確立され、機能している。</p> <p>(4)ルールや手順等の変更が当たっては、変更による安全性への影響等を適切に評価しているとともに、重要度に応じて組織的にチェックする仕組みが確立され、機能している。</p> <p>(5)安全に直結する作業に関して、作業環境や作業条件が定められ、手順化され、それに基づいて作業が実施されている。また、現場作業が実際どのようになされているかを管理者が把握する活動が行われている。</p> <p>(6)安全を優先した無理のない工程・計画が策定されているとともに、進捗に応じて適切に変更が行われている。</p>
3. 学習する組織	<p>(1)現状に満足することなく、組織内での知見、経験や外部とのコミュニケーション結果を蓄積・活用し、継続的に改善していく仕組みが構築され、実施されている。また、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)組織及び個人の能力を高めるための教育・訓練(コンプライアンスを含む)を計画し、実施し、評価し、継続的に改善している。</p> <p>(3)自社のみならず、他社の事故・故障情報並びに良好事例から得られた教訓を基に、事故・故障等の再発及び未然防止のための是正処置、予防処置が実施されている。また、重大な事故・故障に対しては、組織要因にまで遡って原因究明(根本原因分析)が行われ、またその結果に対しては改善に向けた活動が真摯に行われている。</p> <p>(4)ヒューマンファクターに関する活動によりヒューマンエラー防止に努めている。</p> <p>(5)安全文化の醸成状態を定期的に評価し、その評価結果から得られた課題を次計画へ反映し、安全文化の醸成に努めている。また、外部機関等の第三者評価を受け、その結果を安全文化醸成活動に活用している。</p>
4. コミュニケーション	<p>(1)Face-to-Faceでの双方向コミュニケーションが活発に行われているとともに、報告・連絡・相談が習慣付けられている。</p> <p>(2)管理者と若手社員、経営層と技術担当者等の間の意識ギャップを埋め、相互に理解し合うための活動が行われている。</p> <p>(3)管理者は、個人的なエラーやニアミス等の些細な問題であっても懸念なく報告するよう組織要員に奨励するとともに、自ら率先して規範を示している。</p> <p>(4)コンプライアンスに抵触する等の問題に遭遇した場合に、弱い立場の者が不利益を被らず相談できる制度が設けられている。</p> <p>(5)地元自治体や地元住民、規制当局が何を求めているのか、相手の立場に立って考え、タイムリーに分かり易く情報の提供、説明が行われている。</p> <p>(6)安全に寄与した組織や個人に対しては、称賞がなされている。</p>

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り組みを評価するガイドライン	
安全文化要素	安全文化・組織風土の劣化防止に係る取り組みを評価する視点
(1)トップマネジメントのコミットメント	<p>①トップマネジメントが安全を最優先するという明確なメッセージを組織の末端まで浸透させている。</p> <p>②安全確保の目標と利益追求等の目標の間に相克を感じることなく活動できる方針を示しそれを実行している。</p>
(2)上級管理者の明確な方針と実行	<p>①安全確保活動に関する方針を示し、それを実行している。</p> <p>②安全を最優先した資源計画(予算計画、人員計画、設備更新計画、保守・保全計画)が立案され、その実行(安全性、重要性、緊急度等)に対応した優先順位と計画のずれに対する修正を含む)が行われている。</p> <p>③組織全体(本社、発電所)の保安活動を担う体制及び部署間の役割・責任・権限を定め、それを機能させている。</p>
(3)誤った意思決定を避ける方策	<p>①安全に関わる誤った意思決定や組織の閉鎖性(集団沈黙等)を排除するための具体的な方策が確立され機能している。</p> <p>②保安活動における意思決定に当たっては、品質マネジメントシステムにより定められた意思決定システムに従っている。</p>
(4)常に問いかける姿勢	安全に関わる自らの行動や機器の状況、さらに組織のあり方等について常に問いかける姿勢が組織構成員に定着化している。
(5)報告する文化	個人的なエラーやヒヤリハット事例、組織にとって望ましくないと思われる情報等を懸念なく報告できる雰囲気や職場に醸成されている。また上級管理者が率先してその規範的な役割を果たしている。
(6)良好なコミュニケーション	<p>①社内コミュニケーション(上下間、組織横断)が有効に機能している。</p> <p>②協力会社との対話や要求事項の伝達が適切に行われ、伝達したことが浸透している。</p> <p>また相互理解を促進するコミュニケーションの場づくりに努めている。</p>
(7)説明責任・透明性	説明を要する事態が発生した場合は、地元住民や国民、規制当局にタイムリーで透明性の高い情報提供を行っている。また相互理解を促進するコミュニケーションの場づくりに努めている。
(8)コンプライアンス	<p>①ルールが適切かつ有効であることを確実にするためのルールの維持管理(タイムリーな見直し、改訂、改廃、新規作成等含む)がなされている。</p> <p>②コンプライアンスが日常業務に定着している。</p> <p>(注)コンプライアンス:組織の目的を実現するために、法令・規制要求事項を遵守するとともに、その背後にある社会的要請に応え原子力安全を達成するための社内ルール(原子力安全に関する標準、基準手順書等)等を遵守すること。</p> <p>③コンプライアンスに問題を感じたときには、それについて提言できる制度や雰囲気が醸成されている。</p>
(9)学習する組織	<p>①教育・訓練、力量評価、選抜・資格等により経営者、管理者を含む組織各層の構成員の育成と動機付けを図り、組織の技術力を維持・向上させている。</p> <p>②保安活動に関連する知見・情報・データを蓄積し、関係部署へ伝達されている。</p> <p>③自社及び国内外の重要な事故・故障から得られた知見を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。</p> <p>④ヒューマンエラーやヒヤリハット分析から得られた知見を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。</p>
(10)事故・故障等の未然防止に取り組む組織	事故・故障等を未然に防止するため、事故・故障等の根本原因分析、不適合管理、是正処置・予防処置等から得られた知見が組織に伝達されている。
(11)自己評価又は第三者評価	<p>①安全文化醸成活動の形骸化防止を図るため、自己評価又は第三者評価を行っている。</p> <p>②安全文化醸成の達成度及び安全文化劣化兆候を把握するための指標を定め、自己評価を行っている。</p>
(12)作業管理	無理のない工程計画や現場の作業実施、作業環境の改善等を行っている。
(13)変更管理	<p>①組織(協力会社を含む)の変更時に、安全性への影響等の適切な評価と変更管理を行っている。</p> <p>②ルールや手順等の変更時に、安全性への影響等の適切な評価をし、変更後の管理を行っている。</p>
(14)態度・意欲	<p>①従業員の日常業務の意欲や姿勢の向上、モチベーション高揚、労務の適正化等に取り組んでいる。</p> <p>②管理者のリーダーシップ、管理の意欲や姿勢の向上等に取り組んでいる。</p> <p>③良好な職場風土の醸成に取り組んでいる。</p>

第2.2.1.8-2図 安全文化評価ガイドラインと安全文化要素との関連

年度	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29
安全文化に関する教育の受講率 (%)	99.4	98.9	99.2	99.3	93.0	87.7	98.7	98.5	99.3



第 2.2.1.8-3 図 安全文化に関する教育の受講率

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備

原子炉等規制法第43条の3の6及び第43条の3の14に規定する基準(重大事故等対策に限る。)により必要とされた機器等以外のものであって、事故の発生防止に資する機器及びその運用方法等の措置について、以下に示す。

(1) 多様性拡張設備

技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備を多様性拡張設備と位置付けた。

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

(2) 追加的に配備した設備

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

(3) 自主的に設置した設備

上記、多様性拡張設備及び追加的に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	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
				電動発電機電源(電動発電機出力遮断器スイッチ)(現場盤)	2個	—				
				原子炉トリップ遮断器スイッチ(現場盤)	2個	—				
			制御棒操作スイッチ(中央盤)	1個	—	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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプ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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照					
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプが使用できず、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、蒸気発生器ドライブ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】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 ・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	
				復水タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					
燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照	タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照							
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-13表参照		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

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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照		補助給水ポンプ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減圧継続 【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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照						
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	復水タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照		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、蒸気発生器ドラィ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減圧継続 【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 ・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	
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照						
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照						
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-13表参照		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減圧継続 【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・弁ふた：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/高压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減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練			
	充てん/高压注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照									

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (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	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照	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入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。	ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-6表参照	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。	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入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。	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-28表参照	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-6表参照	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入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。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】炉心冷却の維持 ・消火設備による代替炉心注入 ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(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

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	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)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	全交流動力電源喪失事象又は原子炉補機冷却機能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 ・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	ディーゼル消火ポンプ又は消防車による代替炉心注入	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	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る過水貯蔵タンク水を原子炉へ注水する。	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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照	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る過水貯蔵タンク水を原子炉へ注水する。				
				過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照	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。				
電動消火ポンプによる代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照								

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)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-10表参照		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) 【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)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-10表参照	1次冷却材喪失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) 【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、重大事故等に対処設備により、残存溶融デブリを冷却できるが、重大事故等に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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心は原子炉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。	運転基準(緊急処置編) 【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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					
					消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照					
					ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照					
					可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					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。
					可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照	運転基準(緊急処置編) 【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 基準 保安規定に基づく修業要領 ・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									

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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプ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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照					
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプが使用できず、更に電動主給水ポンプ又は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 ・S/Gブロワーによる排水 ・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 ・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	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-13表参照	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柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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、蒸気発生器ドリ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	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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、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、蒸気発生器ドリ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	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照				
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (10/56)

No	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	<p>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。</p>	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		<p>可搬型ディーゼル注入ポンプ</p>	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	<p>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。</p>	<p>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、蒸気発生器ドレ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。</p>	<p>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</p>	<p>緊急処置訓練 力量維持訓練</p>	
			燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照							
	タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									
		<p>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。</p>	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)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照	<p>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水位が低下した場合は、重力注入を停止する。</p>	<p>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。</p>	<p>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</p>	<p>緊急処置訓練</p>	

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車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、消火ポンプによりろ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			第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照						
消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照										
ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照										
		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)	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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	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			第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照						

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (12/56)

No	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプ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						第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-13表参照		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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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 ・中間受槽の組立手順書 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・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	
			タンクローリ		燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照
			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)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照	運転停止中のミッドループ運転中において、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。	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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	(RHRS-CSSタイライン使用)	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合は、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 保守基準 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				
				ディーゼル消火ポンプ							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	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る過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 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。	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
				消防自動車							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照			
				ろ過水貯蔵タンク							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照			

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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		運転停止中に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】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 保守基準 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 ・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							第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照
					タンクローリ							第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		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 ・保守基準 ・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							第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照
				タンクローリ							第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照
		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	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-10表参照		運転停止中に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	
				電動消火ポンプによる代替炉心注入							電動消火ポンプ

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)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-10表参照		運転停止中において、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」第1.10-2表参照		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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」第1.10-2表参照					

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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		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							第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照
					タンクローリ							第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-13表参照		主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合に、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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		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) 【第一部】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)	4台	種類：横置うず巻式 容量：114.9m³/h 揚程：42m 原動機出力：30kW 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	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (20/56)

No	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		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							第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照
					タンクローリ							第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (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	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)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 ・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)	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	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 ・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 ・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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-27表参照	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時再循環サンプルスクリーン閉塞 ・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 ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 保安規定に基づく保修業務要領 ・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、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	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)
			ディーゼル消火ポンプ			第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照				
			消防自動車			第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照				
			過水貯蔵タンク			第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照				
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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照								
	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照								
	燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照								
	タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照								

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)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失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準備しても原子炉容器破損まじ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 保守基準 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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-17表参照					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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、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。	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ビット等への給水訓練
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照					
				ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照					
			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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照					
				ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照					
			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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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 ・保守基準 ・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 ・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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	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。	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	
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照					
				過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照					
			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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源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。	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 ・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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									

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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ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り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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照					
				ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照					
			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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

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			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イ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、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 ・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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照		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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照	消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照	ろ過水貯蔵タンク		

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 可搬型電動ポンプ用発電機 可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照 第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照 第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源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、継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 保守基準 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 ・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	
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照					
				ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照					
			代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器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 ・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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

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)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	全交流動力電源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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	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。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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照	ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照		

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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源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、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 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ ・保安規定に基づく保守業務要領 ・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 ・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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照				
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照				
	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、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					
消防自動車				第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照						
ろ過水貯蔵タンク				第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照						

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	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炉心注入	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、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 保守基準 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		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照									
燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照									
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									
	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	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)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	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)により燃料代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 保守基準 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又は消防自動車による代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	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
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照					
				ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照					
			代替炉心注入	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源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 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

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	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 【第二部】停止時の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 化学管理基準 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	格納容器排気筒高レンジガスモニタ	2台	検出器：GM管 計測範囲：10cpm~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 ・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 ・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設置)	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	アンユラス水素濃度計測装置	1台	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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照		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	種類：うず巻形 容量：46m ³ /h以上 原動機出力：18.5kW ケーシング材料：ステンレス鋼		燃料取替用水補助タンク			1基	種類：たて置円筒型 容量：1,100m ³ 本体材料：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。
					2次系補給水ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-10表参照			2次系純水タンク			第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-10表参照		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。

2.2.1-367

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式	—	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等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ						
消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-28表参照										
ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-6表参照										
		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 ・使用済燃料ピットからの漏洩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に柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピットエリアモニタ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-1表参照		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 ・保守基準 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、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航空機衝突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	化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火			原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、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							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-28表参照		
					可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、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。	保守基準 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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照								
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照								
					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	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照								

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (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	代替淡水源から中間受槽への供給	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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-10表参照	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。	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】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保守基準 保安規定に基づく保守業務要領 ・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	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-6表参照					
					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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-6表参照				

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	設計基準事故対応設備及び重大事故等対応設備に対して、重大事故等対応設備により、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、重大事故等対応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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-10表参照	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)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。	【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	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	「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。	【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 ・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	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照						
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照										

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-6表参照	「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 ・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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照				
					ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照				
					消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-28表参照				
			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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-6表参照	「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 ・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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照				
					ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照				
					消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-28表参照				
			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	中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-6表参照	「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 ・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
					可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-6表参照				
					可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-6表参照				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-6表参照				
	燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」第1.8-4表参照								
	タンクローリ	第1章「1.8 電力」第1.8-7表参照								

