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- 6

2.2.1.2 運転管理 …… 2.2.1- 52

2.2.1.3 施設管理 …… 2.2.1- 98

2.2.1.4 燃料管理 …… 2.2.1-175

2.2.1.5 放射線管理 …… 2.2.1-189

2.2.1.6 放射性廃棄物管理 …… 2.2.1-220

2.2.1.7 緊急時の措置 …… 2.2.1-242

2.2.1.8 安全文化の醸成活動 …… 2.2.1-282

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備 …… 2.2.1-303

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見…… 2.2.2- 1

2.2.2.1 新知見の収集方法 …… 2.2.2- 3

2.2.2.2 安全性向上に資する新知見情報 …… 2.2.2- 15

2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査 …… 2.2.3- 1

2.3 安全性向上計画…… 2.3-1

2.4 追加措置の内容

2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置 …… 2.4-1

2.4.2 体制における追加措置 …… 2.4-2

2.5 外部評価の結果

2.5.1 外部有識者による評価 …… 2.5-1

2.5.1.1 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会 …… 2.5-1

2.5.1.2 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価 …… 2.5-2

2.5.1.3 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価を踏まえた対応等 … 2.5-2

2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー …… 2.5-3

2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

2.1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

2.1.1 基本方針

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

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

QMSに基づき社長は品質方針を定めており、これに基づき、原子力安全の自主的・継続的改善に取り組んでいる。品質方針を第2.1.1-1図に示す。

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

原子力安全を確保するための品質マネジメントシステム・原子力安全文化醸成活動・施設管理

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、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更なるパフォーマンス向上に取り組み、地域・社会の皆さまに信頼され、安心され続ける原子力発電所を目指します。

1．原子力安全を最優先とする文化を醸成し続けます

2．原子力の最大限の活用に向け、諸課題・リスクに真摯に向き合い、自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます

3．一人ひとりが能力を発揮し成長を感じ、働きがいを実感できる職場をめざします

4．積極的な情報公開と対話活動を行い安心・信頼に繋げます

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

九州電力
ずっと先まで、明るくしたい。

2024年5月29日
九州電力株式会社
代表取締役 社長執行役員
池辺和弘



第2.1.1-1図　品質方針

2.1.2 目的及び目標

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

2.1.3 実施体制及びプロセス

(1) 自主的・継続的な安全性向上への取組み体制

「原子力の安全性・信頼性向上への取組み」は当社の最重要課題である。

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

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

なお、安全性向上のための諸活動を実施する一義的責任は、当社が負っているのは当然であるが、これらは当社だけで実行できるものではなく、協力会社やメーカ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（以下「WANO」という。（WANO；The World Association of Nuclear Operators））、（一社）原子力安全推進協会（以下「JANSI」という。（JANSI；Japan Nuclear Safety Institute））、原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。（ATENA；Atomic Energy Association））の

協力・助言を得ながら原子力の継続的な安全性向上に取り組んでいる。この概念図を第2.1.3-2図に示す。

（2） 安全性向上評価の実施体制

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

外部有識者の視点を、更なる安全性向上に活かすことを目的に学識経験者で構成される「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」による外部評価を必要に応じ受ける。

（3） 安全性向上のプロセス

a. 安全性向上のための継続的取組みに係るプロセス

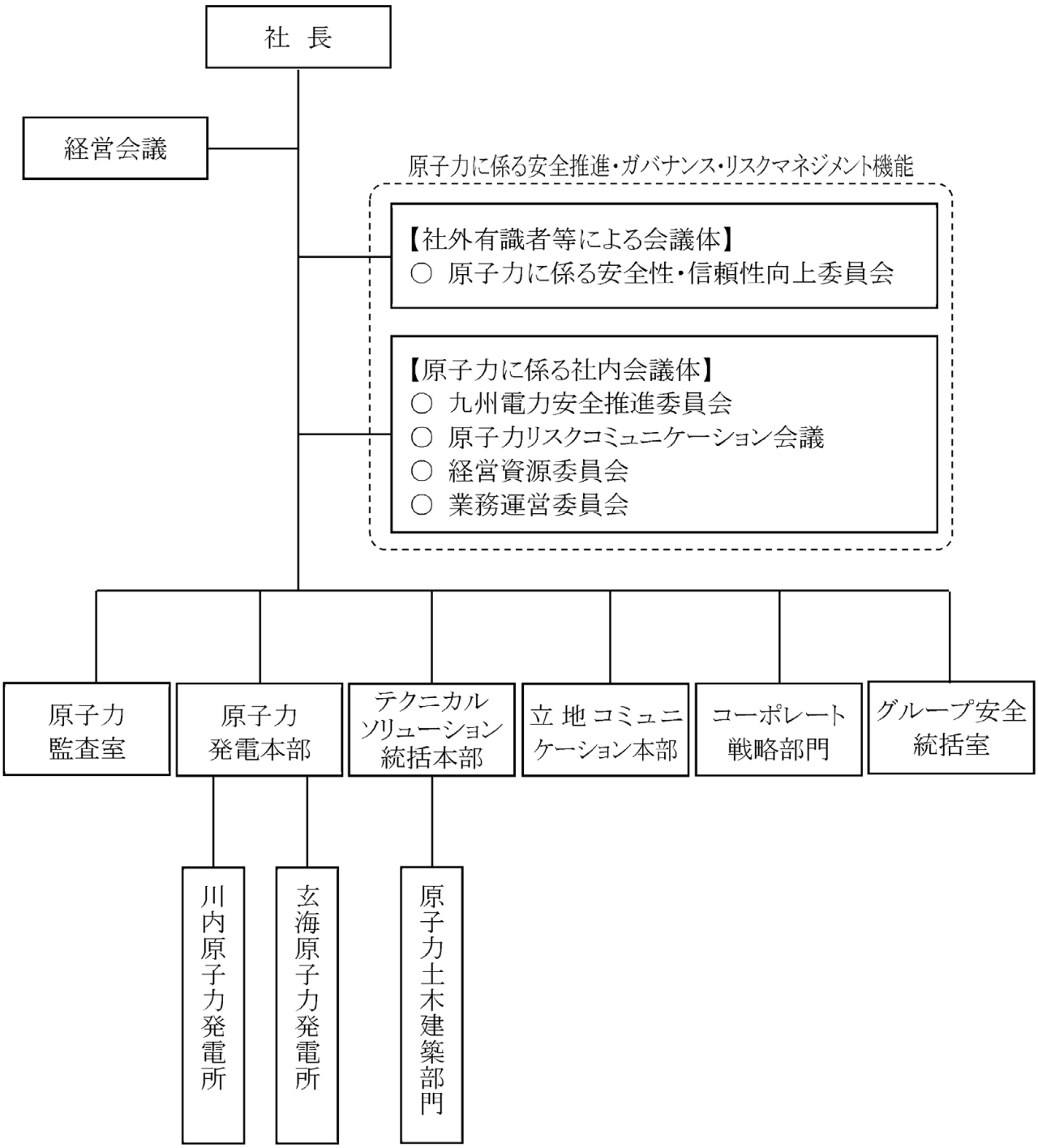
原子力発電所の安全性向上のための継続的な取組みは、QMSの継続的改善のプロセスを基本とする。QMSの各プロセスは文書化され、これらに基づきプロセスが実施される。