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に係る手順等	1次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-6表参照		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S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。	運転基準(緊急処置編)	緊急処置訓練
				1次系補給水ポンプ	2台	種類：うず巻式 容量：40m ³ /h 揚程：70m 原動機出力：15kW 本体材料：ステンレス鋼				
				ほう酸タンク	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-9表参照					
				ほう酸ポンプ	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-9表参照					
			燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給	2次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-10表参照		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S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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-10表参照					
				使用済燃料ピット	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-1表参照					
				使用済燃料ピットポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-3表参照					
			燃料取替用水補助タンク	1基	種類：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			種類：うず巻形 容量：46m ³ /h以上 揚程：65m以上 原動機出力：18.5kW ケーシング材料：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	種類：たて置円筒型 容量：1,100m 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。	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
					燃料取替用水補助タンク						
					燃料取替用水ポンプ	2台	種類：うず巻形 容量：46m ³ /h以上 揚程：65m以上 原動機出力：18.5kW ケーシング材料：ステンレス鋼				
					2次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-10表参照					
					2次系補給水ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-10表参照			2次系純水タンクは耐震Sクラスの能力を持たないが、2次系補給水ポンプを使用して、使用済燃料ピットへ注水を行う代替手段として有効な手段である。		

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	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-6表参照	「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」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。	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等への給水訓練	
					電動消火ポンプ							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照
					ディーゼル消火ポンプ							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照
					消防自動車							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-28表参照
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	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 ・予備変圧器2次側電路を使用した号炉間電力融通 ・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。	他チャンネル又は他ループによる計測	当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器	第1章「1.7 計装制御」 第1.7-9表参照		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。		
			代替パラメータによる推定	常用代替計器	第1章「1.7 計装制御」 第1.7-10表参照					
		重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替パラメータによる推定	常用代替計器	第1章「1.7 計装制御」 第1.7-10表参照		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

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	モニタリングカー	第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-9表参照	重大事故等時の放射性物質の濃度(空气中)は、放射能測定装置(可搬型ダストサンブラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型ヨウ素サンブラ、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(可搬型ダストサンブラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型ヨウ素サンブラ、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	Ge γ線多重波高分析装置						検出器：Ge半導体
				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)	1	Ge γ線多重波高分析装置						検出器：Ge半導体
					1	ZnSシンチレーション計数装置						検出器： ZnS(Ag)シンチレーション
			1	GM計数装置	検出器：GM管	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(可搬型ダストサンブラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型ヨウ素サンブラ、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)及び電離箱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。	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 ・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			

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	第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-9表参照		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	第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-9表参照	全交流動力電源喪失時は、代替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(代替緊急時対策所)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		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照	重大事故等が発生した場合において、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。	耐震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 ・代替緊急時対策所運用要領 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		第1章「1.7 計装制御」 第1.7-15表参照				
				テレビ会議システム(社内)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照					
				加入電話設備	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照					

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、モニタリングカー))</p>	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、代替緊急時対策所又は緊急時対策所 (免震重要棟内) 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、代替緊急時対策所又は緊急時対策所 (免震重要棟内) 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)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照		重大事故等が発生した場合において、通信設備(発電所外)により、緊急時対策本部要員が、代替緊急時対策所又は緊急時対策所(免震重要棟内)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)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照					
				テレビ会議システム(社内)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照					
				無線連絡設備(無線通話装置)	第1章「1.7 計装制御」 第1.7-15表参照					

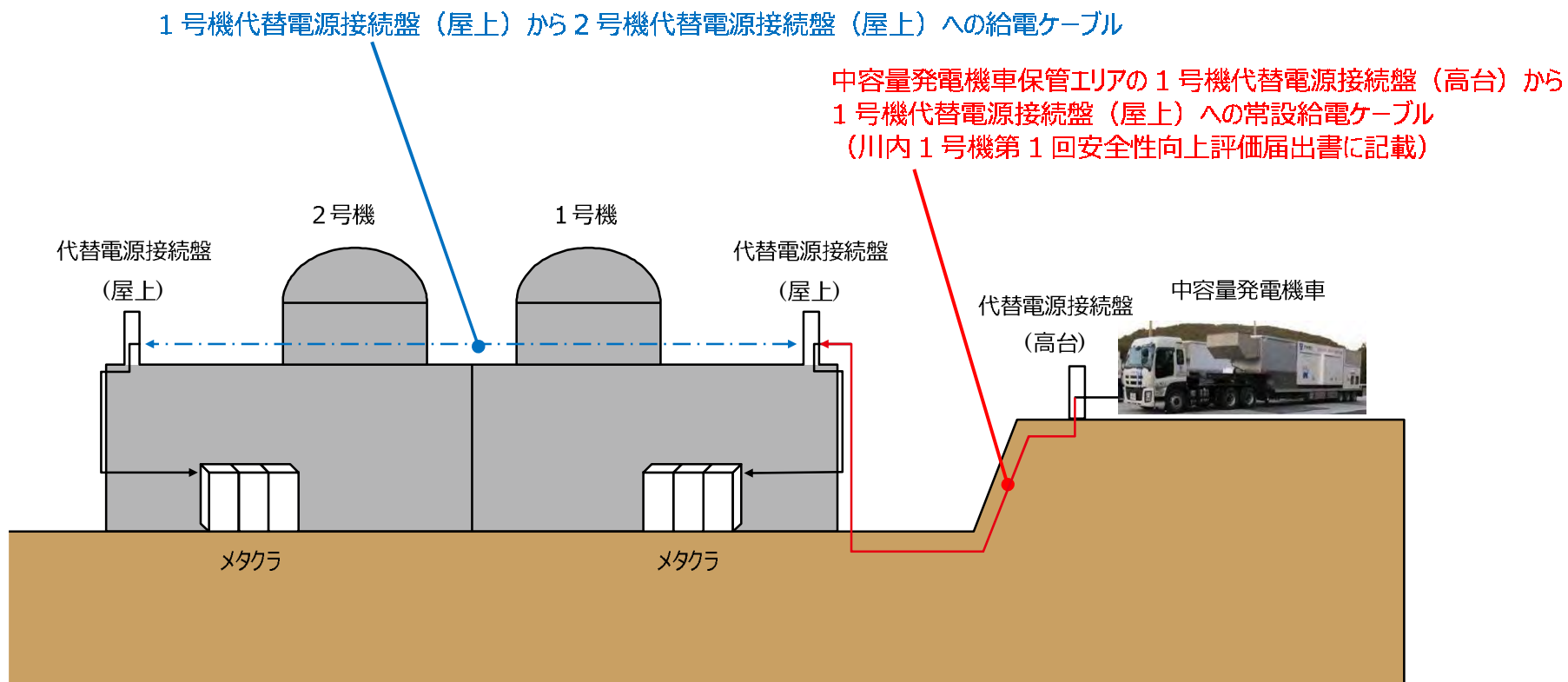
第2.2.1.9-2表 追加配備した設備

No	件名	概要	対応手段	主要設備	仕様	工事計画記載数 ()内は予備数	追加配備数	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※	第1章「1.8 電力」 第1.8-6表参照	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。

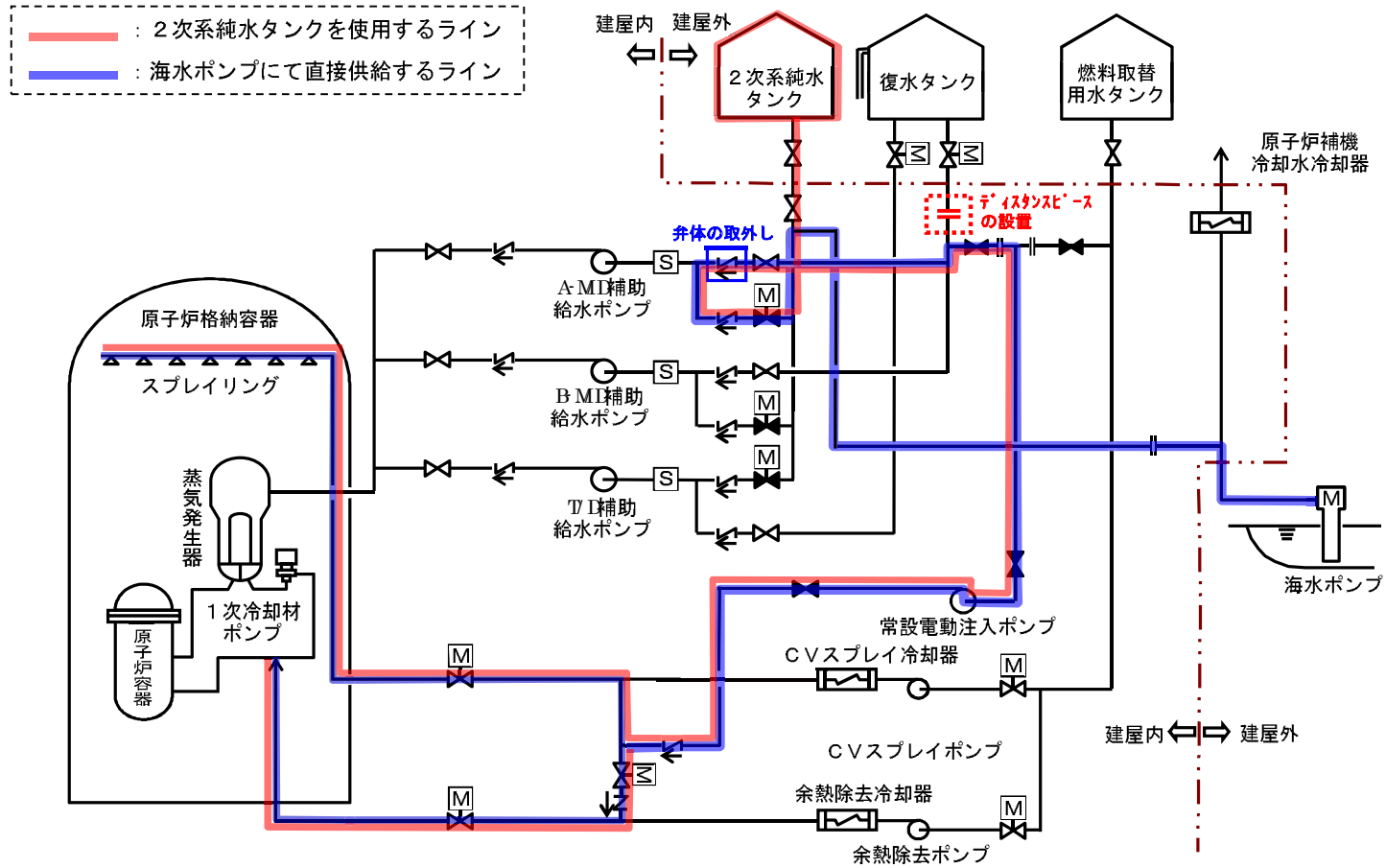
※ 1号機及び2号機の代替電源接続盤間の電力融通

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	<ul style="list-style-type: none"> 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) 保守基準 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	<ul style="list-style-type: none"> 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 保守基準 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入 ・常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保守基準 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

2.2.2.1 概要

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

原子力発電所においては、実用化以降現在に至るまで、技術的な進歩等により安全性、信頼性の維持向上に有効な多くの新たな知見が得られてきている。

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、営業運転開始以降に得られた知見についても評価の上、適切に反映してきた。

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

ここでは、収集した情報から川内 2 号機の安全性向上に資すると判断される最新知見を収集、分析、抽出した。

2.2.2.2 情報の収集期間及び収集対象

(1) 情報の収集期間

最新知見に関する情報の収集期間は、第21回施設定期検査終了日の翌日(平成29年3月25日)から評価時点となる第22回施設定期検査終了日(平成30年9月28日)までとした。

(2) 情報の収集対象

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

- a. 発電用原子力施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等(以下「安全に係る研究」という。)
- b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓
- c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ
- d. 国内外の基準等
- e. 国際機関及び国内外の学会等の情報
- f. メーカーからの提案

2.2.2.3 最新知見の抽出手順

収集した情報を分析し、川内 2 号機の安全評価(決定論的安全評価)の前提となる内部事象及び外部事象の変更につながる新たな知見、確率論的リスク評価の評価手法や故障データの最新化につながる知見、国内外の運転経験や研究の成果から、原子力発電所の安全設計の見直しにつながる最新の知見及び事故・不具合を未然に防止するための知見を抽出した。

最新知見の基本的な整理フローを第 2.2.2-1 図に示す。

また、抽出した知見は、その対応状況に従い、

●:反映済

○:要反映、反映中

△:反映要否の検討中であり、調査を継続

×:最新知見だが当該ユニットへの反映が必要ない情報

に分類した。

なお、川内 2 号機第 1 回届出書にて抽出した知見のうち、以下に示す届出時点で反映要否の検討中若しくは要反映及び反映中としたものについては、第 2.2.2-7 表から第 2.2.2-19 表に今回の分類に加え、()内に川内 2 号機第 1 回届出書の分類も示した。

(△):反映要否の検討中であり、調査を継続

(○):要反映、反映中

2.2.2.4 安全に係る研究

(1) 安全に係る研究の情報収集

安全に係る研究は、当社が実施した研究(以下「自社研究」という。)及び電力共通で実施した研究(以下「電力共通研究」という。)の研究成果、原子力規制委員会等が実施している安全規制のための研究開発及び、米国、欧州主要国の国外機関が実施した研究開発の情報を収集した。

安全に係る研究の情報源を第 2.2.2-1 表に示す。

(2) 知見の抽出

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

(3) 抽出結果

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

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

2.2.2.5 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

(1) 原子力施設の運転経験から得られた教訓

a. 原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集

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

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

(a) 当社の品質保証活動から得られた教訓

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

(b) 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓

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

(c) 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓として、当社を含めた加圧水型原子炉(以下「PWR」という。)プラントの保有電力会社、原子力安全システム研究所、技術的支援を行うメーカー等で構成される PWR 海外

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

(d) その他トラブル情報から得られた教訓

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

b. 知見の抽出

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

[処置検討不要の判断基準]

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

c. 抽出結果

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

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

これらの知見については、予防処置として処理方針に基づく対応を実施しており、当社の品質保証活動から得られた教訓、国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓及び国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓を適宜、川内 2 号機に反映している。

(2) 原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項

a. 原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項の収集

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

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

b. 収集結果

原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項の指示概要、分類及び判断根拠を第 2.2.2-13 表に示す。