QMSプロセスの順序及び相互関係を参考資料-Ⅱに示す。

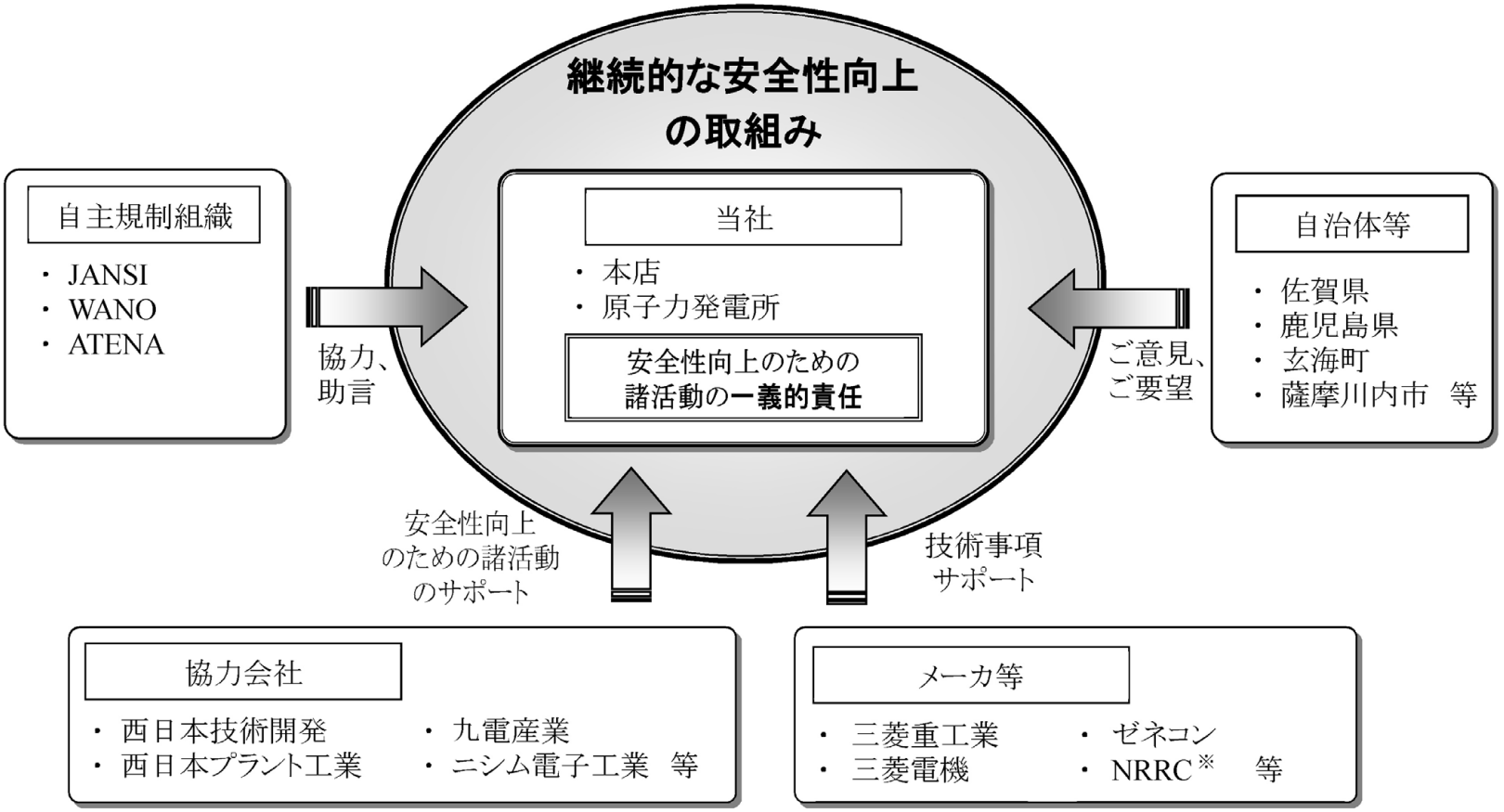
b. 安全性向上評価のプロセス

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

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

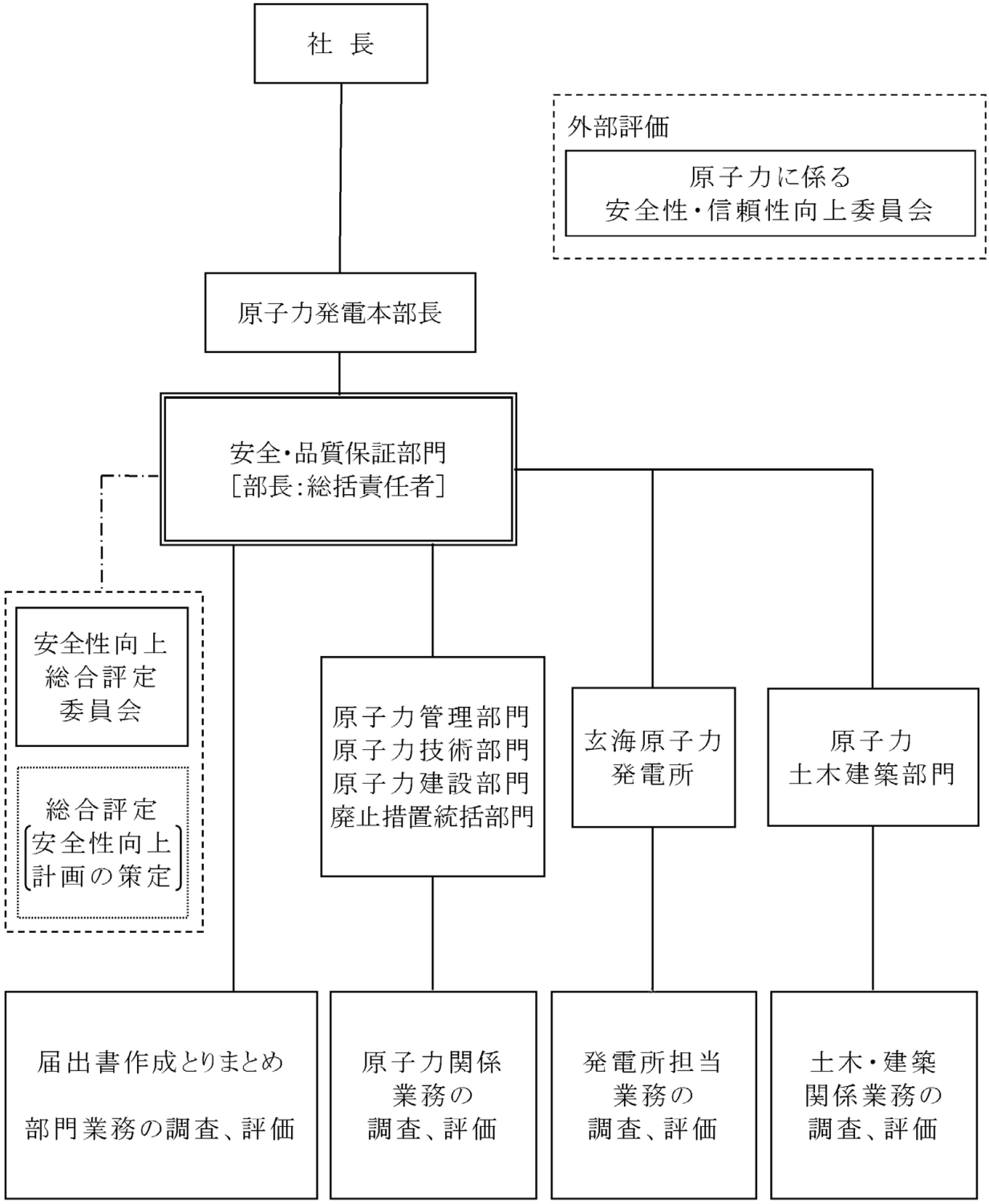


第 2.1.3-1 図　自主的・継続的な安全性向上への取組み体制



※　原子力リスク研究センター

第 2.1.3-2 図　継続的な安全性向上のための取組みの概念図



第 2.1.3-3 図　安全性向上評価の実施体制

2.2 調査等

2.2.1 保安活動の実施状況

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の22第1項及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第69条の規定に基づく保安活動に加えて、発電用原子炉施設の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する当社の自主的な取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16回定期事業者検査終了日の翌日（2023年1月11日）から評価時点となる第17回定期事業者検査終了日（2024年2月29日）までの期間（以下「調査期間」という。）における改善活動の結果及び実績指標の結果について、保安活動ごとに整理し、保安活動の有効性を確認する。

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

a. 改善活動の調査方法

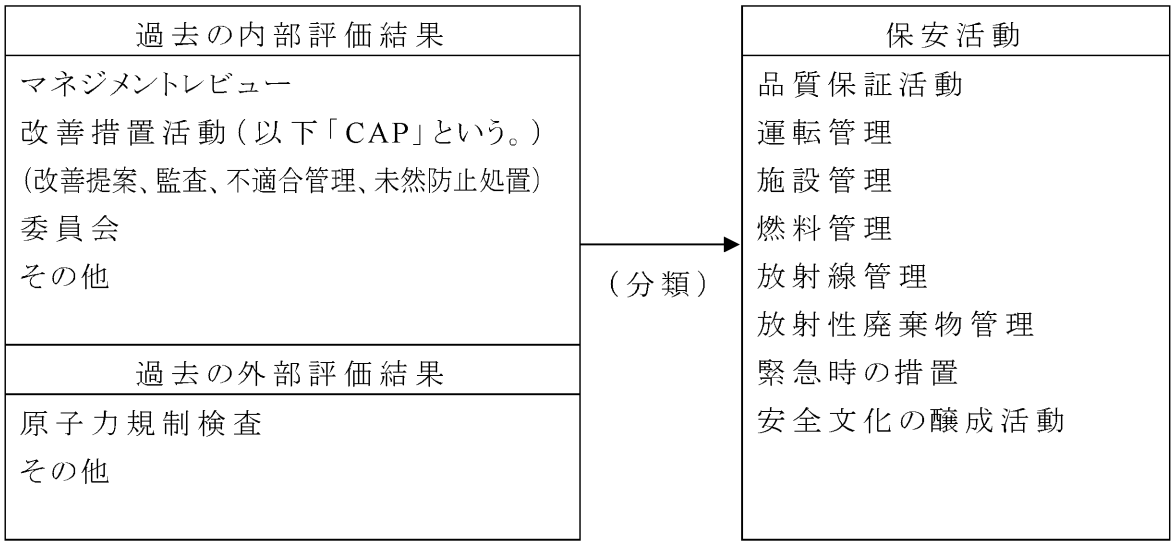
改善活動は、玄海3号機に関する、過去に自ら実施した内部評価結果及び過去に外部評価機関等から受けた外部評価結果について調査し、保安活動の仕組み（組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練）に係る改善又は設備の改善に分類し、保安活動ごとに整理を行い、有効性を評価する。

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

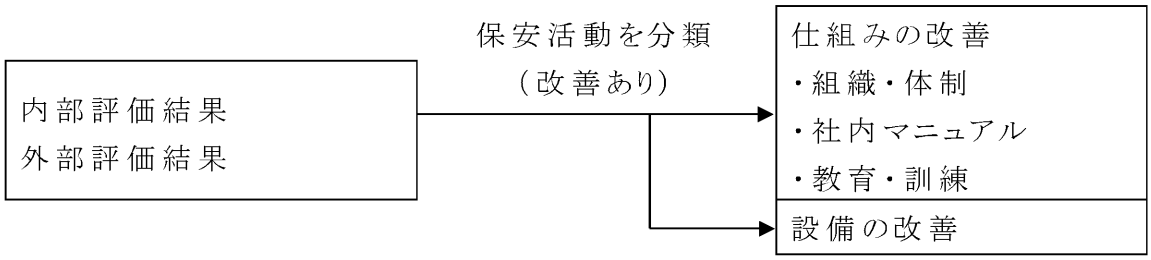
評価する。

(a) 改善活動の整理

玄海3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。



（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

b. 実績指標の調査方法

（a） 実績指標の調査範囲

実績指標は、保安活動ごとに選定された実績指標の時間的な推移等を調査期間について調査を行う。但し、調査期間内のデータだけでは時間的な推移を確認することが困難な実績指標については、過去のデータを調査し、時間的な推移を確認する。

保安活動ごとに選定した実績指標を、第2.2.1-1表に示す。

（b） 実績指標の有効性評価

以下の項目を考慮し評価を行う。

イ 時間的な推移が安定しているか

ロ 時間的な推移に著しい変化又は中長期的な増加若しくは減少傾向がないか

ハ 著しい変化又は中長期的な増加若しくは減少傾向がある場合には、その原因が明らかにされ適切な対策がとられているか

ニ　著しい変化がなく安定している場合は、安定した状態を維持するため、又は向上した状態を目指すための適切な対応がとられているか

ホ　定性的な実績指標については、その活動が適切に実施され、必要に応じて改善活動等が実施されているか

第2.2.1-1表　保安活動ごとの実績指標

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

2.2.1.1 品質保証活動

（1） 目的

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

（2） 品質保証活動に係る仕組み及び改善状況

a. 品質保証活動に係る組織・体制

（a） 品質保証活動に係る組織・体制の概要

原子力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、玄海原子力発電所原子炉施設保安規定（要則）（以下「保安規定」という。）に定める品質マネジメントシステム計画に沿って、運転管理、施設管理、燃料管理、放射線管理等が総合的に機能する組織を確立しなければならない。このことから、当社では本店及び発電所にて品質保証体制を構築し業務の遂行に当たっている。

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

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

イ 発電所

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

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

課長を配置している。

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

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

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

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

ロ 本店

発電所全体に係る事項は、原子力管理部門、安全・品質保証部門、原子力建設部門、原子力技術部門、原子燃料部門、廃止措置統括部門及び原子力土木建築部門の各担当部門が原子力部門の運営方針・運転計画等を策定し推進することとしており、安全管理、設備信頼性等

の維持向上が各発電所において的確に実施できる体制としている。

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

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

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

(b) 品質保証活動に係る組織・体制の改善状況

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

イ 原子燃料部門の原子力発電本部への統合

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

必要がある。

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

この結果、原子力発電本部長の下、社内意思決定の一本化・迅速化が図られる。

b. 品質保証活動に係る社内マニュアル

（a） 品質保証活動に係る社内マニュアルの概要

当社では、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）の要求事項を満たした「保安規定」の品質マネジメントシステム計画に加え、QMSに係る各要求事項を反映した「原子力発電所品質マニュアル（要則）」を定めている。