2.2.2.6 PRA を実施するために必要なデータ

(1) PRA を実施するために必要なデータの収集

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

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

(2) 収集結果

PRA を実施するために必要なデータの収集結果を第 2.2.2-14 表に示す。

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

なお、これらのデータは次回 PRA 実施時に反映要否を検討する。

2.2.2.7 国内外の基準等

(1) 国内の規格基準

a. 国内の規格基準からの最新知見の収集

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

国内の規格基準の発行・改訂の情報源を第 2.2.2-4 表に示す。

b. 知見の抽出

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

c. 抽出結果

国内の規格基準から抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠を第 2.2.2-15 表に示す。

(2) 国外の規格基準

a. 国外の規格基準からの最新知見の収集

米国、欧州主要国及び国際機関の主要な規格基準の発行・改訂の情報を収集した。

国外の規格基準の発行・改訂の情報源を第 2.2.2-4 表に示す。

b. 知見の抽出

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

c. 抽出結果

国外の規格基準から抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠を第2.2.2-16表に示す。

2.2.2.8 国際機関及び国内外の学会等の情報

(1) 国内の学会活動

a. 国内の学会活動の情報収集

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

また、耐震、耐津波、竜巻及び火山防護の情報についても、関係する国内の学会の論文、大会報告等の情報及びカルデラ火山の活動状況のモニタリングの情報を収集した。

国内の学会活動の情報源を第 2.2.2-5 表に示す。

b. 知見の抽出

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

また、耐震、耐津波、竜巻及び火山防護の知見は、第 2.2.2-3 図の原子力施設の耐震及び耐津波に係る知見の整理フロー、第 2.2.2-4 図の原子力施設の竜巻及び火山防護に係る知見の整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

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

c. 抽出結果

国内の学会活動から抽出した最新知見、耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠をそれぞれ第

2.2.2-17 表及び第 2.2.2-18 表に示す。

(2) 国際機関及び国外の学会活動

a. 国際機関及び国外の学会活動の情報収集

国際機関及び国外の学会の最新の動向・検討状況を把握するため、国外の主要な機関の論文、大会報告等の情報を収集した。また、耐震、耐津波、竜巻及び火山防護の情報は、関係する国外の学会論文、大会報告等の情報を収集した。

国際機関及び国外の学会活動の情報源を第 2.2.2-5 表に示す。

b. 知見の抽出

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

なお、国際機関及び国外の学会活動の耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に係る情報については、「2.2.2-8(1) 国内の学会活動」における国内情報と合わせて抽出している。

c. 抽出結果

国際機関及び国外の学会活動の情報から抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠を 2.2.2-19 表に示す。

2.2.2.9 メーカーからの提案

(1) 情報収集

メーカーから提案された設備改善等の情報を収集した。

メーカー提案の情報源を第 2.2.2-6 表に示す。

(2) 知見の抽出

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

(3) 抽出結果

川内 2 号機へ反映すべき最新知見による提案情報はなかった。

2.2.2.10 まとめ

川内 2 号機へ反映が必要と判断した知見について、反映が実施されていること、又は検討が進められていることから、最新知見を反映する仕組みは適切に機能している。

第 2.2.2-1 表 安全に係る研究の情報源

分類		情報源	件数
a.安全に係る研究	自社研究及び電力共通研究	・自社研究	2 件
		・電力共通研究	51 件
	原子力規制委員会等の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会等が実施している研究開発 -経済産業省(METI) -原子力規制委員会(NRA) -日本原子力研究開発機構(JAEA) 	2 件
	国外機関の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・国外機関が実施している研究開発 -経済協力開発機構／原子力機構(OECD/NEA) -米国原子力規制委員会(NRC) NUREG/CR 報告書 -米国電力研究所(EPRI) -欧州原子力学会(ENS) -欧州技術安全機関(EUROSAFE) -国際 PSAM*協会(IAPSAM) *Probabilistic Safety Assessment and Management 	339 件

第 2.2.2-2 表 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の情報源

分類		情報源	件数
b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	原子力施設の運転経験から得られた教訓	<ul style="list-style-type: none"> • 当社の品質保証活動から得られた教訓 <ul style="list-style-type: none"> -本店で発生した不適合情報 -玄海で発生した不適合情報 • 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓 <ul style="list-style-type: none"> -ニューシアトラブル情報(JANSI) -ニューシア保全品質情報(JANSI) • 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓 <ul style="list-style-type: none"> [PWR 海外情報検討会で収集した情報] -米国原子力規制委員会(NRC)情報 -仏国安全規制当局(ASN)情報 -国際原子力機関(IAEA)情報 -米国原子力発電運転協会(INPO)情報 -世界原子力発電事業者協会(WANO)情報 -海外メーカ情報 • その他トラブル情報 <ul style="list-style-type: none"> -原子力規制委員会、経済産業省、電力会社、日本原燃のホームページ 	97 件
	原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項	<ul style="list-style-type: none"> • 原子力規制委員会(NRA)指示 	2 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情報源

分類		情報源	件数
c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ	国内外の原子力施設の運転・トラブル実績	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会(NRA) ・米国原子力規制委員会(NRC) ・ニューシアトラブル情報(JANSI) ・原子力施設運転管理年報 ・国内電力、運転実績調査 	6 件
	国内外の調査・研究より得られたデータ	<ul style="list-style-type: none"> ・電力中央研究所の調査・研究報告 ・米国原子力規制委員会(NRC)ガイド 	1 件

第 2.2.2-4 表 国内外の基準の発行・改訂の情報源

分類		情報源	件数
d. 国内外の基準等	国内の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・日本電気協会規格、指針 ・日本機械学会規格 ・日本原子力学会標準 	15 件
	国外の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・国際原子力機関(IAEA)基準 ・米国原子力学会(ANS)発行規格 ・米国 連邦規則(10CFR)連邦規制コード ・米国 NRC 審査ガイド(Reg. Guide) ・米国 NRC 標準審査指針(SRP) ・米国 NRC 暫定スタッフ指針(ISG) ・米国 NRC 一般連絡文書(Bulletin, Generic Letter, Order) ・米国 原子力エネルギー協会(NEI)ガイダンス ・欧州原子力規制者会議(WENRA)ガイダンス ・欧州連合(EU)指令 ・仏国 安全規制当局(Décret、Arrêté、Décision、Avis、RFS ガイド) ・独国 原子力技術委員会(KTA)規格 ・独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省(BMUB)ガイド ・独国 原子炉安全委員会(RSK) ・独国 放射線防護委員会(SSK) ・独国 廃棄物管理委員会(ESK)勧告 ・英国 安全評価原則(SAP) ・英国 技術評価、技術検査(TAG、TIG)ガイド ・スウェーデン 放射線安全機関規則(SSMFS) ・フィンランド 政令、原子力安全指針(YVL) 	347 件

第 2.2.2-5 表 国際機関及び国内外の学会等の情報源

分類	情報源	件数
<p>e. 国際機関及び国内外の学会等の情報</p> <p>（耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関する情報含む。）</p>	<p>国内の学会活動</p> <ul style="list-style-type: none"> ・学会等の論文、大会報告 -電気学会 -日本機械学会 -日本原子力学会 -日本建築学会 -日本地震学会 -日本地震工学会 -日本地質学会 -日本活断層学会 -日本堆積学会 -日本学術会議 -日本第四紀学会 -日本海洋学会 -日本船舶海洋工学会 -日本自然災害学会 -日本計算工学会 -日本混相流学会 -日本地すべり学会 -日本応用地質学会 -地盤工学会 -土木学会 -日本コンクリート工学会 -日本地球惑星科学連合 -歴史地震研究会 -原子力安全推進協会 -日本電気協会 -日本保全学会 -日本気象学会 -日本風工学会 -日本火山学会 -日本地球化学会 -電力中央研究所 ・国の機関報告、研究 -地震調査研究推進本部 -中央防災会議 -地震予知連絡会 -産業技術総合研究所 -海上保安庁 -気象庁 -防災科学技術研究所 -国土地理院 -環境省(原子力規制庁) ・雑誌等の刊行物 -地震研究所彙報 -京都大学防災研究所年報 -月刊地球 -科学 ・カルデラ火山の活動状況のモニタリング 	<p>615 件</p>
	<p>国際機関及び国外の学会活動</p> <ul style="list-style-type: none"> -国際原子力機関(IAEA) -米国原子力規制委員会(NRC) -米国地球物理学連合(AGU) -米国地震学学会(SSA) -地球技術研究学会(EERI) -米国地質調査所(USGS) -国際測地学及び地球物理学連合(IUGG) -米国機械学会(ASME) -国際火山学及び地球内部化学協会(IAVCEI) -ロンドン地質学会 ・学会等の論文、大会報告 -国際原子力機関(IAEA) -米国原子力規制委員会(NRC) -米国原子力エネルギー協会(NEI) -シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議(ERMSAR) 	<p>134 件</p>

第 2.2.2-6 表 メーカー提案の情報源

分類	情報源	件数
f. メーカーからの提案	メーカー提案書	33 件

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(1/7)

No.	研究項目	概 要	分類	判断根拠
1	応力改善効果の持続性評価研究 (H23 年度)	ピーニング等による応力改善効果の持続性について、実機 60 年運転を想定した条件下で、表面、表層深部で圧縮残留応力が持続していることを確認した。	△ (△)	ピーニング部等の経年劣化評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
2	新最適 LOCA 解析コード及び解析手法の実機適用性研究 (H24 年度)	最適評価が可能な、最新の LOCA コードである MCOBRA/RELAP5 を用いた非常用炉心冷却性能評価解析等の結果が適切であることを確認した。	△ (△)	解析評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
3	電気ペネトレーションの耐環境性評価に関する研究 (H24 年度)	キャニスタ型及びモジュラ型の電気ペネトレーションの長期健全性について、実物大モデルを用いた試験を実施し、健全性維持期間を確認した。	△ (△)	劣化評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
4	ZIRLO 被覆管の耐 PCI 性能の評価に関する研究 (H24 年度)	ZIRLO 被覆管の被覆管相互作用 (PCI) 性能のデータを取得し、現行の PCI 破損しきい値が適用可能であること及び現在検討中の新 PCI 破損しきい値を上回っていることを確認した。	△ (△)	許認可対応に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
5	地震津波に関するリスク評価研究 (H25 年度)	地震随伴津波の評価条件として、起因事象の同定、階層イベントツリー、システムモデルの構築方法を検討、津波シールフラジリティ評価、代表プラントの試評価を行い、地震随伴津波の発生頻度を抽出した。	△ (△)	地震随伴津波 PRA に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
6	地震随伴溢水 PSA のリスク評価手法研究 (H25 年度)	地震随伴溢水の耐震 B,C クラス機器のフラジリティ評価、複数箇所からの溢水の取り扱い、溢水規模とフラジリティの対応等を検討、代表プラントによる試評価を行い、今後の課題を抽出した。	△ (△)	地震随伴溢水 PRA に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(2/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
7	地震随伴火災 PSA のリスク評価手法研究 (H25 年度)	地震随伴火災の文献調査、評価手法の検討、標準プラントに対する試評価を実施し、手法の適用性を確認するとともに、今後の課題を抽出した。	△ (△)	地震随伴火災 PRA に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
8	過酷事故用計装システムに関する研究 (H26 年度)	過酷事故時の計測対象となるシビアアクシデント対象計測器のパラメータを選定し、計装システムの設計・試作、基礎試験、確証試験により、基本性能、システムとしての成立性や実機適応性等を確認した。	△ (△)	計測装置に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
9	過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究 (H27 年度)	過酷事故時の実機環境条件に即した経年劣化手法を確立するため、耐環境条件を整理し、代表プラントによる想定事故シナリオにおける必要機器を抽出、抽出された設備の劣化因子を整理した。	△ (△)	経年劣化評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
10	電気計装設備に関する経年劣化評価研究 (H27 年度)	耐環境試験(熱・放射線等)の適正化が必要とされる電気計装品の劣化処理後の機能試験、蒸気暴露試験を実施し、プラント供用期間における健全性を確認した。	△ (△)	経年劣化評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
11	過酷事故用電気ペネトレーション開発のための耐環境性評価に関する研究 (H27 年度)	過酷事故に耐える無機絶縁材を使用した電気ペネトレーション(PEN)を開発し、過酷条件における長期健全性の評価を実施し、実機適用への目途を得た。	△ (△)	電気ペネトレーションの設計に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
12	低燃焼度における PCI 破損に関する研究 (H27 年度)	1 サイクル照射された低燃焼度の ZIRLO 燃料棒でランプ試験を実施し、寸法測定、ECT 欠陥探傷等を実施することで、低燃焼度領域の試験データが拡充され、PCI 破損しきい値の見直しに関する説明性が向上した。	△ (△)	技術評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(3/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
13	安全解析における被ばく評価手法の高度化検討 (H28 年度)	混合層(鉛直方向によく混合された状態の大気境界層)高さが線量評価に与える影響は非常に小さいことを確認した。また、実サイトへの LES (ラージエディシミュレーション)を用いた地形・建屋周辺の拡散計算の適用性を確認した。	△ (△)	シビアアクシデント時の被ばく評価等に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
14	原子炉容器の中性子照射脆化に関する健全性評価手法の高度化研究 (Step3) (H29 年度)	ミニチュアコンパクト試験片の照射材及び低上部棚吸収エネルギー材料に対する適用性を検討した。従来形状のコンパクト試験片に加えてミニチュアコンパクト試験片を用いて破壊靱性試験を実施し、両者の結果を比較することで、ミニチュアコンパクト試験片の有効性を評価した。なお、低上部棚吸収エネルギー材では、延性亀裂成長を抑制するための対策案として改良型ミニチュアコンパクト試験片についても破壊靱性試験を行い、その有効性を評価した。	△	原子炉容器等の構造健全性確認に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
15	津波波力・漂流物衝突作用時における機器・配管の構造強度評価の研究 (H29 年度)	原子力発電所内に備わる機器設備に対して、基準津波を超える津波が遡上することを仮定したときの機器影響評価の体系化、高度化を図ることを目的として「波力・波圧および漂流物衝突力作用時における構造評価技術の高度化」「波力・波圧及び漂流物衝突作用等における構造評価技術の実用化・体系化」について研究を実施し、基準津波を超える津波が遡上することを仮定した場合の波力・波圧、漂流物が屋外機器・配管に対して与える影響の評価方法について体系化、高度化を図った。	△	津波の波力・波圧、漂流物衝突の構造評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(4/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
16	機器フラジリティの高度化に関する研究 (H29 年度)	地震 PRA における現状の機器のフラジリティ評価について、説明性向上の観点から安全係数法の妥当性評価及び高度化検討を行った。また、シビアアクシデント対策設備、津波、内部溢水、火災の防護設備等の設備を対象としたフラジリティ評価手法を整理するとともに、フラジリティ評価の更なる高度化に向けて、損傷モードの適正化等の課題が抽出された。	△	地震 PRA に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
17	690 合金の PWSCC 長期信頼性確認試験(STEP4) (H29 年度)	原子炉容器等に使用している 690 合金の PWSCC 発生に対する長期信頼性を確認するため、1 次冷却材模擬水中にて定荷重試験を実施し、PWSCC の発生がないことを確認した。更なる長期信頼性の確認のため、定荷重試験を継続する計画としている。	×	更なる長期期間における 690 合金部位の信頼性が確認できた。現状の安全性を追認する知見であり、新たな対応は必要ないと判断した。
18	B 型照射模擬燃料集合体の振動特性に対する軸流減衰効果に関する研究 (H29 年度)	軸流下における照射模擬燃料集合体の自由減衰試験を実施し、振動特性への影響を評価した結果、軸流速が速くなるにつれて減衰比は大きくなるが、固有振動数は軸流速の影響を受けなかった。これにより、現状の燃料耐震評価手法に保守性があることが確認できた。	×	現状の安全性を追認する知見であり、新たな対応は必要ないと判断した。
19	A 型燃料集合体の応力評価手法高度化の適用に関する研究 (H29 年度)	制御棒案内シンプルの限界強度試験を実施し、制御棒案内シンプルが崩壊に至る軸力と曲げモーメントの関係を取得した。また、崩壊に至る軸力と曲げモーメントの関係との対比により、解析により得られた許容基準(崩壊曲線)の妥当性を確認した。	×	許容基準の妥当性を確認するものであり、新たな対応は必要ないと判断した。

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

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(5/7)

No.	研究項目	概 要	分類	判断根拠
20	破砕部性状等による断層の活動性評価手法の高度化に関する研究 (H29 年度)	破砕部性状及び断層の活動性時期に関する検討を実施し、断層破砕帯に含まれる粘土鉱物の種類・含有量・化学組成について、活断層と非活断層を区分できる可能性が示唆された。また、熊本地震における地表地震断層の活動性に関する検討を実施し、活断層がトレースされていなかった地域においても、複数回の古地震イベントが推定できた。	×	現行の破砕部性状等による断層の活動性評価手法の妥当性を確認しているものであり、新たな対応は必要ないと判断した。
21	基礎地盤・斜面対策工を対象とした地震時安定性評価手法の高度化およびリスク評価に関する研究 (H29 年度)	基礎地盤の安定性評価において、すべり安全率が 1.0 を下回った場合でも変位量は限定的であり、急激に不安定な状態にはならず、現状のすべり安全率評価には一定の保守性があることを確認した。また、時刻歴非線形解析における引張り破壊後の強度設定について、直ちに残留強度に低下させることで保守的な評価が可能であることが示唆された。 アンカー工(斜面の土圧を岩盤に定着させた鋼材でボルト締めして支える工法)が設置された周辺斜面では、定着部の岩盤が損傷した場合でも、アンカー力が保持されることを確認した。 基礎地盤及び周辺斜面を対象としたリスク評価(フラジリティ評価を含む。)について、評価手法及び評価モデルの提案を行った。	×	従前の評価方法をさらに高度化した評価方法に関する知見であり、従前の評価方法で安定性は確保できていることから、新たな対応は必要ないと判断した。

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

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(6/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
22	東北地方太平洋沖地震を踏まえた津波評価手法に関する研究(その2) (H29年度)	<p>波源モデルに関する最新知見を踏まえ、決定論的津波評価手法による試評価を実施し、既往の解析結果等との比較を行った。</p> <p>非地震性津波に関する既存の解析手法について、水理模型実験により再現性を確認し、課題を整理した。また、不確かさに関する検討を実施し、各パラメータが計算結果に及ぼす影響を確認した。</p> <p>非地震性津波及び取放水設備内水位の確率論的評価手法による試評価を実施し、課題を整理した。また、敷地浸水評価に用いる津波に関する検討を実施した。</p> <p>二次的影響評価に関する検討として、水塊落下時の波力評価手法について既存の知見を踏まえた検討を行った。また、東北地方太平洋沖地震津波による実港湾を対象とした砂移動再現計算や、取水路内の砂移動に関する水理模型実験を実施した。</p>	×	<p>現行の決定論的津波評価手法及び確率論的評価手法の妥当性(再現性)確認と今後の評価手法高度化に向けた取組みであり、継続検討が実施されていることから、新たな対応は必要ないと判断した。</p>

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

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(7/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
23	屋外重要土木構造物の耐震性能照査手法の高度化に関する研究 (H29 年度)	<p>屋外重要土木構造物を模擬した 3次元動的 FEM 解析を実施し、2次元動的 FEM 解析の保守性を確認した。また、3次元静的 FEM 解析を実施し、動的 FEM の結果を包絡することを確認した。</p> <p>材料非線形解析を用いた場合のせん断に対する許容限界として、ひずみレベルに加えて膨張量 5mm を提案した。</p> <p>コンクリートのひび割れ補修材について、環境負荷 1.5 年時点での効果の持続性を確認するとともに、数値解析による再現が可能であることを確認した。</p> <p>ひび割れ補修を行った RC が損傷を受けた場合でも、被支持構造物のアンカーの引き抜き耐力が保持されることを確認した。</p>	×	従前の評価方法をさらに高度化した評価方法及び補修を行った場合の耐震評価に関する知見であり、従前の評価方法で耐震性は確保できていることから、新たな対応は必要ないと判断した。

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

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

No.	研究項目 (発行年) (発行機関)	概要	分類	判断根拠
1	地震 PRA フラジリティ評価用応答係数・サブ応答係数及び応答の相関係数の評価手順と定量評価例 (平成 26 年) (原子力安全基盤機構)	地震 PRA の手順、フラジリティ評価手法、地震 PRA フラジリティ評価用応答係数・サブ応答係数及び応答の相関係数の評価手順と定量評価例についてとりまとめた。	△ (△)	地震 PRA に関する知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
2	炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (PWR) (平成 26 年) (原子力規制庁)	炉心損傷の事故シーケンスにおける核熱水力的な進展を把握し、原子炉圧力及び燃料被覆管温度等の主要なパラメータに影響する重要な物理現象を抽出し、感度解析によりその影響を明らかにした。	△ (△)	炉心損傷防止対策の有効性評価に関する知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
3	格納容器損傷防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析 (PWR) (平成 26 年) (原子力規制庁)	格納容器損傷に至る事故シーケンスについて、シビアアクシデント総合解析コード MELCOR を用いた事象進展解析を実施し、事故シーケンスの特徴を整理した。また、格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象及び不確かさを同定し、感度解析によりその影響を明らかにした。	△ (△)	格納容器損傷防止対策の有効性評価に関する知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
4	原子力発電所における高エネルギーアーク損傷 (HEAF) に関する分析 (平成 28 年) (原子力規制庁)	HEAF 試験において、高エネルギーアーク損傷の事象進展及び電気盤が異なってもアークパワーがほぼ一定になることが確認された。また、今後の課題として、HEAF 事象のメカニズム及びアークの評価モデル等の解明・検討の必要性が抽出された。	○ (△)	アーク放電による電気盤の損壊拡大防止に関する知見を踏まえて、平成 28 年 8 月 8 日に改正された法令に適合するよう、電気盤の HEAF 火災発生防止対策を実施する。 2 号第 22 回定期検査時に対策工事実施予定。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

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

No.	研究項目 (発行年)(発行機関)	概要	分類	判断根拠
5	航空機落下事故に関するデータ (平成 28 年) (原子力規制庁)	原子炉施設の航空機落下確率の評価に係る審査の参考とすることを目的に、平成 5 年～平成 24 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。	△ (△)	航空機落下確率評価に係る知見であり、今後も関連するデータ収集を継続する。
6	確率論的津波ハザード評価に係る手法の提案－プレート間地震による津波波源の設定方法とその適用例－ (平成 30 年) (原子力規制庁)	「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」の技術的サポートのため、プレート間地震に起因する津波波源の新たな設定方法(以下「新津波想定」という。)とその技術的根拠を示し、千島海溝から日本海溝沿いのプレート間地震を対象に、新津波想定を適用した確率論的津波ハザード評価の事例から、津波波源モデル等の不確かさが確率論的津波ハザード評価結果に及ぼす影響を示した。	×	基準津波の津波波源モデルの設定手順は、本技術報告の設定手順と整合していること、また、本技術報告は、千島海溝から日本海溝沿いのプレート間地震を対象とした確率論的津波ハザード評価の事例であることから、評価に反映すべき知見はない。
7	原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学に基づく健全性評価に関する標準的解析要領(受託研究) (平成 28 年) (日本原子力研究開発機構)	原子炉圧力容器の中性子照射脆化に伴う健全性評価について、欧米では合理的に機器の破損頻度等を算出する確率論的破壊力学(PFM)に基づく健全性評価手法(確率論的手法)等の規制への導入が進んでいる。本報告は、国内外の最新知見や専門家の意見等を反映し、整備された標準的解析要領をとりまとめた。	△	原子炉容器の照射脆化に関する知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-9 表 当社の品質保証活動から得られた教訓から抽出した最新知見(1/3)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
1	H23.6.30	玄海3号	制御用空気圧縮機電動機の負荷側軸受から異音が発生したことから、分解点検を実施した結果、電動機に異常はなく、組立後の試運転でも問題なかった。原因としては電動機組立後の軸受グリース初期充てん量が明確でなく、グリース補給時に適切な量が充てんされなかったことから運転音に変化したと推定した。	●	軸受グリースの初期充てん量を事前に確認し充てんすることを作業手順書に明記した。
2	H23.12.13	玄海1号	長期使用により水中テレビカメラケーブルの外皮が割れ、水が浸入したことにより、検査中に水中テレビカメラが故障した。	●	水中で使用するカメラ用ケーブルは、10年ごとに取り替えることとした。
3	H25.9.11	玄海2号	作業員が手動弁の遠隔監視装置のリミットスイッチに誤って接触したことから、リミットスイッチの位置がずれ、手動弁ラインナップ注意警報が発信した。	●	遠隔監視装置のリミットスイッチに接触しないように、注意喚起の表示を取付けた。
4	H26.6.6	玄海3号	工事に伴い避難経路にある扉を長期間閉止した際、通行できないにも関わらず、誤って、閉止した扉用の避難誘導灯を点灯させた状態のままとした。	●	消防用設備点検における確認項目に、消防用設備の運用上の不具合有無を確認するよう社内マニュアルに明記した。
5	H26.9.9	玄海1,2号	社内マニュアルに一般図書の保存年限は原則5年と規定していたが、5年より短いケースがあっても許容できると考え、作業要領書等の保存年限を1年としていた。	●	5年より短い期間で運用しないように、保存年限を原則5年から、5年以上とし、社内マニュアルを改正した。

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

第 2.2.2-9 表 当社の品質保証活動から得られた教訓から抽出した最新知見(2/3)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
6	H26.12.3	玄海3,4号	耐震性向上工事の塗装の仕上色等が確定しなかったことから、工事着手後に作業実施要領書に反映することとしていた。その後、仕上色等の報告を受けたが、作業実施要領書の改訂を失念していた。	●	未確定事項が含まれる場合は、作業要領書表紙及び該当箇所に明確に記載するよう社内マニュアルを改訂した。
7	H27.9.10	玄海3号	緊急時対策支援システムの保守ツールに設計上考慮されていない文字数が入力され、保守ツールは誤入力と認識せず処理をしたため、緊急時パラメータ伝送システムが動作を停止した。	○ (○)	当該システムに、誤入力を認識する機能を追加し、誤入力状態では処理が実施されないように改修を行う。 2号第22回定期検査時に対策工事実施予定。
8	H28.2.18	玄海1,2,3,4号	搬出予定の低レベル放射性廃棄物について、放射能量演算プログラムの不備により、実際に測定したデータと不整合が起り、廃棄物埋設確認申請書の廃棄体データに誤りが生じた。	● (○)	玄海同様の演算プログラムを使用していないため、同様な事象の発生はないが、システムの異常検知機能の強化を図った。
9	H28.2.25	玄海3,4号	業務委託において、委託先から提出された品質保証計画書の手続きを失念し、複数年分未審査のままであった。	●	作業要領書の審査時に用いるチェックシートに品質保証計画書の審査状況を確認する項目を追加した。
10	H28.8.25	本店	解析業務委託時は、解析業務チェックシートによる審査が必要であるが、委託実施要領書に解析業務計画が含まれていたため、委託実施要領書用のチェックシートを用いた審査のみ実施し、解析業務チェックシートによる審査を実施していなかった。	●	委託実施要領書のチェックシートに、解析業務チェックシートの確認項目を追加した。
11	H28.11.11	本店	原子力発電所保修要則を改正した際、関係者へ社内マニュアル改正の通知をすべきであったが、失念していた。	●	社内マニュアルの制定・改廃を行った場合の通知に関するプロセスをチェックシートを用いて確認するよう社内マニュアルに明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内2号機第1回届出書のもの

第 2.2.2-9 表 当社の品質保証活動から得られた教訓から抽出した最新知見 (3/3)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分類	判断根拠
12	H29.7.31	玄海 1 号	ディーゼル発電機ターニング操作時に、指示者からディーゼル発電機のコントロールスイッチを「自動」から「停止引ロック」とするよう指示を受けた操作員が、ディーゼル発電機給気ファンの運転に伴う騒音により「起動」から「停止引ロック」と聞き間違い、誤ってディーゼル発電機を起動させた。	●	騒音環境下での作業を行う場合、聞き違いによる誤操作を防ぐため、運転操作を模擬する等により意思の疎通を確実にを行うよう社内マニュアルに明記した。
13	H29.8.31	玄海 1,2 号	廃止措置主任者の保安監督に関する社内マニュアルの制定にあたって、主任者が記録を確認する頻度は、発電用原子炉主任技術者と同じ頻度とする予定であったが、間違えて記録の作成頻度を記載した。	●	社内マニュアルを制定・改廃する際に他の社内マニュアルを引用する場合の注意事項を社内マニュアルに明記した。
14	H29.9.22	玄海 3 号	支持構造物の適合性確認検査が実施済みの支持構造物ベースプレートにおいて、ボルトの締付状態に関し、手直しが望ましい箇所が判明したことから手直し後、再検査を実施した。	●	あと施工アンカーにて設置する支持構造物用金物を対象として、ナット及びばね座金の締付け時の遵守事項を社内マニュアルに明記した。
15	H29.11.16	玄海 3,4 号	検査前の直流電源用発電機動作確認試験検査手順書を確認したところ、記載の誤り(当該設備は、共用設備であり6台のうち玄海3,4号機で合計4台以上動作可能であることを確認すべきところを2台以上動作可能であることと記載)があることが確認された。	●	社内マニュアルを改正し、規定文書の制定、改正、審査の際の留意点へ「共用設備の観点」を明記した。
16	H30.3.30	玄海 3 号	発電機出力75%にて調整運転中のところ、脱気器空気抜管近傍の保温材から蒸気漏れが発見された。点検の結果、空気抜管水平部上面の一部に腐食によるくぼみがあり、そのうちの1箇所に貫通孔が確認された。	●	使用環境による腐食の発生のしやすさ、及び安全重要度を考慮し屋外配管について、配管外観点検、及び外装板保温材点検の点検計画を策定した。