発電所においては、この「原子力発電所品質マニュアル（要則）」に基づいた品質保証活動を具体的に実施するための手順として「品質マニュアル（基準）」を定め、さらに下位文書として、発電所運営に係る品質保証活動に必要な文書を定めている。

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

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

イ 品質保証活動の仕組みと活動内容

「品管規則」では、「原子力事業者等は、品質マネジメントシステムを確

立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行わなければならない。」としている。

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

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

QMSのプロセス間の相互関係を、第2.2.1.1-5図に示す。

(b) 品質保証活動に係る社内マニュアルの改善状況

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

イ 不適合・CAQ判断基準の見直し等

原子力規制検査(品質マネジメントシステムの運用年次検査)における議論を通して顕著化した課題※を踏まえ、不適合判断基準、原子力安全への影響度判断(CAQ、原子力安全(品質)に影響を及ぼさない状態(以下「Non-CAQ」という。)の分類)の基準の見直しを行い、試運用ののち、2023年4月に社内マニュアルを改正した。

また、本見直しに併せて、CAPプロセスに根本原因分析(以下「RCA」という。)及び不適合管理のプロセスを統合した。

この結果、これらの課題を解決するとともに、CAPプロセスの合理化が図られた。

※:・CAQとなる不適合を、不適合管理のマニュアルの事項に限定し、CAQとなる一部の不適合に対してしか是正処置を行わないことになっており、是正処置が必要かの判断が適切でない。

・リスクを考慮に入れたCAQ・Non-CAQの判断となっていない。

ロ　EAM導入に伴う社内マニュアルの改正

原子力DXの基本方針に基づき、業務変革や業務品質向上と効率化のため、2023年10月に設備保全管理システム（以下「EAM」という。）を導入した。

EAM導入に伴い、文書及び記録を電子データで管理を行うため、2023年10月に社内マニュアルの改正を実施した。

この結果、文書及び記録のペーパーレス化並びに業務プロセスの効率化が図られた。

c. 品質保証活動に係る教育・訓練

（a） 品質保証活動に係る教育・訓練の概要

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

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

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

発電所における主な教育・訓練を、第2.2.1.1-1表に示す。

(b) 品質保証活動に係る教育・訓練の改善状況

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、国内外の発電所の事故・故障情報、運転経験から得られた教訓等により、訓練設備の導入及び教育項目・内容の見直しを必要の都度行い、継続的な改善を図っている。

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

イ 保安規程教育等の教育内容の改善

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

この結果、教育内容の工夫等を行うことで、より効果的な活動が可能となった。

(3) 品質保証活動に係る実績指標

a. 人的過誤による不適合発生件数

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

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

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

2013年度から2016年度、2018年度から2021年度までの不適合の発生件数は3～9件と推移している。

b. CR件数

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

発電所組織(協力会社含む。)の要員は、異常を未然に防ぐ意識を持って巡視点検等を行い、その結果認識した僅かな変化及び日常業務における

気付き事項について、以下の事項に留意してCRとして報告している。

・「あるべき状態でない」又は「正常でない」と判断した問題

・期待どおりに作動しない設備

・「あるべき状態でない」又は「正常でない」ように見える疑問

・設備、プロセス又は組織のパフォーマンスの傾向、又は期待事項からのギャップ

・設備や業務の改善に資する提案や状況

2021年度第2四半期以降のCR件数の推移について確認した結果を、第2.2.1.1-7図に示す。

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

c. CAQの件数

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

CRについては、問題の影響度に応じてCAQ又はNon-CAQに分類し、妥当性を確認の上、適切な処置方法を選択し対応を実施している。

2021年度第2四半期以降のCAQの件数の推移について確認した結果を、第2.2.1.1-8図に示す。

CAQは、主に他所の水平展開が必要な未然防止処置及び原子力安全（品質）に影響を及ぼす不適合が対象となるため、これらの発生件数によって、CAQの件数が増減している。

d. トップマネジメントによるQMSの評価結果及び対応状況

トップマネジメントである社長によるQMSの評価結果及び対応状況を第2.2.1.1-2表に示す。

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

(4) 品質保証活動に係る有効性評価結果

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

また、品質保証活動に係る不適合について、類似した不適合が発生しているものの、「改善措置活動管理基準」に基づくパフォーマンスモニタリングを行い、必要な改善を図っている。なお、その他の品質保証活動に係る不適合については、「不適合管理基準」に基づき、適切に是正処置が実施されており、再発・類似している事項がないことを確認した。(第2.2.1.1-3表参照)

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

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

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

第2.2.1.1-1表　発電所における主な教育・訓練内容（1/5）

区分		教育名称	内容
主な保安教育	職場外教育	入所時教育	・原子炉等規制法に関連する法令の概要及び法令等の遵守 ・原子炉のしくみ ・原子炉容器等主要機器の構造に関すること ・原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること ・非常時の場合に講ずべき処置の概要
		放射線業務従事者指定時等の放射線管理教育(a・b)	・放射線防護に関する基礎的知識 ・放射線防護に関する実務的知識
		保安規定教育	・保安規定の総則、品質保証、保安管理体制、保安教育並びに記録及び報告に関すること並びに法令等の遵守 ・保安に関する各組織及び各職務の具体的役割と確認すべき記録
		アクシデントマネジメント教育	・重大事故等及び大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動に関すること（シビアアクシデント（炉心損傷）現象の理解、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）及びAM操作の理解含む。） ・重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関すること及び重大事故等の内容、基本的な対処方法等に関すること ・特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）からの操作による発電用原子炉施設の挙動に関すること及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム（以下「APC等」という。）による大規模損壊発生時における重大事故の内容、基本的な対処方法等に関すること
		防災教育	・防災体制、防災組織及び活動 ・防災関係設備
		火災防護、内部溢水、火山影響等、その他自然災害対応教育	・火災発生時の措置に関すること ・内部溢水発生時の措置に関すること ・火山影響等及びその他自然災害（地震、津波及び竜巻等）発生時の措置に関すること
		有毒ガス発生時の対応教育	・有毒ガス発生時の措置に関すること
	職場内教育	緊急処置訓練	・緊急時の運転操作 ・運転員相互間の連絡確認　（詳細は、第2.2.1.2-9表参照）
		放射線業務従事者指定時等の放射線管理教育(c)	・入退域の実務

第2.2.1.1-1表　発電所における主な教育・訓練内容（2/5）

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

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

第2.2.1.1-1表　発電所における主な教育・訓練内容（3/5）

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

第2.2.1.1-1表　発電所における主な教育・訓練内容（4/5）

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

第2.2.1.1-1表　発電所における主な教育・訓練内容（5/5）

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

第2.2.1.1-2表　トップマネジメントによるQMSの評価結果及び対応状況（1/4）

決定及び処置、指示事項等（2021年度）	決定及び処置、指示事項等への対応状況（2022年度）	対応評価
(1) QMS及びそのプロセスの有効性の維持に必要な改善 CAPに関する改善（不適合及びCAQの判断基準の見直し、EAM導入を踏まえた不適合管理を含むCAPプロセスの見直し等）に取り組むこと。	○以下の活動等により、業務プロセスが改善されたと評価する。 ・2023年10月のEAMの運用開始に向け、仕様の検討や設計、動作試験を実施 ・EAM導入と併せて実施予定の「原子力発電本部内のペーパーレス化」の方針検討のため、四国電力（株）に対し、「EAM導入における文書・記録の管理方法、脱押印システム等」について実態を調査 ・不適合判断基準・CAQ判断基準の見直しを実施。計画からの遅延はあるものの（2022年11月試運用開始、2023年4月本運用開始）CAPに関するプロセスが合理化された。 ・複数の規定文書に定める文書管理に係る重複業務の合理化、及び規定文書管理システムの電子承認を用いた制定改廃等の実施 ・会議資料（原子力発電安全委員会等）の電子化 ・音声付きパワーポイント資料作成による教育の実施 ・設備点検アプリの試運用開始（原子力土木建築部門） なお、玄海・川内において、EAM導入を見据えた規定文書改正に係るスケジュールの見直しに伴い、当初のスケジュール（年度内の改正留意事項整理）どおりに作業完了していないことを踏まえ、おおむね達成（一部未達）と評価された。 また、川内において、不適合判断基準・CAQ判断基準の見直しの本運用開始が遅延していることを踏まえ、品質目標はおおむね達成（一部未達）と評価された。 引き続き、2023年10月のEAM運用開始等を見据え、業務プロセスの改善に向けた活動を実施する必要がある。	一部未達

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

決定及び処置、指示事項等（2021年度）	決定及び処置、指示事項等への対応状況（2022年度）	対応評価
（2）業務の計画及び実施に関わる改善 作業安全達成に向け、災害の発生防止に引き続き取り組むこと。	○以下の活動等により、作業安全はおおむね達成されていると評価する。また、重大災害や火災は発生していない。 ・原子力土木建築情報共有サイトにおける、安全に関する情報の共有 ・夏季・冬季安全懇談会等を活用した作業安全に関する情報共有 ・作業前ミーティングにおける、3H（初めて、変更、久しぶり）、計画変更等の確認 なお、玄海において、前年度に火災等が発生しており、ヒューマンエラーによる災害件数0（ゼロ）を目標とする中で、軽微な労働災害（配管移動時の指挟み、正門電動門との接触等）が複数発生している状況に鑑み、品質目標は未達と評価された。 また、川内において、軽微な労働災害（廃棄物処理建屋における作業員の大腿部負傷、伸縮はしご短縮操作における指挟みによる骨折・挫創等）が複数発生している状況に鑑み、品質目標はおおむね達成（一部未達）と評価された。 品質目標の未達内容について、引き続き作業安全達成に向けた活動を実施する必要がある。	一部未達

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

決定及び処置、指示事項等（2021年度）	決定及び処置、指示事項等への対応状況（2022年度）	対応評価
(3)資源の必要性 (4)健全な安全文化の育成及び維持に関する改善 「専門性の確保を含む人的資源の強化」及び「安全文化醸成活動のプロセスの理解・浸透」に取り組むこと。	○以下の活動等により、専門知識が向上したと評価する。 ・協力会社等（西日本プラント工業（株）、三菱重工業（株）、三菱電機（株）、ゼネコン等）との意見、情報交換 ・原子力土木建築部門における、他電力との人材交流（交換出向）による、他電力のノウハウ（現場施工管理等）の習得 ・原子力管理部門における、発電所若手社員の西日本プラント工業（株）への教育出向（5名）による、現場力向上 ・川内保修課若手社員による課題発表会の実施 ・専門知識に係る資料の作成、社内勉強会の実施、社外研修の受講 特に、社内勉強会については、各部門において「未経験の要員が、業務遂行に必要な知識を習得した」や、「想定QAを準備する等により、ヒアリングスキルが向上した」等評価している。 なお、安全・品質保証部門において、専門知識に係る資料の作成が計画どおり進行していないことを踏まえ、品質目標はおおむね達成（一部未達）と評価された。 また、玄海において、保修訓練（安全品質保証統括室における検査業務の更なる力量向上を目的として受講を計画）が、計画どおり進行していないことを踏まえ、品質目標はおおむね達成（一部未達）と評価された。 品質目標の未達内容について、引き続き、専門知識向上に関する活動を実施する必要がある。 ○専門性の確保に向けて、以下のとおり有効な活動を実施したと評価する。 ・DXに係る人材の中途採用を計画（1名）。内定済。2023年度内に採用予定。 ・専門性の高い業務を継続して行うエキスパートルート（DX及びサイバーセキュリティ）を設定し、移行希望者の募集を開始。 ○安全・品質保証部門において、各分野の専門性の確保（2023年度）に向けた検討及び調整の完了を計画。他社情報を収集した上で検討を行い、専門性の確保案を作成し関係箇所と調整を実施した。関係者からの意見を考慮し、2023年度も継続検討することとした（2022年度内に検討完了しなかった）ことを踏まえ、未達と評価された。 品質目標の未達内容について、引き続き専門性確保に関する検討を実施する必要がある。	一部未達

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

決定及び処置、指示事項等（2021年度）	決定及び処置、指示事項等への対応状況（2022年度）	対応評価
（続き）	○以下の活動等により、安全文化醸成活動プロセスがおおむね理解されたと評価する。 ・管理者向け説明会、原子力安全教育の実施 ・安全文化醸成活動プロセスに関する理解度テストの実施 ・安全文化醸成に係るアンケートの実施 ・JANSI提供のeラーニング受講 なお、安全文化懇談会を実施した際、玄海の一部の一般職において、安全文化要素と保安活動の関係が理解できていない状況を確認した。 そのため、安全文化総合評価へインプットし、次年度の活動を検討する。	前のページと同じ
（5）関係法令の遵守に関する改善 新たに改善が必要な事項は認められない。	○関係法令の遵守に関する新たに改善が必要な事項は認められないため、対応なし。	—
（6）安全文化のあるべき姿、品質方針、品質目標の変更の必要性 安全文化のあるべき姿及び品質方針について、懸念事項は確認されておらず、変更の必要性は認められない。 原子力発電本部品質目標（暫定）は、品質方針と整合し、上記の項目（1）～（5）で抽出された取組みが必要な事項に対応しており、品質目標の設定に当たっては、定量評価を容易に行えるよう改善し、パフォーマンス向上を図っていることから、変更の必要性は認められない。	○安全文化のあるべき姿、品質方針及び品質目標の変更の必要はないため、対応なし。	—

第2.2.1.1-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（品質保証活動に係るもの）（1/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
4.2.3	文書の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 玄海3号機使用前検査（原子炉補機冷却設備の改造の工事：五号検査）海水ポンプ機能・性能検査に用いた検査要領書の不備 （概要） 標記使用前検査において、検査手順として適合性確認検査に使用した適合性確認検査要領書をNRAへ提示したが、同要領書における「揚程計算書」の算出方式に誤りがあり、当社はこの誤りの内容を把握していたにも関わらず、使用前検査開始前にNRAへ説明を行っていなかった。 これにより、適合性確認検査要領書の誤りについてNRAから使用前検査中に指摘を受けることとなり、その結果、使用前検査の前提条件（申請者の品質記録が準備されていること。）を満足していないことが検査中に判明した。 （原因） 当社の規定文書には使用前検査の検査要領書を作成するプロセスがないため、適合性確認検査終了後に使用前検査手順として提示する適合性確認検査手順に変更が生じるケースに対応できなかった。 （是正状況） 「適合性確認実施要領」に、適合性確認検査終了後に使用前検査手順として提示する適合性確認検査手順に変更が生じる場合の管理を行うプロセスを追加した。 また、本事象について教育を実施した。	「文書の管理」に係る2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、類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	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）（2/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
4.2.3	文書の管理	（2022年度　本店　不適合管理） 安全実績指標の提出遅れ （概要） 安全活動に係る実績を示す指標（以下「安全実績指標」という。）については、四半期ごとに、「原子力規制検査等に関する規則第5条」（以下「規則」という。）に基づき、原子力規制庁に対して報告している。 報告に当たっては、規則及び規制に基づき作成した「定期報告作成要領」に定める報告期限（当該四半期の終了後四十五日以内に報告）を遵守する必要がある。 2021年度第3四半期の安全実績指標の報告に当たり、報告期限2月14日（当該四半期の終了後四十五日以内に報告）から遅れ、2月15日に報告する事案が発生した。 （原因） 本事象の原因は以下のとおり。 (1) ATENAの「原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）に関するガイドライン」の記載「四半期末の翌々月の15日まで」のみを参照し、規則及び規則に基づき作成した「定期報告作成要領」を参照しなかった。 （是正状況） (1)「定期報告作成要領」に各四半期の報告期限を明記した。 (2) 原子力発電グループ年間業務計画へ「定期報告作成要領」と同様に報告期限を明記し、実績をフォローしていくこととした。 (3) 本不適合事象の内容、「定期報告作成要領」の改正内容及び各業務の実施に当たっては、関係する規定文書等を参照することの重要性をグループ員へ教育を実施した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.1-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（品質保証活動に係るもの）（3/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.2.1	個別業務等要求事項として明確にすべき事項	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 使用前事業者検査（施設）「QGN3-2（3）-0816機能・性能検査（系統運転検査）」の中止 （概要） 使用前事業者検査（施設）「QGN3-2（3）-0816」蓄電池（3系統目）機能・性能検査（系統運転検査）において、蓄電池の電圧測定を実施した。その際、蓄電池62セル中2セルの単電池13番セルと15番セルの電圧で判定基準を満足しないことが確認されたため、検査を中止した。 （原因） 設備主管課及び検査主管課関係者は、検査実施のため浮動充電を再開した際に、据付け直後の蓄電池の特性を十分に理解しない状態で検査実施可能と判断し、検査を実施したことが原因である。 これは、「原子力発電所用据置鉛蓄電池の試験方法」（JEM1431）の試験方法に「満充電状態の組電池を浮動充電状態にし、基準値内であることを確認する」との記載を受け、満充電状態であれば電圧のばらつきが安定し検査可能であると考えていたことによるものであり、実際には満充電状態においても、JEM1431に基づく安定後の目標値を満足しない電圧のばらつきが発生する場合があるという据付け直後の蓄電池特有の特性を十分に理解していなかったからである。 なお、蓄電池の取扱説明書（納入図）には、「据付け直後の蓄電池のセル電圧には個々にばらつきがあり、浮動充電状態でセル電圧が許容を外れることがあるが、性能上問題はなく、浮動充電開始後、1か月程度で納まる」と記載があることを確認していたが、調達上の蓄電池据付け後の電圧測定において、JEM1431に基づく安定後の目標値に納まっていたことから、浮動充電を再開する際に、取扱説明書に記載の「セル電圧の個々のばらつき」に意識が向かなかった。 （是正状況） 納入する設備が、その状態によって使用前事業者検査の実施時期、判定基準等に影響を与えるような特性を有する場合は、供給者から当社へ検査に際し考慮すべき事項を報告するプロセスを「調達管理要領（3,4号）」及び「設計管理要領（3,4号）」に追記し改正した。	「個別業務等要求事項として明確にすべき事項」に係る2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、類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	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）（4/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.2.1	個別業務等要求事項として明確にすべき事項	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） CRの事象区分等の見直し （概要） 品質マネジメントシステムの運用（PI&R）チーム検査における先方への説明結果を踏まえ、「不適合管理基準」に基づく不適合判定及び「改善措置活動管理基準」に基づく影響度判定が適切に実施されていなかった事例を複数確認した。 （原因） （1）プレスクリーニングメンバー及びCAP委員が何を議論すべきか把握していなかった（推定）ため、CAP会議において、不適合判断、CAQ判断が正しいかといった観点での議論が行われていなかった。 （2）不適合事例の解釈にばらつきがあり、不適合以外の事象で是正処置が必要な事象の基準も明確でなかった。その結果、CAQ判断が適切に行われていなかった。 （是正状況） （1）プレスクリーニング・CAP会議における「確認の観点」を整理し、プレスクリーニングメンバー及びCAP会議委員へ何を審議（議論）すべきかを共有した。 ・CAP会議資料に「確認の観点」を追加。 ・各課長を対象にCRの書き方勉強会を実施しCAP会議参加者の心構えを認識させるとともに、CAP会議にてCAP会議の「期待事項（ありたい姿）」及び「確認の観点」を認識させるための教育を行った。 また、CAP会議の「期待事項（ありたい姿）」及び「確認の観点」は「CAP運用ガイドライン」へ添付し所内へ共有するとともに、これらを認識させるため定期異動等のタイミングでプレスクリーニングメンバー及びCAP会議メンバーへ周知して意識付けを行う運用とし、転入社員教育の場で周知した。 （2）CAP会議において、不適合・CAQ判断の経緯等のプレスクリーニングにおける論点を、必要に応じ事務局から説明し、判定や処置計画が妥当かどうかの議論を促す運用とした。 また、CAQ事象については、どの観点でCAQと判断したかが分かるようCRへ明記する運用とした。 （3）不適合判断とCAQ判断を切り離し、不適合判断は要求事項に適合しているか否かでシンプルに判断する運用へ見直す。また、不適合か否かに関わらずすべての事象を対象に、JANSIの「CAPシステムガイドライン」をベースとしたCAQ判断基準にてCAQ判断を行う運用へ見直した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.1-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（品質保証活動に係るもの）（5/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 玄海3号機「使用前事業者検査（施設）要領書」における計算方式の誤記 （概要） 2022年8月15日に実施した標記検査（検査対象：3A、3B海水ポンプ）において、要領書添付の「揚程計算書」に算出方式の誤記が確認されたことを受け、既に実施していた検査記録（検査対象：3C、3D海水ポンプ）を確認した結果、同様の誤記が確認された。 （原因） (1) 規格等をベースとして作成した揚程計算書の審査において、管理職は規格の内容を踏まえた揚程計算の考え方が合っていることをもって審査を通してしまい、実際の揚程計算書の記載内容の詳細確認を行わなかったこと等により誤記を発見できなかった。 (2) 検査担当者等は、揚程計算の考え方を理解しているがゆえに、検査時に検査要領書の記載内容を確認しながら検査を行わなかったために3C、3D海水ポンプ検査時に誤記に気付くことができなかった。 (3) 検査組織と工事組織の検査要領書作成の分担については、「使用前事業者検査（施設）実施要領」に定めがあるが、作成から審査へとステップが移行する段階で、必要な品質の管理が十分でない場面があった。 (4) 定期事業者検査、主要工事が重複する状況下での検査において、業務管理とその対応（業務配分等）が必ずしも最適ではなかったため、当初の予定どおりには進まず、検査要領書の内容確認、審査が十分でない状況が生じた。 （是正状況） (1) 規格等をベースとして作成する検査判定に係る計算式等の審査に際しては、規格等の算出根拠が検査要領書に適切に反映されているか、審査者が技術的根拠を踏まえた確認の実施を徹底することを「使用前事業者検査（施設）実施要領書作成の手引き」に明確化した。 (2) 検査要領書作成に関する責任を明確にして検査要領書作成を行うこと、及び審査における主任技術者等の関与を強化するため、要領書作成課が主任技術者及び検査実施責任者に確認・審査を受けるよう「使用前事業者検査（施設）実施要領」、「使用前事業者検査（溶接）実施要領」、「使用前事業者検査（燃料体）実施要領（3,4号）」及び「定期事業者検査実施要領（3,4号）」に明確化した。	「個別業務の管理」に係る不適合のうち、「玄海3号機「使用前事業者検査（施設）要領書」における計算方式の誤記」、「玄海3号機「適合性確認検査要領書」における計算方式の誤記」及び「玄海3、4号機移動式大容量ポンプ車機能性能検査における揚程計算書の誤り」について不適合・是正処置報告書において各々が再発の関係にあるが、発生のタイミングから過去に取った是正処置が有効でなかったが故に生じた事象ではないため問題はないと評価されている。	有