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

第 2.2.2-10 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(1/5)

No.	発 生 年 月 日	ユ ニ ッ ト	概 要	分 類	判 断 根 拠
1	H19.8.17	伊方 1号	非常用ディーゼル発電機の清水加熱器に蒸気を供給している補助蒸気配管が、経年的に侵食、減肉したことで蒸気が漏えいした。	●	清水加熱器の開放点検時に、蒸気配管の目視確認を行うことを作業手順書に明記した。
2	H21.4.15	女川 1号	高圧注入系機能検査時に、高圧注入系の駆動蒸気配管閉止フランジ部から微少な蒸気漏れが発生した。当該フランジ部については、ガスケットの交換実績がなかったことから、ガスケットの経年劣化によりシール性能が低下し、漏えいに至ったものと推定された。	● (○)	充てん/高圧注入ポンプ出口タライン閉止フランジのガスケット取替計画を策定した。
3	H23.11.17	志賀 1号	定期検査中、高圧炉心スプレイディーゼル発電機始動用電磁弁端子にケーブルを取り付ける際の整線が不十分であったことから、ケーブルが端子に噛み込み、点検作業の回路試験で直流地絡の警報が発生した。	● (○)	ケーブル結線作業においては、ケーブルを整線することを作業手順書に明記した。
4	H24.9.6	福島 第二 4号	中央制御室冷凍機のフレア部より冷媒が漏えいし、冷凍機異常の警報が発信した。点検におけるフレア部着脱の繰り返しによるフレア管端部とフレア管継手部との接触により、円周痕が発生し、クラックに至ったと推定された。	● (○)	フレア部点検時に損傷及び変形等がないことを確認することを作業手順書に明記した。
5	H25.6.19	柏崎 刈羽 6,7号	タービン建屋の地下2階配管トレンチ室において水溜りが発見された。調査の結果、屋外排水設備工事のため、排水路を切断し仮設の排水ポンプを設置していたが、夜間は停止する運用としていたことからトランスヤード周辺に水溜りが生じた。トランスヤードは人造岩盤で雨水が土中に浸透しにくいことから、建屋と人造岩盤の隙間に流入し、更に、コンクリート躯体と止水板の密着不良箇所を経由して建屋内へ流入していることが確認された。	●	設備状況について定期的に点検を実施しているが、点検項目の明確化として、チェックシートに点検項目を明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内2号機第1回届出書のもの

第 2.2.2-10 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(2/5)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
6	H25.6.21	浜岡3号	潤滑油サンプタンクの油面計フロートテープ切断により、フロートと指示計の連結が外れて警報が発生した。フロートテープ切断の原因は、水位変動時のテープ巻き取りの際、テープが曲がり、折れスジが付き、その後、繰り返し応力が加わることでテープが切断に至ったと推定された。	●	レベル計点検時にフロート、フロートテープ及びフロート用ガイドワイヤに傷、変形、ねじれや曲がり等がないことを確認することを作業手順書に明記した。
7	H25.8.26	柏崎刈羽1号	残留熱除去系配管スペース室内の排水口点検のため逆流防止用の閉止栓をはずしたところ、排水口から粉塵の吹き上げが起こり、汚染が発生した。調査の結果、HCW系/機器ドレン系統で封水切れが発生し、排水配管から空気の逆流が起きたものと推定された。	● (○)	アニュラス床ドレン系について、封水切れ防止の観点から、点検チェックシートに封水量の確認を行うことを明記した。
8	H26.3.7	柏崎刈羽1号	「柏崎刈羽原子力発電所 6号機タービン建屋(管理区域)における水溜まり(雨水)の発見について(H25.6.19)」の水平展開としてエキスパンションジョイント健全性確認を実施した結果、亀裂の発生が確認された。	●	設備状況について定期的に点検を実施しているが、点検項目の明確化として、チェックシートに点検項目を明記した。
9	H26.9.4	福島第一	屋外にあるタンクとタンクの間に設置してある連結弁の弁箱から水が滴下しているのが確認された。調査の結果、内部の密封室内に残留したろ過水が凍結により膨張し、弁箱が割れ、内部液体が漏えいしたものと推定された。	●	同様な事象が発生する可能性のある屋外設置の仕切弁を抽出し、凍結防止対策の対象とした。
10	H27.5.29	福島第一	貯留水移送に使用しているポリ塩化ビニル製の耐圧ホースから水が漏えいしていることを作業員が発見した。当該ホースは仮設設備であったことから劣化を踏まえた点検計画が定められていなかった。	● (○)	原子炉キャビティ水位計等として用いているホースについて、パトロール時に外観点検を行うことを点検チェックシートに明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内2号機第1回届出書のもの

第 2.2.2-10 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(3/5)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分類	判断根拠
11	H27.6.2	浜岡 4号	電動弁駆動部の電動機取替えを実施していたところ、駆動部本体と電動機の動力を伝達するソフトクラッチ付ウォームシャフトギア内部のインサート(ナイロン樹脂)がないことが確認された。原因は弁作動による磨滅と推定された。また、インサートは点検範囲に含まれていなかったことから磨滅するまで気付かなかった。	●	電動弁駆動部の点検の都度、インサートを取替えることを作業手順書に明記した。
12	H27.6.4	大飯 3,4号	溶接作業において、耐火性能の低い吸込みホースを使用したことにより、作業で発生したスパッタが吸い込まれた際に吸込みホースに引火した。	●	溶接作業及び火気作業時の集煙に使用するダクトは不燃材を使用することを社内マニュアルに明記した。
13	H27.10.10	浜岡 4号	海水熱交換器建屋にあるフランジ部から漏えいが確認された。当該箇所は新たに設置した繊維強化プラスチック製のフランジであり、通常締付時に基準とする分解前のフランジの隙間の寸法が無いため、締付管理が不十分で、締付不足により水が漏えいしたものと推定された。	●	類似設備(スポンジボール洗浄装置)のフランジ隙間について、寸法確認を行うよう作業手順書に明記した。
14	H27.11.11	女川 3号	潤滑油サンプタンクの油面計フロートテープ切断により、フロートと指示計の連結が外れて警報が発生した。フロートテープの切断の原因は、液位変動により特定位置に繰り返し応力が加わり、一部が磨耗して切断に至ったと推定された。	●	レベル計点検時にフロート、フロートテープ及びフロート用ガイドワイヤに傷、変形、ねじれや曲がり等がないことを確認することを作業手順書に明記した。
15	H28.2.29	高浜 4号	リレー(G87)取替えに伴い、代わりに暫定的に保護リレーとして使用した主変圧器比率差動リレー(M87B)の整定値について、潮流の影響評価を実施せずに定性的に30%としていたことから、並列操作時に潮流の影響で整定値を上回りM87Bが動作し、発電機及び原子炉が自動停止した。	●	系統保護装置の整定業務等に係る事項が確実になされるよう、社内マニュアルに明記した。

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

第 2.2.2-10 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(4/5)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
16	H28.5.14	福島第二	ガスタービン発電機車へ接続するケーブルのトレイ引出口の開口部から小動物が侵入し、ガスタービン発電機車-制御車間ケーブルトレイ内の制御ケーブルを損傷させていた。	●	小動物侵入防止対策の健全性確認を作業手順書に明記した。
17	H28.9.26	伊方3号	制御用空気圧縮機出口配管フランジの組み立て時に、フランジ面間の平行度が得られない状態で締め付けたことから、シート面の一部が締め付けの弱い状態となり、運転中の振動や温度変化により、シート面とパッキンに隙間が生じて空気が漏えいした。	●	フランジ面間の隙間管理とトルク管理を作業手順書に明記した。
18	H28.10.8	敦賀2号	1次冷却材系ループシール水位計伝送器の計器用ダイヤフラムシールのT字継手部に取り付けられている閉止プラグからほう酸水が漏れ、析出した。定期検査ごとの取付け、取外しの繰り返しによるT字継手部と閉止プラグのシート面の変形により、シール機能が低下して漏れが発生したと推定された。	●	継手袋ナットの取り扱い時、シート面の変形を防ぐための注意事項を作業手順書に明記した。
19	H29.1.20	高浜2号	設置していた大型クレーン4台のうち、1台の200tクローラークレーンが強風の影響によりクレーンジブが損傷し、燃料取扱建屋等にクレーンジブが転倒した。これにより、2号燃料取扱建屋の屋根端部が一部変形した。	●	作業中止風速の設定、待機中はクレーンジブを折りたたむ等の対策を社内マニュアルに明記した。また、日本気象協会による暴風他の警報が関係者にメール通知され、情報を共有する運用とした。

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

第 2.2.2-10 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(5/5)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
20	H29.2.3	敦賀2号	定期検査中、非常用ディーゼル発電機シリンダ冷却水ポンプの組立て時に、強めのハンマリングを行ったことにより、内径が拡大したインペラを、軸に対して傾いた状態で組み立てた。これにより、試運転時の水温上昇による熱伸びでインペラとマウスリングが接触し、軸が曲がったことによりシリンダ冷却水の供給量が低下し、非常用ディーゼル発電機が自動停止した。	●	非常用ディーゼル発電機シリンダ冷却水ポンプ組立て時のインペラナット締め付け管理について作業手順書に明記した。

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

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

No.	提言 発行日	概 要	分類	判断根拠
1	H22.11.25	揚重設備のケーブルをグリップするジャッキの制御器類が、近くの開閉所と送電線の電磁場波の影響を受けて機能喪失し、ジャッキが開放し、揚重設備のケーブルが降下した。	● (○)	送電線路近傍で、クレーン車を用いた作業を行う際には、電磁波の影響をさけるため、車体へのアース取付けを行うこと等を社内マニュアルに明記した。
2	H22.5.20	格納容器全体漏えい率検査(LRT)の準備で「干渉」や「障害」状況を含むアニュラス点検を実施した際、LRT や設計基準事故時の容器変位のための適切な隙間のないことが認められ、容器には干渉した跡も認められた。	○ (○)	格納容器鋼板及び格納容器貫通配管と近傍の構造物との隙間を確保することについて、社内マニュアルに明記する。 平成 31 年 5 月反映実施予定。
3	H24.12.7	想定される事故シナリオによっては非常用ディーゼル発電機が長期間低負荷運転となるため、長期低負荷運転時のメーカ推奨事項を確認し、社内マニュアルへ注意事項等を記載する必要がある。	●	長期低負荷運転時の注意事項について、社内マニュアルに明記した。
4	H25.4.16	格納容器スプレイ系統ノズルの空気試験で、7 個のノズルに閉塞が確認されたが、ノズル総数 620 個のうち 7 個の閉塞であり、安全への影響はないと判断された。格納容器スプレイ配管内に大規模なホウ酸析出物がないことを確実にするため、格納容器スプレイクーラ出口弁下流側のドレン弁による残圧、残留水確認や、配管内部の定期的な目視点検を計画することが提言された。	●	定期検査時、格納容器スプレイ系統の格納容器内逆止弁下流の水抜きを実施することを社内マニュアルに明記した。また、格納容器スプレイクーラ出口弁分解点検時に下流側配管内部の目視点検を実施することを作業手順書に明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

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

No.	発 生 年 月 日	ユ ニ ッ ト	概 要	分 類	判 断 根 拠
1	H26.7.25	日 本 原 燃 再 処 理 事 業 所	電 源 車 の 重 油 供 給 ラ イ ン に 充 填 さ れ た 重 油 が 外 気 温 の 影 響 等 に よ り 熱 膨 張 し、配 管 内 部 圧 力 が 上 昇 し た こ と で、重 油 供 給 ラ イ ン の ガ ス ケ ッ ト が 破 損 し 重 油 が 漏 え い し た。	●	屋 外 燃 料 油 配 管 の 内 部 圧 力 を 逃 が す た め、補 助 ボ イ ラ 燃 料 タ ン ク 入 口 弁 を 開 運 用 へ 変 更 し た。

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

第 2.2.2-13 表 原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項

No.	文書名 (発行日) (発行番号)	指示概要	分類	判断根拠
1	株式会社イトーキ製の 水密扉からの漏水の 可能性に係る報告に ついて (平成 27 年 2 月 17 日) (原規規発第 1502171 号)	イトーキ製の水密扉について は、浸水防止機能が十分で ないものが国内原子力事業 者に既に納入されている可 能性があることから通知がな された。	×	イトーキ製の水密扉が 納入されていないことを 確認した。なお、当社 に納入されている水密扉 について、同様な事象 が発生する可能性が ないことを確認した。
2	実用発電用原子炉及 びその附属施設の位 置、構造及び設備の 基準に関する規則等 の一部改正等に係る 対応について(指示) (平成 29 年 4 月 5 日) (原規規発第 1704054 号)	予期せず発生する有毒ガス に係る対策として、当該経過 措置期間中に起動し、又は 起動状態にある発電用原子 炉施設等については、原子 炉制御室又は制御室、緊急 時制御室及び緊急時対策 所の運転・初動要員が使用 できるよう、必要人数分の空 気呼吸具の配備(着用のため の手順、防護の実施体制 等の整備を含む。)を行うよう 指示がなされた。	●	中央制御室及び代替 緊急時対策所の運転・ 初動要員について、予 期せず発生する有毒ガ スから防護するための 実施体制及び手順を 整備するとともに、一定 期間防護するのに必要 となる空気呼吸具、空 気ポンベの数量を確保 し、所定の場所に配備 した。

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

第 2.2.2-14 表 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの収集結果

情報分類	最新データ	データの内容	分類	判断根拠
国内外の原子力施設の運転・トラブル実績	国内 PWR 運転期間	起回事象発生頻度評価に用いる運転開始からの累積運転時間	△	次回 PRA 実施時に反映要否を検討する。
	国内 PWR 発電期間	起回事象発生頻度評価に用いる運転開始からの累積発電時間	△	
	国内 PWR 余熱除去運転実績時間	起回事象発生頻度評価に用いるプラント停止時の余熱除去システムの累積運転時間	△	
	国内 PWR 起回事象発生件数	起回事象発生頻度評価に用いる外部電源喪失等の起回事象の発生件数	△	
	米国 PWR 起回事象発生件数	起回事象発生頻度評価に用いる外部電源喪失等の起回事象の発生件数	△	
	米国 PWR 臨界期間	起回事象発生頻度評価に用いる運転開始からの累積臨界時間	△	
国内外の調査・研究より得られたデータ	共通原因故障パラメータ (CCF Parameter Estimations 2015 (NRC))	信頼性パラメータの設定に用いる冗長系機器の共通原因による故障確率を評価するために必要なパラメータ	△	
	機器故障率 (故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度～2010年度 29 ヶ年 56 基データ)(原子力安全推進協会))	信頼性パラメータの設定で用いる機器故障率	△ (△)	

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-15 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(1/6)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
1	原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC 4203-2017)	プラント長期停止時における対応を考慮したA種試験に関する実施方法の明確化、JEAC4203-2008技術評価書に対応した劣化係数の見直し、シール部等を開放する場合の追加試験の規定が図られた。	△	原子炉格納容器の漏えい率試験への適用を検討中である。
2	発電用原子燃料の製造に係る品質管理指針 (JEAG 4204-2016)	品質管理は安全文化の上に成り立った活動である旨を明記し、安全文化醸成に関する記載を充実させると共に、重要な管理事項となる「調達の管理」の項目を追加する等の見直しを図った。	● (△)	社内マニュアルに取込み、燃料調達時の要求事項へ反映した。
3	原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 (JEAC 4206-2016)	仮想欠陥の評価におけるクラッド下の半楕円欠陥を規定し、仮想欠陥をモデル化した弾塑性 FEM 解析により、直接 K 値を求める手法を規定する等の見直しが図られた。	△ (△)	高経年化技術評価で行う原子炉容器の照射脆化評価への適用を検討中である。
4	軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程 (JEAC 4207-2008) (2012年追補版) (JEAC 4207-2016)	超音波自動探傷装置への要求性能等を附属書として取り込み充実、また、オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属部を透過させる探傷方法が追加された。	△ (△)	超音波探傷試験への適用を検討中である。
5	原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2014) (JEAC 4209-2016)	事業者が行う保全活動の実績を自ら監視し、客観的な評価を行い、継続的に改善を行うようプログラムを充実、重大事故等対処設備の導入に伴う保全活動におけるリスクの検討・評価の活用が反映された。	△ (△)	保守管理への適用を検討中である。
6	原子力発電所の保守管理指針 (JEAG 4210-2014) (JEAG 4210-2016)	新規制基準における要求事項の反映や他の保全活動との連携、保全活動管理指標の活用、状態監視の更なる活用や保全活動におけるリスクの検討・評価の活用が反映された。	△ (△)	保守管理への適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-15 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(2/6)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
7	運転中における漏えい燃料発生 の監視及び漏えい燃料対応規程 (JEAC 4213-2016)	原子力発電所の運転中における 運転時の監視方法、漏えい燃料 発生又は漏えい燃料発生 の疑いがある場合の措置手順が規定化 された。	●	社内マニュアル に取込み、漏えい燃料発生時の 対応を含む燃焼中燃料の管理へ 適用している。
8	フェライト鋼の破壊靱 性参照温度 T ₀ 決定の ための試験方法 (JEAC 4216-2011) (JEAC 4216-2015)	ASTM E1921(マスターカーブ法)を 参考に国内規格との整合を図った 規格とすると共に、ミニチュアコン パクト試験片の規定等が追加され た。	△ (△)	高経年化技術評 価で行う原子炉 容器の照射脆化 評価への適用を 検討中。
9	原子力発電所の設備 診断に関する技術指 針－回転機械振動診 断技術 (JEAG 4221-2015)	原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2014)及び原子力発 電所の保守管理指針(JEAG 4210-2014)の改定内容との整合 性をとるとともに、回転機械振動診 断に使用する振動センサの解説が 充実された。	△ (△)	設備診断への適 用を検討中であ る。
10	原子力発電所の設備 診断に関する技術指 針－潤滑油診断技術 (JEAG 4222-2015)	原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2014)及び原子力発 電所の保守管理指針(JEAG 4210-2014)の改定内容との整合 性をとるとともに、潤滑油診断に 使用するフーリエ変換赤外分光分析 の原理に係る解説が充実された。	△ (△)	設備診断への適 用を検討中であ る。
11	原子力発電所の設備 診断に関する技術指 針－赤外線サーモグラ フィ診断技術 (JEAG 4223-2015)	原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2014)及び原子力発 電所の保守管理指針(JEAG 4210-2014)の改定内容との整合 性をとるとともに、赤外線を透過し ないアクリル製感電防止カバー付 電源盤の測定方法が示され、その 例示が充実された。	△ (△)	設備診断への適 用を検討中であ る。
12	原子力発電所耐震設 計技術指針 (JEAG 4601-2015) (JEAG 4601-2015) (2016 追補版)	新規制基準の自然事象の想定が 大幅に引き上げられるとともに、シ ビアアクシデントが規制対象とな ったことと、重大事故対処施設の耐 震設計への要求事項が追加され た。	△ (△)	耐震設計への適 用を検討中であ る。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-15 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(3/6)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
13	原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC 4601-2015)	新規制基準の自然事象の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデントが規制対象となった。	△ (△)	耐震設計への適用を検討中である。
14	放射線モニタリング指針 (JEAG 4606-2017)	モニタリングポストの電源対策、代替設備としての可搬型モニタリングポストの配備など新規制基準による適合性審査内容が反映された。	●	可搬型設備を用いた代替測定等を社内マニュアルに取込み、発電所放射線管理へ適用している。
15	原子力発電所免震構造設計技術指針 (JEAG 4614-2013)	東北地方太平洋沖地震において、長時間継続した長周期成分が卓越した地震動が観測された等、この時点で得られた知見に基づき改定がなされた。	— (△)	知見を適用する免震構造設計がなくなったため対象外とする。
16	原子力発電所緊急時対策所の設計指針 (JEAG 4627-2017)	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に係る国内外の各報告書から抽出された緊急時対策所の事故対応環境と機能の強化に関する要求や、新規制基準の要求を反映し、内容の充実がなされた。	△	緊急時対策所への適用を検討中である。
17	原子力発電所耐津波設計技術規程 (JEAC 4629-2014)	東北地方太平洋沖地震により設計上の想定を上回る津波が来襲したことを踏まえ、多種多様な施設への津波の影響と組合せを考慮した耐津波設計に関する規程が新たに規格化された。	● (△)	社内マニュアルに取込み、耐津波設計において参照している。
18	浸水防止設備技術指針 (JEAG 4630-2016)	原子力発電所耐津波設計技術規程(JEAC 4629-2014)の浸水防止設備のうち、水密扉、配管貫通部等の止水に係る設計、製作、工事、点検の基本事項に関する指針が新たに規格化された。	● (△)	社内マニュアルに取込み、浸水防護施設の設計において参照している。
19	原子力発電所運転員の教育・訓練指針 (JEAG 4802-2017)	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえた重大事故対応の拡充や運転員技術レベルに応じた教育・訓練内容の細分化が図られた。	●	社内マニュアルに取込み適用している。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-15 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(4/6)

[日本機械学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
20	配管減肉管理に関する規格 (JSME S CA1-2016)	肉厚測定結果拡充に伴う試験対象範囲の見直し、配管分岐合流部の管理に関する要求追加、関連規格の適用年版の見直しが行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
21	維持規格 (JSME S NA1-2012) (JSME S NA1-2013 追補) (JSME S NA1-2014 追補) (JSME S NA1-2015 追補)	セーフエンド部の機器区分と境界位置の変更、応力拡大係数算出式の選定、クラス2、3機器の欠陥評価規定の追加、部分補修・取替の検査プログラムの反映等が改訂された。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
22	維持規格 (JSME S NA1-2016)	コンクリート製格納容器鋼製部分の検査要求の明確化、浅い周方向欠陥に対する許容基準の適正化、機器欠陥フローの改定等が行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
23	維持規格 (JSME S NA1-2017 追補)	補修章の本文及び解説において正誤表の反映および欠陥残留補修法として封止溶接方法を追記する等の改定が行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
24	溶接規格 (JSME S NB1-2014 追補) (JSME S NB1-2015 追補)	厚さの異なる母材の突合せ溶接継手の構造に関する引用先、破壊靱性試験における衝撃試験判定基準項目の追加、溶接士技能認証標準の試験規定の追加等が改訂された。	△ (△)	設備の溶接技術への適用を検討中である。
25	溶接規格 (JSME S NB1-2016)	デルタフェライトの規定、超音波試験対比試験片図、配管継手面食違い規定等の明確化等が改訂された。	△	設備の溶接技術への適用を検討中である。
26	溶接規格 (JSME S NB1-2017 追補)	関係規格の更新反映、破壊靱性試験規定、溶接部の機械試験板規定等の明確化等が改訂された。	△	設備の溶接技術への適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内2号機第1回届出書のもの

第 2.2.2-15 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(5/6)

[日本機械学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
27	設計・建設規格 (JSME S NC1-2013 追補) (JSME S NC1-2014 追補) (JSME S NC1-2015 追補)	JIS 改訂に伴う超音波探傷器の性能測定誤差の変更、非破壊試験、クラス機器毎の特例規定の追加、非破壊試験の試験技術者の技能に関する規定が明確化された。	△ (△)	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
28	設計・建設規格 (JSME S NC1-2016)	非破壊試験規定関連の明確化(標準欠陥を標準穴または入口傷等)、JIS 及び JEAC の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
29	設計・建設規格 (JSME S NC1-2017 追補)	関係規格(溶接規格、材料規格他)の最新年版の反映、JIS の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
30	加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格 (JSME S NG1-2016)	肉厚測定結果拡充に伴う試験対象範囲の見直し、配管分岐合流部の管理に関する要求追加、関連規格の適用年版の見直しが行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
31	材料規格 (JSME S NJ1-2013 追補) (JSME S NJ1-2014 追補) (JSME S NJ1-2015 追補)	JSME-N12(耐食耐熱合金)のうち GNCF1 について、告示 501 号への取込み時に参照された ASME 相当材の Sy 値及び Su 値を取込み、それらを基に S 値を再設定した。また、NCF750 の高強度材の S 値を新たに設定された。	△ (△)	設備の設計への適用を検討中である。
32	材料規格 (JSME S NJ1-2016)	SN 材(建築構造用鋼材)を取込み、原子力発電用規格材料の再試験に適用する JIS 規格の見直し、JIS の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計への適用を検討中である。
33	材料規格 (JSME S NJ1-2017 追補)	JIS の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計への適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-15 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(6/6)

[日本原子力学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
34	シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン<PWR 鋼製格納容器編> (JSME S NX4-2015)	シビアアクシデント時に原子炉格納容器に対して要求される閉じ込め機能を評価するため、過圧及び過温に対する原子炉格納容器の真の限界圧力、限界温度を実力評価の位置付けで算出するガイドラインを規定し、評価部位、評価方法及び判定基準が規定された。	△ (△)	シビアアクシデント時の閉じ込め機能評価への適用を検討中である。
35	発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 (AESJ SC A004-2011)	放出源の有効高さを求めるための数値モデルについて、検証及び妥当性確認、計算方法、計算結果の整理方法及び計算結果を用いた放出源の有効高さ評価方法が規定された。	△ (△)	事故時の被ばく評価に使用する放出源の有効高さの設定への適用を検討中である。
36	原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準 (AESJ SC S005-2013)	全事象に起因するリスクを評価、把握したうえで、シビアアクシデント(SA)に関するリスクを合理的に達成可能な限り低減するため、SAに至る可能性を低減し、SAに至った場合でもその影響を緩和するためのSAマネジメントの整備、維持向上の考え方、設備改造、手順書作成等の技術的要件等が規定された。	△ (△)	シビアアクシデント時のマネジメントへの適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-16 表 国外の規格基準から抽出した最新知見

No.	資料名称	概要	分類	判断根拠
1	電離放射線の被ばくによる危険から防護する基本安全基準を定め、90/641/Euratom、96/29/Euratom、97/43/ Euratom、及び 2003/122/ Euratom を無効化する理事会指示 (2013/59/Euratom)	EU 加盟国に対し、新たな眼の水晶体等価線量の線量限度【現行の線量限度 (150mSv/年) からの見直し (50mSv/年かつ 100mSv/5年)】を法令に取り入れるよう要求。	△ (△)	国内でも国を主体に検討が進められており、今後の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
 ()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-17 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(1/2)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
1	均質化法を用いた付帯鋼材のある磁気シールドの渦電流解析 (平成 27 年) (電気学会論文誌)	巻線の漏れ磁束によるタンク等の金属構造物で発生する渦電流喪失を抑制するため磁気シールドを施工している。変圧器の磁気シールド部の磁界解析精度を向上させることで、磁気シールド部の効率的な設計が報告された。	△ (△)	今後の設備設計に反映できる可能性があり、今後も関連する研究の動向を注視する。
2	OF ケーブルの運転電界下での硫化銅など銅化合物による課電劣化メカニズムの存在 (平成 29 年) (電気学会論文誌)	絶縁破壊を起こした OF ケーブルの解体調査より、導体から絶縁油中へ銅化合物が析出し、特定の場所に凝集、その部分で電界集中が起き部分放電が発生し、絶縁破壊に至るメカニズムを提案した。	△	今後の設備保全に反映できる可能性があるため、今後も関連する研究の動向を注視する。
3	地震 PRA における多重事故起因事象の評価手法の提案 (平成 29 年) (日本原子力学会和文論文誌)	DQFM (Direct Quantification of Fault Tree Using Monte Carlo Simulation) 法により複数機器の同時損傷の発生確率の合理的な評価が可能となり、複数機器の同時損傷を多重故障起因事象に分類することで、すべての複数機器の損傷の組み合わせに対して評価を行うことが可能となったことが報告された。	△	今後の地震 PRA の評価手法に反映できる可能性があり、今後も関連する研究の動向を注視する。
4	JASMINE Version3 による熔融燃料・冷却材相互作用 SERENA2 実験解析 (平成 29 年) (日本原子力学会和文論文誌)	SERENA2 実験における水蒸気爆発が発生したケースについて、JASMINE V.3 を用いた解析を実施し、実験結果との相違に関する要因を考察している。また、本論文において、フラグメンテーションの高いボイド領域緩和効果等のこれまで実験的知見が不十分な現象モデルの改良について期待する旨が言及されている。	△	今後の熔融燃料・冷却材相互作用の有効性評価に反映できる可能性があり、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-17 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(2/2)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
5	竜巻飛来物を模擬した角管の落下衝突による鋼板の貫通評価 (平成 29 年) (日本機械学会論文誌)	竜巻飛来物に対する鋼板の限界厚さの評価に関しては、剛体円柱モデルに BRL 式(弾丸等が鋼板に衝突する際の実験式の一つ)を適用するのが一般的である。今回角管等の中空断面を有するものについても、鋼材係数 $K=1$ とすることで BRL 式を適用できることを実証試験で確認した。	×	竜巻飛来物については、既に角管の評価も行っており、その評価はかなり保守的なものとなっていることが確認できたことから、反映不要とした。
6	シビアアクシデント時の複数の放射線雲による敷地境界近傍への影響に関する分析 (平成 29 年) (日本原子力学会和文論文誌)	複数基の原子炉施設の環境影響リスクを解析する際には、単基の急性障害の発生確率を重ね合わせるのではなく、複数基の放射性雲を適切に重ね合わせて急性障害の発生確率を計算する必要があると報告された。	×	研究開発中のレベル 3PRA 向けリスク評価手法に関する論文であり、現状、反映不要とした。