第2.2.1.1-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（品質保証活動に係るもの）（6/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
		（続き） (3) 定期事業者検査と主要な改造・修理工事（設工認申請（届出）を伴う工事等）を重複して行う場合や、複数の組織をまたがった工事を行う場合等においても、設計、工事及び検査を円滑に進める（問題発生の未然防止等のリスク管理を含む。）ための計画を、所次長が策定を指示して主管箇所が作成し、WG等の取りまとめ責任者が関係者に共有する。検査工程に関しては、要領書作成、審査、承認等の業務ステップを具体的に示し、関係者間で共有する（計画の可視化）。工程の進捗は関係管理職が適宜監視・管理し、進捗等に問題が生じるような場合には、所次長が早期に関与して業務の品質確保のため、問題改善に向けた処置（人的運用や業務調整等）に取り組んでいる。 (4) 検査関係者へ検査業務の品質確保の重要性を認識させるために、以下の活動を実施した。 ・課長、検査実施責任者、主任技術者等に対し、検査要領書の審査・承認に際しては検査の信頼性へ与える影響を意識して様々な視点で確認・助言を行うことの重要性について再認識する場を設けた。 ・検査担当者及び検査助勢者に対し、検査実施に当たっては、検査要領書の内容を確認しながら行うことの重要性について教育を実施した。 ・設備主管箇所に対し、検査要領書作成に関する事項、検査組織との調整の重要性に関する教育を実施し、検査要領書の品質管理の重要性に対する意識の向上を図った。 (5) 検査要領書の口頭改訂の要件が曖昧であったことが今回の事象の一因であるため、同様の判断を招かないように要求事項の見直しを行い、原則、検査要領書の検査判定に係るような誤記は検査中であっても改訂を行った後に、検査を実施することとした。	また、これらの事象を含め「改善措置活動管理基準」に基づくパフォーマンスモニタリングにて類似性の観点で分析を行い、必要な改善を図っている。 その他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、類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	

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）（7/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 玄海3号機「適合性確認検査要領書」における計算方式の誤記 （概要） 2022年8月15日に実施した標記検査（検査対象：3A、3B海水ポンプ）において、要領書添付の「揚程計算書」に算出方式の誤記が確認されたことを受け、既に実施していた検査記録（検査対象：3C、3D海水ポンプ）を確認した結果、同様の誤記が確認された。 （原因） (1) 規格等をベースとして作成した揚程計算書の審査において、管理職は規格の内容を踏まえた揚程計算の考え方が合っていることをもって審査を通してしまい、実際の揚程計算書の記載内容の詳細確認を行わなかったこと等により誤記を発見できなかった。 (2) 検査担当者等は、揚程計算の考え方を理解しているがゆえに、検査時に検査要領書の記載内容を確認しながら検査を行わなかったために3C、3D海水ポンプ検査時に誤記に気付くことができなかった。 (3) 定期事業者検査、主要工事が重複する状況下での検査において、業務管理とその対応（業務配分等）が必ずしも最適ではなかったため、当初の予定どおりには進まず、検査要領書の内容確認、審査が十分でない状況が生じた。 （是正状況） (1) 規格等をベースとして作成する検査判定に係る計算式等の審査に際しては、規格等の算出根拠が検査要領書に適切に反映されているか、審査者が技術的根拠を踏まえた確認の実施を徹底することを「適合性確認実施要領書作成の手引き」に明確化した。 (2) 定期事業者検査と主要な改造・修理工事（設工認申請（届出）を伴う工事等）を重複して行う場合や、複数の組織をまたがった工事を行う場合等においても、設計、工事及び検査を円滑に進める（問題発生の未然防止等のリスク管理を含む。）ための計画を、所次長が策定を指示して主管箇所が作成し、WG等の取りまとめ責任者が関係者に共有する。検査工程に関しては、要領書作成、審査、承認等の業務ステップを具体的に示し、関係者間で共有する（計画の可視化）。工程の進捗は関係管理職が適宜監視・管理し、進捗等に問題が生じるような場合には、所次長が早期に関与して業務の品質確保のため、問題改善に向けた処置（人的運用や業務調整等）に取り組んでいる。	前のページと同じ	有

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）（8/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
		（続き） (3)検査関係者へ検査業務の品質確保の重要性を認識させるために、以下の活動を実施した。 ・課長、検査実施責任者、主任技術者等に対し、検査要領書の審査・承認に際しては検査の信頼性へ与える影響を意識して様々な視点で確認・助言を行うことの重要性について再認識する場を設けた。 ・検査担当者及び検査助勢者に対し、検査実施に当たっては、検査要領書の内容を確認しながら行うことの重要性について教育を実施した。 (4)検査要領書の口頭改訂の要件が曖昧であったことが今回の事象の一因であるため、同様の判断を招かないように要求事項の見直しを行い、原則、検査要領書の検査判定に係るような誤記は検査中であっても改訂を行った後に、検査を実施することとした。		

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）（9/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 玄海3、4号機移動式大容量ポンプ車機能性能検査における揚程計算書の誤り （概要） 2022年8月15日に実施された適合性確認検査QGN3-5-0303（検査対象：3C,3D海水ポンプ）において、要領書添付の「揚程計算書」に計算方式の誤りが確認されたことを受け、第15保全サイクルに実施していた定期事業者検査GN3-226-N2（検査対象：No.1,2,3,4移動式大容量ポンプ車）の検査成績書及び保修作業手順書を確認した結果、「揚程計算書」に計算方式の誤りが確認された。 （原因） (1) 適合性自主確認検査の要領書について、検査担当課担当者及び副長は、川内において既に実績のある検査であるとの意識があり、参考とした揚程計算書の内容と理論との不整合に気付かなかった。 (2) 定期事業者検査は毎年同じ方法で実施しており、設備の構成、圧力・流量等の測定方法、揚程計算方法のいずれも変更がなかったこと、川内並びに玄海の適合性確認検査の実績もあることから、歴代の定期事業者検査の担当者及び管理職は、揚程計算書の内容に誤りはないものと考え、理論との不整合に気付かなかった。 (3) 移動式大容量ポンプ車の検査系統は特殊な構成（ポンプ吐出口直後で2分岐し、両方に通水した状態で検査を実施）であり、一般的な資料に記載されているポンプの揚程計算方法をそのまま適用することができなかったため、妥当性確認が困難であった。 （是正状況） (1) プラントメーカ見解を参考として、玄海において計算方式の見直し案を立案し、川内においても確認を受けた。これらの結果に基づき、不適合報告時に検討した計算方法から更に見直すこととし、その内容をオーソライズした。 (2) 計算方式に誤りがある検査について、見直し後の計算方式により揚程の再計算を実施した。	前のページと同じ	有

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）（10/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2023年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 2022年度玄海3、4号機安全実績指標報告書の記載誤り （概要） 原子力規制委員会への安全実績指標（令和4年度第4四半期）の報告において、玄海3、4号機の「重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合」の数値を「143」（人）と記載すべきところを「110」（人）と記載し提出した。 2022年度第4四半期に玄海3、4号機の特重施設の運用開始に伴い、特重施設を用いた訓練も安全実績指標に追加することとなった。しかし、安全実績指標に必要な情報のうち「重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合」で特重施設要員が参加する訓練において、訓練項目「中央制御室主体の操作に係る成立性確認訓練」（発電第二課主管）分の特重施設要員の計数を追加せずに報告書を作成したことで誤りが生じた。 （原因） (1) 管理者は特重施設運用開始後の教育必要人数の変更（10人→13人）は認識していたが、安全実績指標集計用のエクセルシートには後で変更しようとしていたが失念した。（エクセルシートは「①訓練項目（目標値）」、「②必要要員数及び訓練回数」、「③訓練実績」の3ブロックで構成されており、このうち訓練必要人数のデータ入力は①と②に必要だったが、①の修正（10人→13人）にとどまり、②は従前の数値（10人）のままだった。①と同時に②を修正しなかった理由は、管理者が①と②より②と③の関連性を重視していたことである。 (2) 所属長は、提出資料の審査に際して、諸元となる安全実績指標集計用のエクセルシートの情報との突合せを行ったが、当期の実績となる②と③の情報を確認し、その値が提出資料の数値と整合していたことは確認したが、他課主管分で既存訓練に特重施設要員が増えたかどうかを管理者に問いかけなかった。 （是正状況） 訓練センター員（所属長を含む。）に対し、本事象の周知を実施し、以下の対策を実施した。 (1) 安全実績指標集計用のエクセルシートを用いて算出を行うパラメータに対して、計算に必要な設定値が自動算出されるように改修した。 (2) 安全実績指標関連データ収集入力に関するマニュアルを整備した。 (3) 訓練センター員（所属長を含む。）に対し、整備したマニュアルを使用して品質確保の重要性に関する教育を実施した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.1-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（品質保証活動に係るもの）（11/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　本店　不適合管理） 標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査対応資料の不備 （概要） 標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査対応資料について、6件の事業者ヒアリング及び審査会合にて提出した資料「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉標準応答スペクトルを考慮した地震動評価における地下構造モデルの設定について」に記載の誤りがあった。 いずれも同じ箇所に関する不備であり、「伝達関数の比較」に用いる図面として正しくは減衰Q=12.5とした結果の図面を掲載すべきところを誤って減衰Q=100とした結果の図面を使用していた。 （原因） (1) 当社 ・図面編集があった場合の確認方法に対する認識不足 ・審査資料に用いた図面に対する正しい視点でのチェック不足 (2) 委託先 ・思い込みによるデータ参照の誤り ・担当者と承認者間のコミュニケーション不足 （是正状況） 以下の再発防止を実施した。 (1) 委託先にて図面を編集して審査資料に使用する場合 ・これまでの編集箇所のみの確認ではなく、編集前後で図面が整合するか確認することとした。 ・図面受領に合わせて委託先でのチェック方法も確認することを、土木建築本部原子力グループ内オーソライズ（玄海原子力発電所標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査資料の不備に対する再発防止策について）に記載した。 (2) 安全審査資料のチェックを行う場合 ・図、表等を作成・変更し申請書等に反映する場合は、作業方法（委託先を含む。）、作業前後の図、表等の整合性を確認することとした。 ・チェック項目を更に具体化する必要があると判断した場合は、別途、チェック方法を明確化し、チェックシートに添付することを社内マニュアルに反映した。 (3) QMS組織全体への教育を実施し、意識の向上を図った。 (4) 委託先の是正処置計画が適切であることを確認し、適切に運用中であることを確認した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.1-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（品質保証活動に係るもの）（12/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　本店　不適合管理） 標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査対応資料の不備（その2） （概要） 不適合「標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査対応資料の不備」の水平展開として、標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関するこれまで提出した資料に図の誤りがないか確認した際に、以下2件の事業者ヒアリング及び審査会合にて提出した資料に記載の誤りがあった。 いずれも同じ箇所に関する不備であり、既許可時点の地震動審査の資料を加工して安全審査資料に再掲する際に、誤ったデータを参照し作図した図面を使用していた。 （原因） (1) 当社 ・図面編集があった場合の確認方法に対する認識不足 ・審査資料に用いた図面に対する正しい視点でのチェック不足 (2) 委託先 ・思い込みによるデータ参照の誤り ・担当者と承認者間のコミュニケーション不足 （是正状況） 以下の再発防止を実施した。 (1) 委託先にて図面を編集して審査資料に使用する場合 ・これまでの編集箇所のみの確認ではなく、編集前後で図面が整合するか確認することとした。 ・図面受領に合わせて委託先でのチェック方法も確認することを、土木建築本部原子力グループ内オーソライズ（玄海原子力発電所標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に関する安全審査資料の不備に対する再発防止策について）に記載した。 (2) 安全審査資料のチェックを行う場合 ・図、表等を作成・変更し申請書等に反映する場合は、作業方法（委託先を含む。）、作業前後の図、表等の整合性を確認することとした。 ・チェック項目を更に具体化する必要があると判断した場合は、別途、チェック方法を明確化し、チェックシートに添付することを社内マニュアルに反映した。 (3) QMS組織全体への教育を実施し、意識の向上を図った。 (4) 委託先の是正処置計画が適切であることを確認し、適切に運用中であることを確認した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.1-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（品質保証活動に係るもの）（13/14）

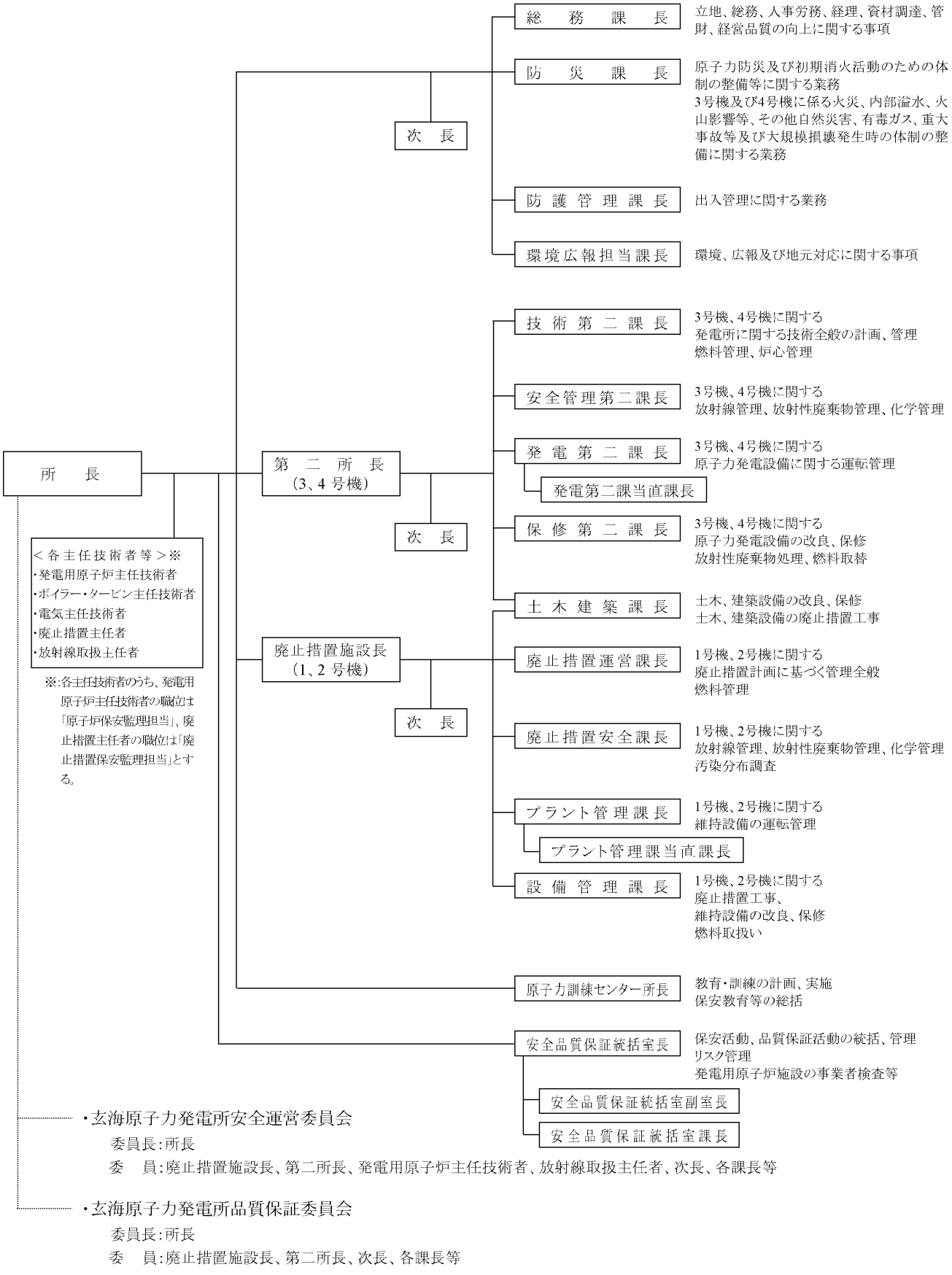
保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
8.2.4	機器等の検査等	（2023年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 玄海3号機適合性確認検査（QGN3-他-0213-F）における記録の号機誤り等 （概要） 当該検査における検査成績書において、以下3点の誤りがあった。 (1) 検査手順のうち検査準備において設備の健全性維持状況の確認に用いた「適合性確認対象設備の健全性確認シート」に健全性を確認するために有効な記録として記載していた「総合点検結果報告書」について、誤って玄海4号機の記録を確認・添付していた。そのため、検査準備として健全性維持状況を正しく確認できていない状態であったが、手順書上は健全性維持状況の確認の欄にチェックを入れ、検査を実施し、適合性確認検査の結果を「良」と判定していた。 (2) 同シートの「対象設備」について、確認すべき対象設備は「使用済燃料ピットB」であったが「使用済燃料ピットA」と記載していた。 (3) 成績書における使用済燃料ピットの水遮蔽厚さの確認資料（図面）中に、参考として記載していた水遮蔽厚さの計算方法について、「9.4702m」と記載すべきところを「9.46702m」と記載、「＋」と記載すべきところを「＋＋」と記載していた。 （原因） (1) 添付記録を示した「健全性を確認するために有効な記録」の記載について、号機・点検月の記載がなく、添付記録を明確に示す記載となっていなかった。 (2) 担当者は、検査手順の中で「適合性確認対象の健全性確認シート」を確認したが、当該シートは担当者が自身で作成したことから書類の内容まで確認をしなかった。 (3) 副長、課長は「適合性確認対象の健全性シート」を自らが事前に承認していたことから、適合性確認検査成績書の審査時に、当該シートの確認を実施しなかった。 (4) 担当者は、総合点検結果報告書が承認された後、記録を収集の上、シートの作成が可能であったが、他業務対応で多忙であり、実施できなかった。また、担当者は、検査準備状況について、副長へ報告していなかった。 (5) 副長、課長は、担当者の検査準備状況についてフォローが不十分であった。また、副長、課長は、適合性確認検査から使用前検査までの期間が短く、十分な説明時間が確保できない見込みであったにも関わらず、検査の準備状況について、主任技術者へ共有できていなかった。 （是正状況） (1) 以下の内容を「適合性確認検査要領書作成の手引き」及び「使用前事業者検査（施設）実施要領書作成の手引き」に追記した。 a 原因(1)(2)(3)の是正 ・検査成績書及び「適合性確認対象設備の健全性確認シート」に添付する記録名称を記載する場合は、号機、資料番号等を記載し、添付すべき記録が特定される具体的名称を記載するよう追記。また、自身で作成・承認した書類であっても再度内容を確認するよう、注意事項として追記。	「機器等の検査等」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発、類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	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）（14/14）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
		（続き） b 原因(4)(5)の是正 ・担当者は、原則として成績書取りまとめも含めて余裕を持った検査準備期間を確保した上で検査日を設定する。また、課長及び副長は、設定されている検査日について担当と相談し、工程上無理がないか確認することを追記。 ・適合性確認検査の実施後に、使用前検査を受検する場合のように、各種検査の実施を前提として、次の検査を受検する必要があるにも関わらず、検査間の期間が短い場合は、担当者は、課長及び副長と相談し、検査準備、検査日、成績書取りまとめ、承認を考慮して詳細なスケジュールを作成した上で検査準備を進めて行く。また、課長及び副長は担当が作成したスケジュールを確認し、必要に応じ見直しを指示することを追記。 ・担当者は、検査の進捗状況を課長及び副長へ適宜報告する。課長及び副長は、担当に進捗状況を報告させ、状況に応じて早めの準備への働きかけや、課内からの応援者の要請等、適宜管理するとともに、必要に応じて主任技術者へ進捗状況を報告することを追記。 (2)原因(1)から(5)への是正内容について、検査関係者に周知した。 (3)原因(3)から(5)の内容について、今回の事象を踏まえ、管理職に対し、担当者が作成した検査工程の状況を管理職が適宜確認し、フォローすることの重要性について教育を行った。		