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

第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見(1/4)

No.	件名	概要	分類	判断根拠
1	原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験結果 (日本原子力学会) 2016 年秋の大会予稿集	これまでにない加速度レベルでの耐震試験を実施した結果、既往設計で用いてきた動作機能確認済加速度を大きく上回る $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ においても動作機能維持を確認できる結果を得た。	×	既往の耐震裕度評価では、より厳しい動作機能確認済加速度で評価しているため、反映不要とした。
2	活断層詳細デジタルマップ[新編] (東京大学出版社)	「活断層詳細デジタルマップ」の改訂版であり、旧版から活断層の追加や断層長さ等の変更がある。	×	文献に記載された活断層を反映した場合でも、耐震、耐津波評価に影響がないことを確認した。
3	1:25,000 都市圏活断層図 布田川・日奈久断層帯とその周辺「阿蘇」「熊本 改訂版」 (国土地理院技術資料)	設置許可申請書において、敷地を中心とする半径 30 km 以遠の活断層として評価している布田川・日奈久断層帯に関する知見であり、北東端が約 4 km 延長されている。	×	文献に記載される活断層を反映した場合でも、耐震、耐津波評価に影響がないことを確認した。
4	原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2015	新規制基準では深層防護を基本とし、共通要因による安全機能の喪失を防止する観点から、自然現象の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデントを規制対象とすることとなったことから、フリースタANDING方式使用済燃料ラックの耐震設計法などが更新された。	△	設備の更新、設置のタイミングに合わせ、今後知見を反映する必要性が生じた場合には、適切に反映を行う。

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

第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見(2/4)

No.	件名	概要	分類	判断根拠
5	部分リング補強材を有する鋼製原子炉格納容器の弾塑性座屈解析による耐震強度評価について (日本原子力学会) 2017 年秋の大会予稿集 3B12	格納容器の縮尺模型試験体を用いた座屈試験を実施した結果、部分的にリング補強材を追加した試験では座屈耐力が増加しており、補強の有効性を確認できた。また、試験に対応する静的弾塑性解析を実施した結果、部分的にリング補強材を有する格納容器についても、新規基準に対する既設原子力発電所の適合性評価において採用している静的弾塑性座屈解析手法を適用することの妥当性を確認した。	×	鋼製格納容器の補強実績はなく、反映不要とした。
6	原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験解析評価(2)耐震解析評価 (日本原子力学会) 2017 年秋の大会予稿集 3B12	要素試験で得られた代表 3 種類のガスケットについて、締結面離反解析手法を用いた有限要素法解析を行い、解析方法の妥当性を確認した。次に、駆動部の耐震限界が、締結部のボルト降伏あるいはすべりの発生と考え、その場合の限界加速度を解析にて求めた。また、電動弁駆動部のガスケット締結部の解析方法の妥当性が、試験結果から確認された。この解析方法により、電動弁駆動部の限界加速度は、30G であることが示された。ただし、2 次減速機付きの電動弁駆動部の場合は、耐震ブラケット付きで、20G であることが示された。	×	既往の耐震裕度評価では、より厳しい動作機能確認済加速度で評価しているため、反映不要とした。
7	原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験結果 ASME PVP2017 65600	最近の基準地震動の再評価に伴って応答加速度が増加したことから、高い加速度に対する機能維持評価が必要である。これまで達成できなかった加速度レベルの振動試験が可能な電中研の共振振動台を使用して電動弁駆動部の加振試験を実施し、既存の設計で使用している動的機器の機能が、 $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ を超える大加速度でも達成されたとの確認結果を得た。電動弁駆動部の地震時機能維持結果は、地震 PRA のフランジリティ解析に適用される。	×	既往の耐震裕度評価では、より厳しい動作機能確認済加速度で評価しているため、反映不要とした。

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

第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見(3/4)

No.	件名	概要	分類	判断根拠
8	非線形動的解析を用いた設計限界地震時の延性破壊の許容基準 ASME PVP2017 66056	延性破壊・塑性崩壊に対する弾性解析用のレベル D 許容限界において、非線形 1 自由度系に生じる塑性率を検討した結果、塑性率が系の固有振動数や地震動、一定荷重に依存することがわかった。この結果に基づき、弾塑性解析用のレベル D 許容限界を提案する。この許容限界は塑性率で与えられ、非線形系に、系の固有振動数、地震動や一定荷重に依存しない単一の状態を許容する。	×	延性破壊や塑性崩壊を防止する機器の許容基準の提案であるが、弾塑性解析用の許容基準であり適用範囲・適用条件が合致しない。
9	PWR1 次冷却ループの減衰定数取得の現地加振試験 ASME PVP2017 65047	東日本大震災後の工事計画認可申請に当たり、2 点支持の蒸気発生器(SG)を有する1次冷却ループの耐震解析に、3%の減衰定数を用いて再評価することが必要となったことからSGの加振試験を実施した。美浜 2 号機の加振試験では、ホットレグ(HL)方向で、9%の減衰定数が得られた。美浜 3 号機の加振試験では加振力一定の正弦波で、振動数を変化させ、周波数応答曲線を得た。減衰定数は減衰定数の小さい HL 直交方向で、JEAG4601-1991 に記載されている基準値 3%以上であることを確認した。	×	設計用減衰定数の妥当性を確認したものであり、反映不要とした。
10	東日本大震災後の工事計画認可申請に用いるPWR1 次冷却材ループの実機加振試験	東日本大震災後の工事申請において、2 点サポート方式の蒸気発生器に対して 3%の設計用減衰定数を適用することの妥当性説明が必要となり、関西電力株式会社の美浜原子力発電所 2 号機と 3 号機で振動試験を実施した。美浜 2 号機、3 号機の試験結果を米国で実施された類似試験と比較した結果、2 点サポート方式の蒸気発生器においても、日本の厳しい耐震条件によって蒸気発生器頂部に大変位が発生する状況では、1 次冷却設備の耐震解析に減衰定数 3%を用いることの妥当性が示された。	×	設計用減衰定数の妥当性を確認したものであり、反映不要とした。

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

第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見
(4/4)

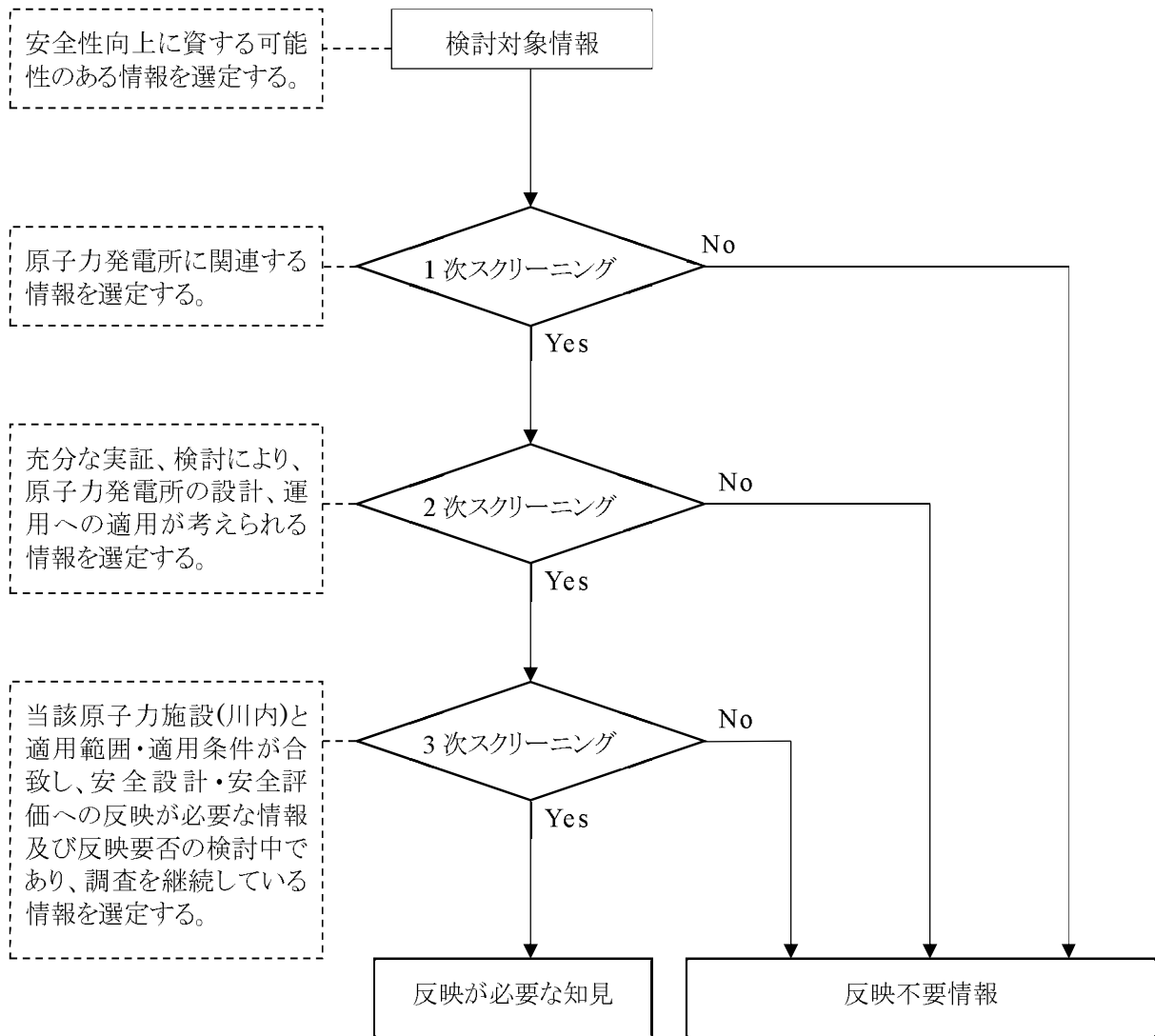
No.	件名	概要	分類	判断根拠
11	川内原子力発電所周辺における自然現象(地震、火山)に対する当社の取組みについて (当社公表資料) (平成 29 年度) (平成 30 年度)	当社は、阿蘇カルデラ、加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ、鬼界の 5 つのカルデラ火山を対象に、活動状況に変化がないことを継続的に確認することを目的として火山活動のモニタリングを実施している。その結果、公的機関の評価にカルデラ火山の活動の急激な変化を示す情報がないこと、当社評価における地殻変動及び地震活動に大きな変化が見られないことから、対象火山の活動状況に変化はないと評価した。	×	5 つのカルデラ火山全て、活動状況に変化はないと評価しており、反映不要とした。
12	セントヘレンズ山の噴火：北米地域における火山灰の急性呼吸器影響 Arch Environ Health 1983 May-Jun;38(3):138-43	1980 年 5 月 18 日に米国で発生した大規模噴火であるセントヘレンズ火山噴火において、大気中の火山灰濃度「約 33.4mg/m ³ 」が観測された。	●	本知見によるディーゼル発電機吸気フィルタへの影響評価を実施した。
13	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の一部改正について －火山影響等発生時の体制整備等に係る措置－ (原子力規制委員会交付) (平成 30 年度)	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則、実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準等及び原子力発電所の火山影響評価ガイドの一部改正により、火山影響等発生時の体制整備等に係る措置が具体的に示された。火山現象による影響が発生し、又は発生するおそれがある場合において、原子炉の停止後の操作を行えるよう、①非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策、②代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策、③交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制等の整備を行い、これらについて保安規定に記載することを求める。	●	ガイド等に基づき気中降下火砕物濃度を 3.3g/m ³ と設定し、ディーゼル発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプへのフィルタコンテナの設置、手順の整備等を行った。