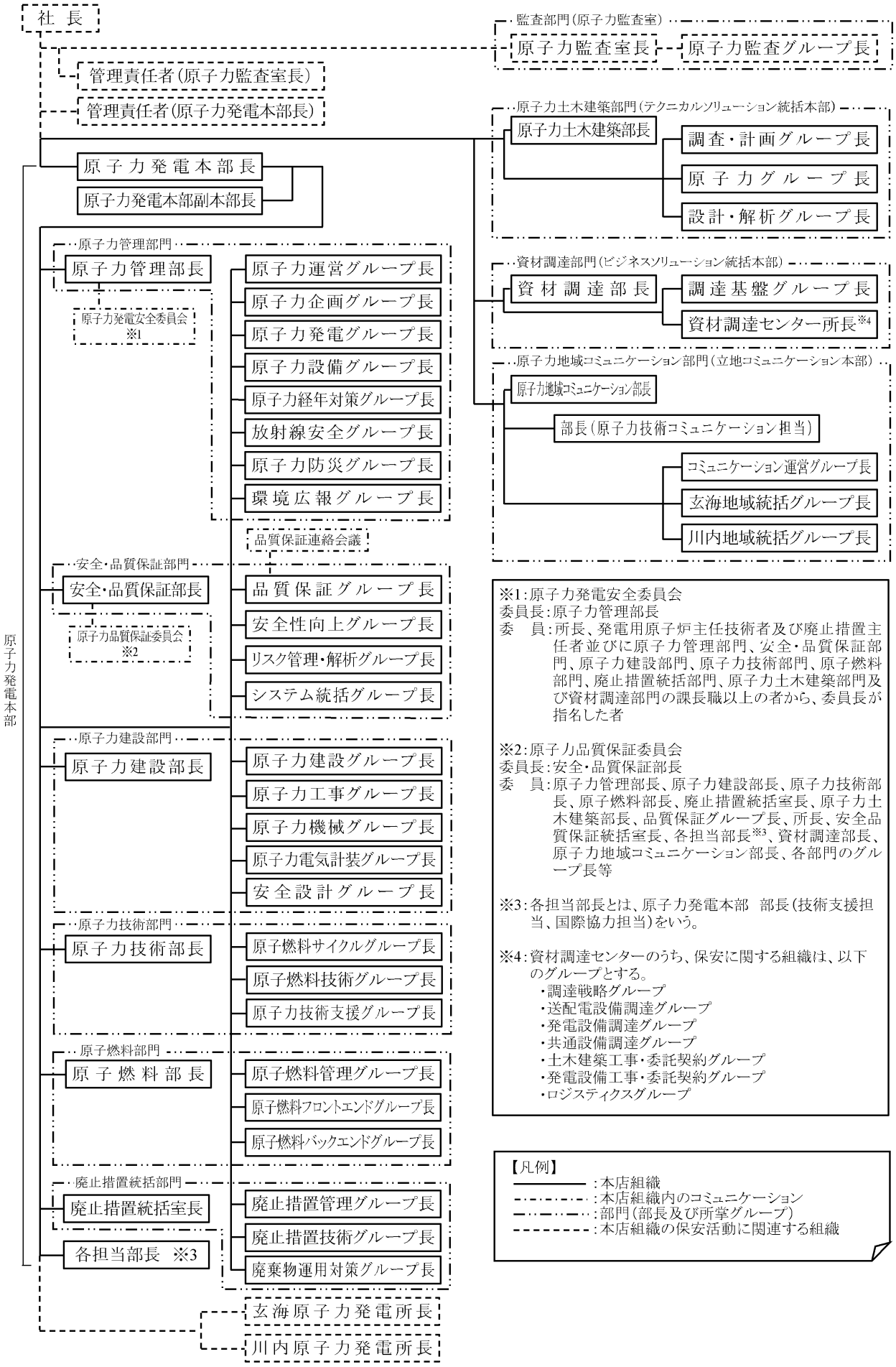
【凡例】
――― : 保安活動に関する組織
…… : 発電所組織の保安活動に関連する組織

（2024年2月29日現在）



第2.2.1.1-1図　発電所組織図

（2024年2月29日現在）



第2.2.1.1-2図　本店組織図（1/3）

（2024年2月29日現在）

原子力管理部門

組織名称	分掌事項
原子力運営グループ	1 組織管理 2 要員管理 3 教育訓練関係 4 資格管理 5 事業領域目標管理 6 本部情報発信 7 各種会議体調整 8 コンプライアンス推進 9 本部内庶務
原子力企画グループ	1 本部運営方針策定 2 本部収支管理
環境広報グループ	1 原子力PA関係 2 自治体対応 3 原子力情報調査
原子力発電グループ	1 発電計画関係 2 発電所運用管理 3 通報関係 4 核物質防護関係
原子力設備グループ	1 修繕・改良技術検討 2 修繕費予算・設備予算管理 3 事業者検査関係総括 4 設備点検・保守関係総合調査
原子力経年対策グループ	1 経年対策検討 2 中長期保全計画検討 3 発電設備の設計（既設プラント）
放射線安全グループ	1 被ばく線量管理 2 所内放射線管理 3 放射性同位元素管理 4 環境放射線管理 5 放射性液体・気体廃棄物管理 6 海象調査
原子力防災グループ	1 原子力防災関係 2 緊急時運転パラメータ伝送システム（以下「SPDS」という。）関係対応 3 緊急時対策支援システム（以下「ERSS」という。）関係対応

安全・品質保証部門

組織名称	分掌事項
品質保証グループ	1 品質保証関係総括 2 原子力安全文化 3 設計・調達管理総括 4 建設工事品質管理
安全性向上グループ	1 安全性向上評価関係総括 2 安全衛生管理 3 国際協力
リスク管理・解析グループ	1 原子炉安全解析、有効評価 2 被ばく評価 3 気象調査 4 PRA 5 リスク管理関係総括
システム統括グループ	1 原子力システム関係総括 2 DX関係

原子力建設部門

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

原子力技術部門

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

第2.2.1.1-2図　本店組織図（2/3）[各グループ分掌事項]

（2024年2月29日現在）

原子燃料部門

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

廃止措置統括部門

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

原子力土木建築部門

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

資材調達部門

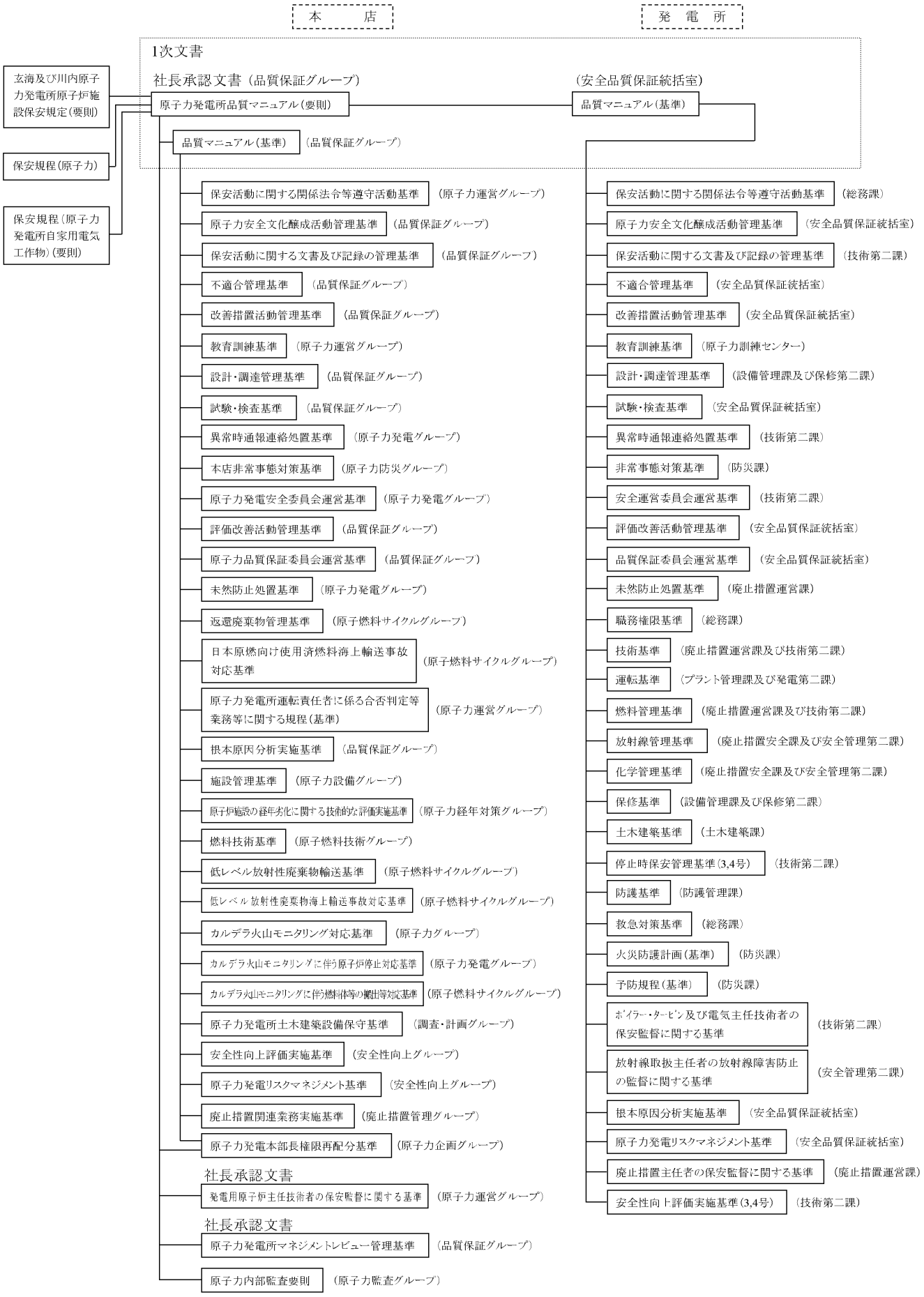
組織名称	分掌事項
調達基盤グループ	1 QMSに関する資材調達部門総括 2 取引先の情報管理、登録及び取消し
資材調達センター	1 物品の購入、工事請負、運送及び業務委託に関する契約