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

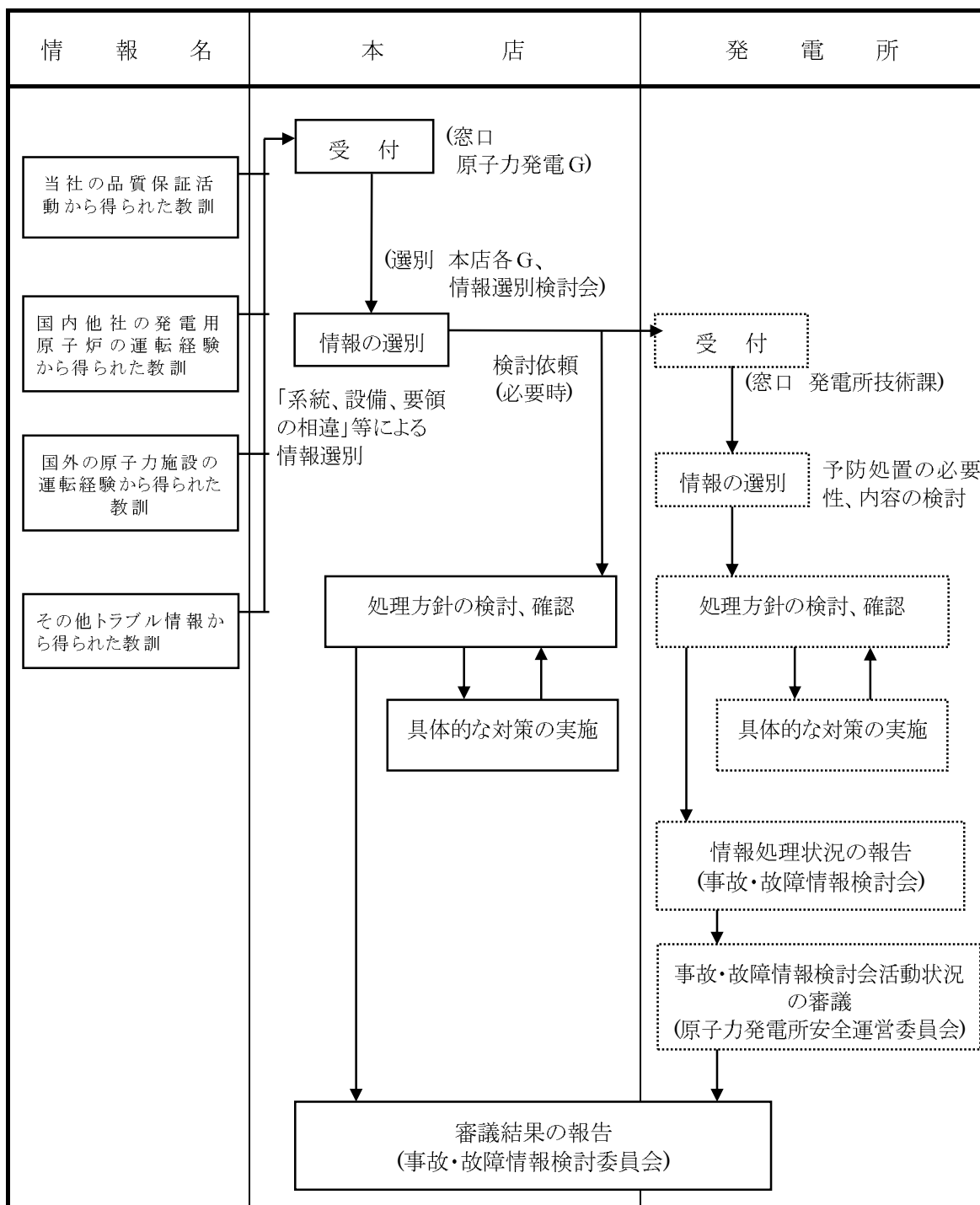
第 2.2.2-19 表 国際機関及び国外の学会活動の情報から抽出した最新知見

No.	情報名称	概要	分類	判断根拠
1	眼の水晶体に対する新しい線量限度の職業放射線防護に関する適用 (IAEA-TECDOC-1731)	計画被ばく状況における適用可能な眼の水晶体に対する職業被ばく線量限度の適用に関する暫定的なガイダンスが示された。	△ (△)	国内でも国を主体に検討を進められており、今後の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 2 号機第 1 回届出書のもの

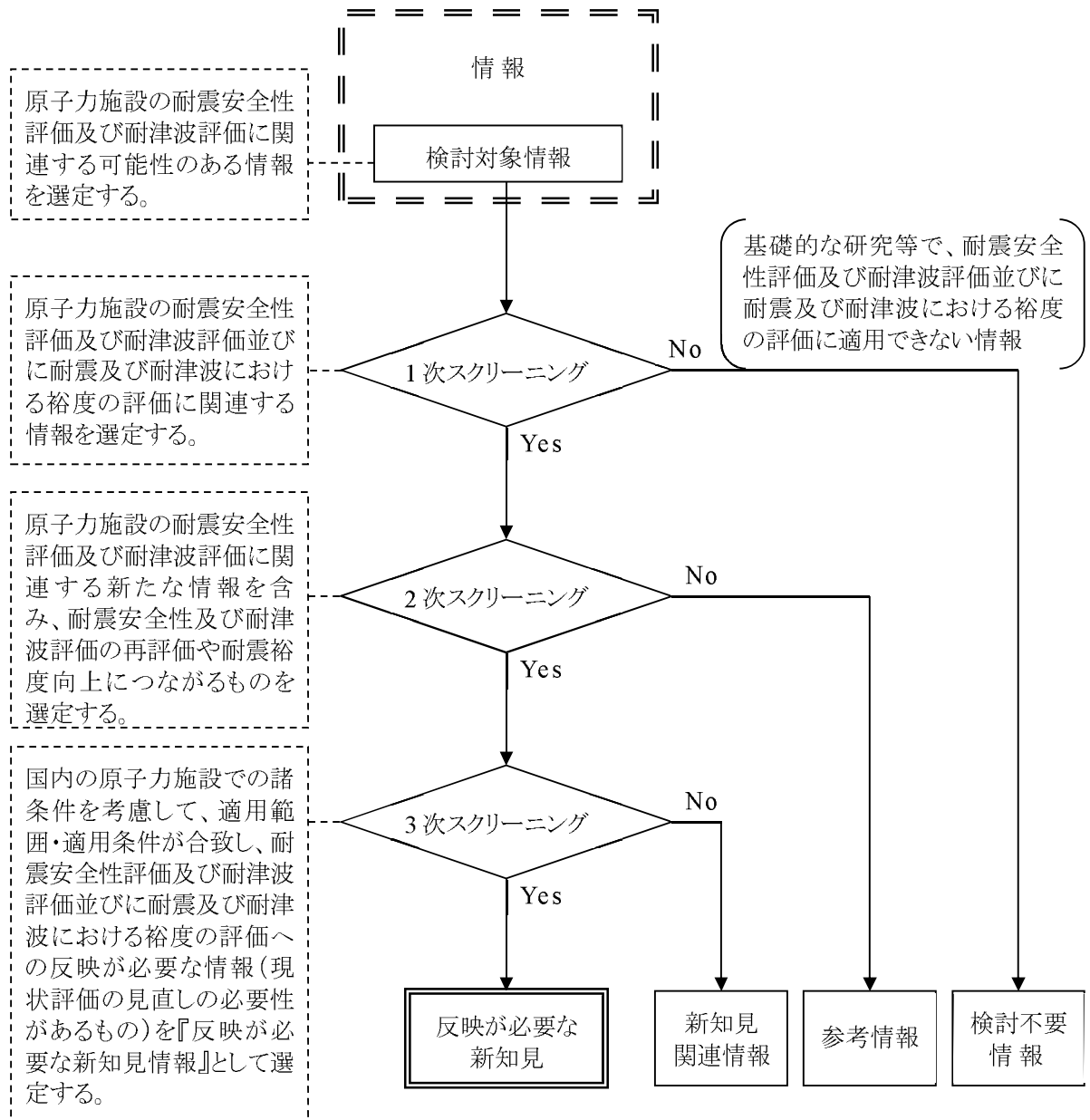


第 2.2.2-1 図 最新知見の基本的な整理フロー

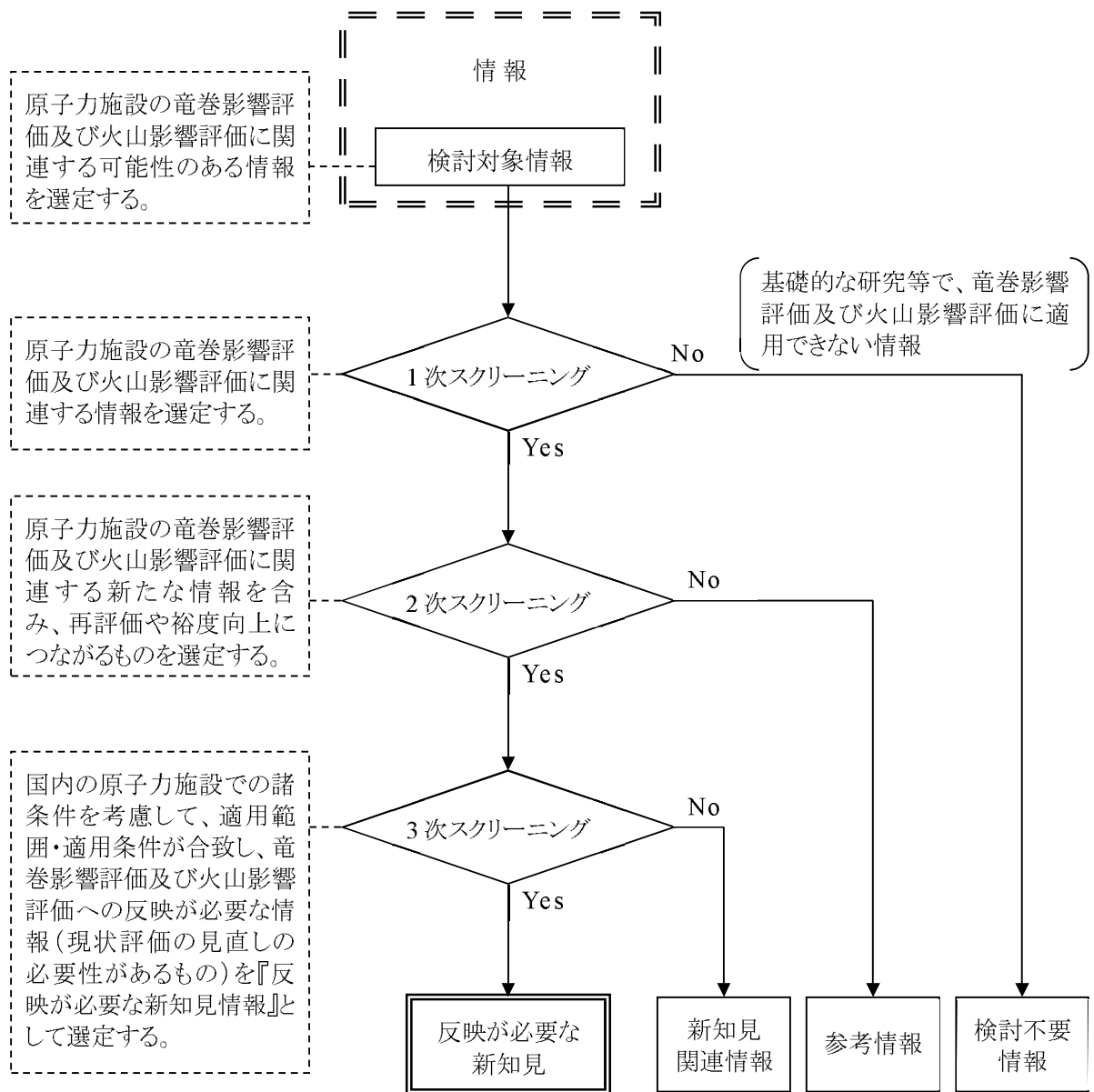


実線箇所は本店にて対応、破線箇所は発電所にて対応

第 2.2.2-2 図 予防処置フロー



第 2.2.2-3 図 原子力施設の耐震及び耐津波に係る知見の整理フロー



第 2.2.2-4 図 原子力施設の竜巻及び火山防護に係る知見の整理フロー

2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査

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) 安全裕度評価のためのプラント・ウォークダウン

- a. 地震及び津波随件事象の評価のうち、地震随伴溢水評価において、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、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、「3.1.4.1 地震及び津波随件事象の評価」に記載する。

- b. その他の自然現象に対する評価のうち、降雨に対する評価において、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、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、「3.1.4.2 その他の自然現象に対する評価」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 調査等」を踏まえ、抽出された安全性向上に資する自主的な追加措置(以下「追加措置」という。)を示す。

2.3.1 保安活動により抽出された追加措置

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

第 2.3-1 表 保安活動により抽出された追加措置

No.	保安活動	追加措置	計画概要
1	保守管理	発電機保護装置、 変圧器保護装置 及び系統保護装置 取替	<p>既設設備の構成部品であるアナログ式保護継電器が製造中止となっているため、長期保守安定性に優れたデジタル式保護盤への取替えを実施する。</p> <p>【対象保護装置】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電機保護装置 ・ 所内変圧器保護装置 ・ 主変圧器保護装置 ・ 事故継続分離保護装置

2.4 追加措置の内容

2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置

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

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置

No.	追加措置の概要	運用方針	期待される効果
1	発電機保護装置、 変圧器保護装置 及び系統保護装 置取替	— (変更なし)	長期安定性に優れたデジタル式 保護盤へ取替えることにより、保 守性、信頼性が向上する。また、 電子回路の常時監視により故障 の早期発見が可能となる。

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「原子力の業務運営に係る点検・助言委員会 原子力安全性向上分科会」において、ご意見、ご助言を受けた。

2.5.1.1 原子力安全性向上分科会

原子力の自主的・継続的な安全性向上の取組みの一環として、客観的かつ第三者的な観点から原子力の安全性向上の取組み状況(PRA等による原子力発電のリスクの分析・評価など)をモニタリングし、より専門的・技術的観点から議論を深めることを目的としている。

原子力安全性向上分科会は、以下の学識経験者(五十音順、敬称略)で構成されている。

出光 一哉 (九州大学大学院 工学研究院 教授)

高田 孝 (日本原子力研究開発機構
システム安全解析評価グループ グループリーダー)

野口 和彦 (横浜国立大学 リスク共生社会創造センター センター長)

松田 尚樹 (長崎大学 原爆後障害医療研究所 教授)

なお、原子力安全性向上分科会は、「原子力の業務運営に係る点検・助言委員会」の下に設置されており、同委員会は社外有識者を中心としたアドバイザーボードで、以下の目的、役割を持つ。

- (1) 本委員会は、お客さまや地域社会との信頼関係の再構築に向けた取組みの一環として、原子力の業務運営の一層の透明性を確保することを目的とする。

(2) 本委員会は、社外有識者を中心としたアドバイザリーボードとして、コーポレート戦略部門に設置する。

(3) 本委員会は、当社の原子力の業務運営に対し、客観的・専門的な立場から、点検・助言を行う。

2.5.1.2 原子力安全性向上分科会の評価

平成 31 年 2 月に開催した原子力安全性向上分科会において、安全性向上評価の骨子についてご確認いただき、安全性向上評価届出書の説明性を向上させるために有益な多数のご助言をいただいた。

2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー

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