原子力地域コミュニケーション部門

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

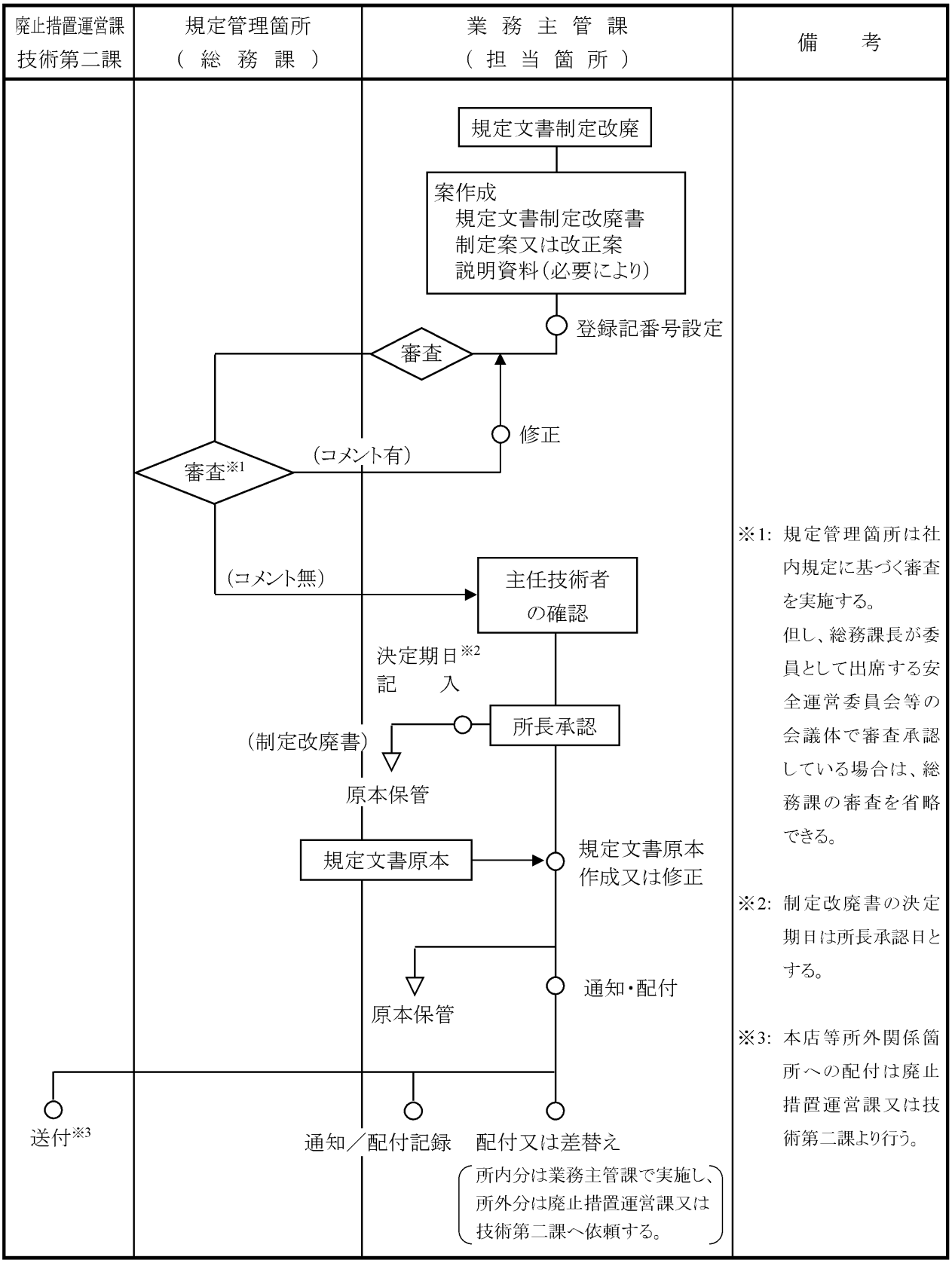
第2.2.1.1-2図　本店組織図（3/3）[各グループ分掌事項]

（2024年2月29日現在）



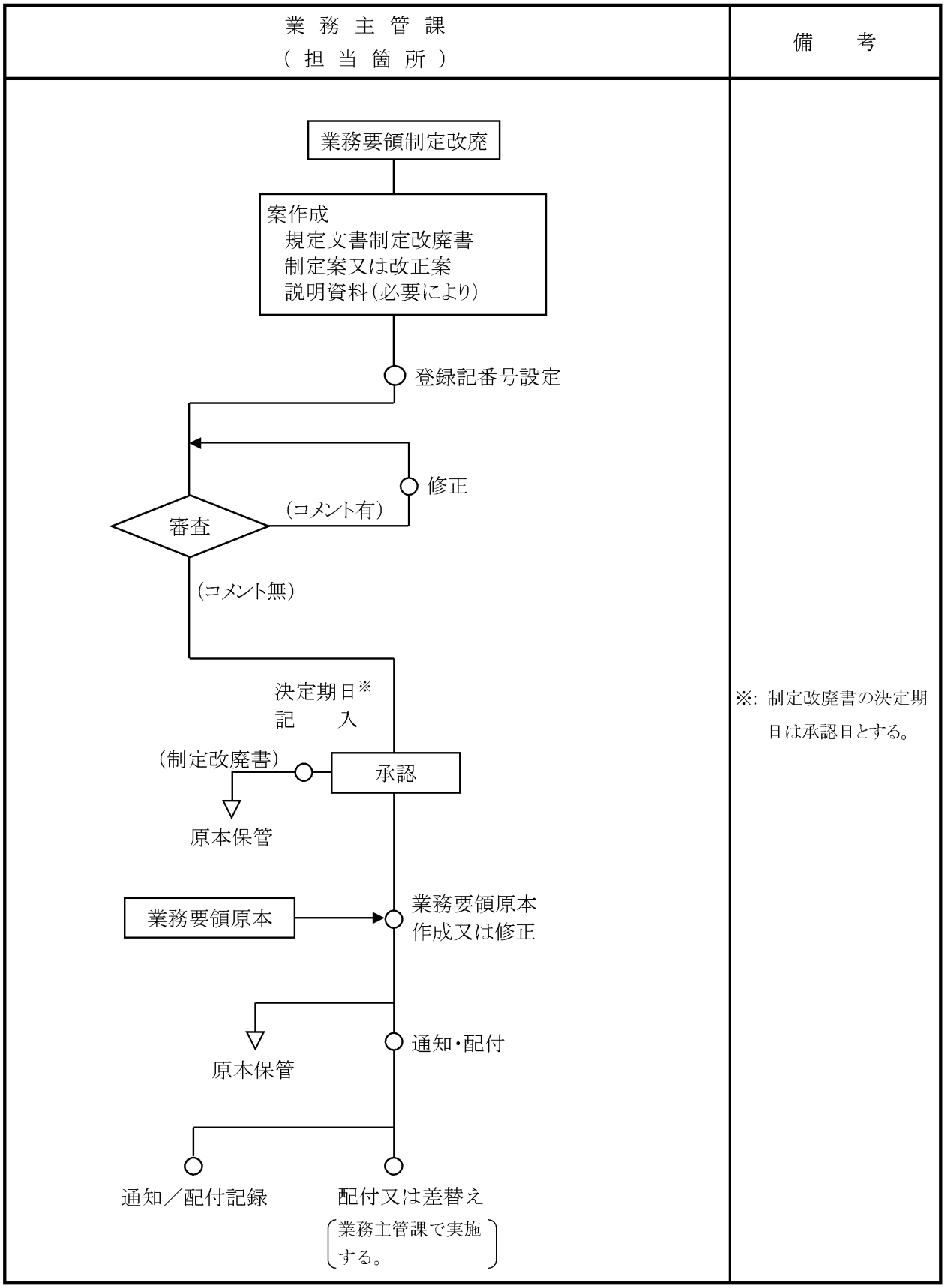
注：（　）は担当箇所

第2.2.1.1-3図　QMSに係る文書体系図

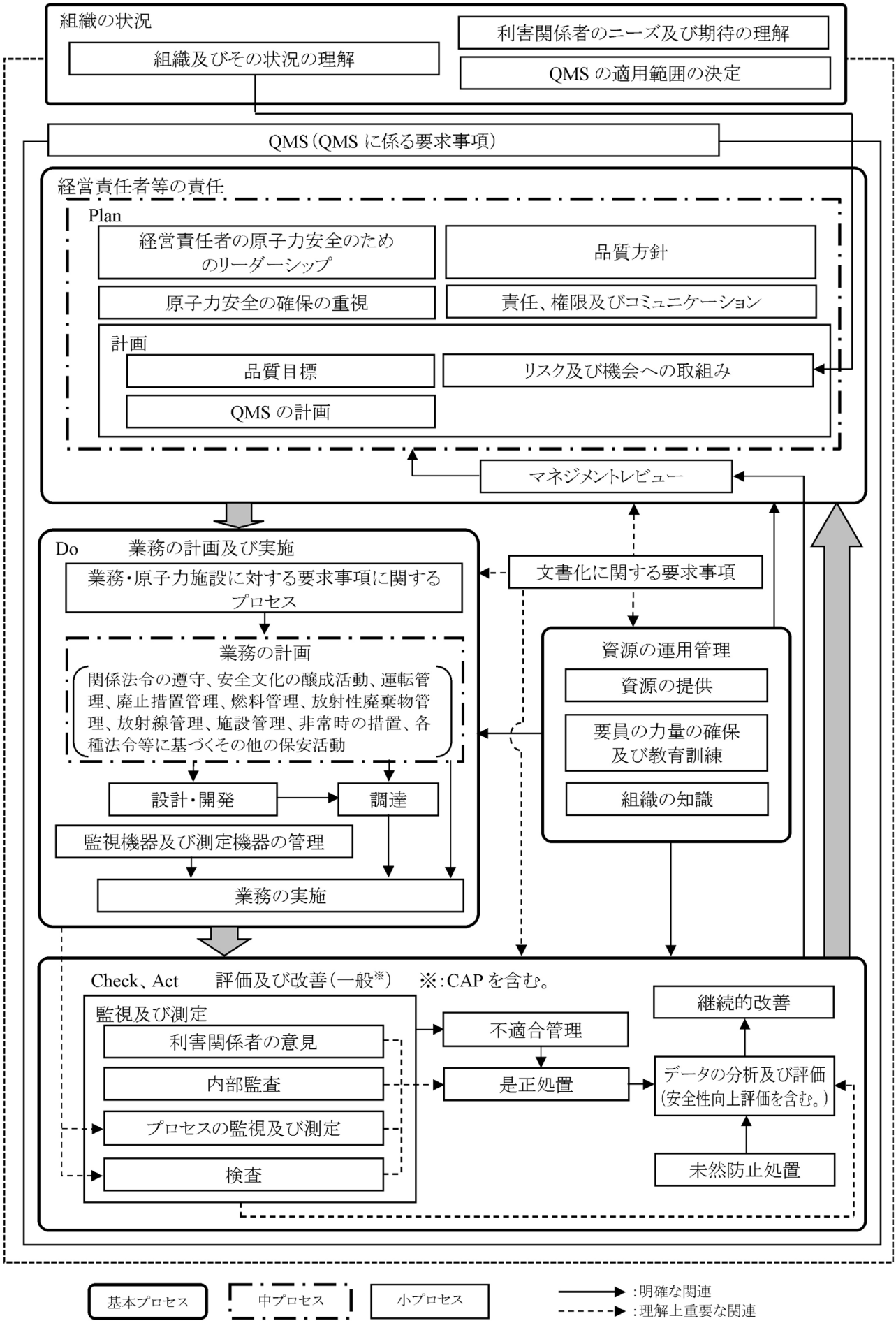


注：安全運営委員会等の会議体にて審議を要する規定文書については、所定の会議体にて審議を行う。

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

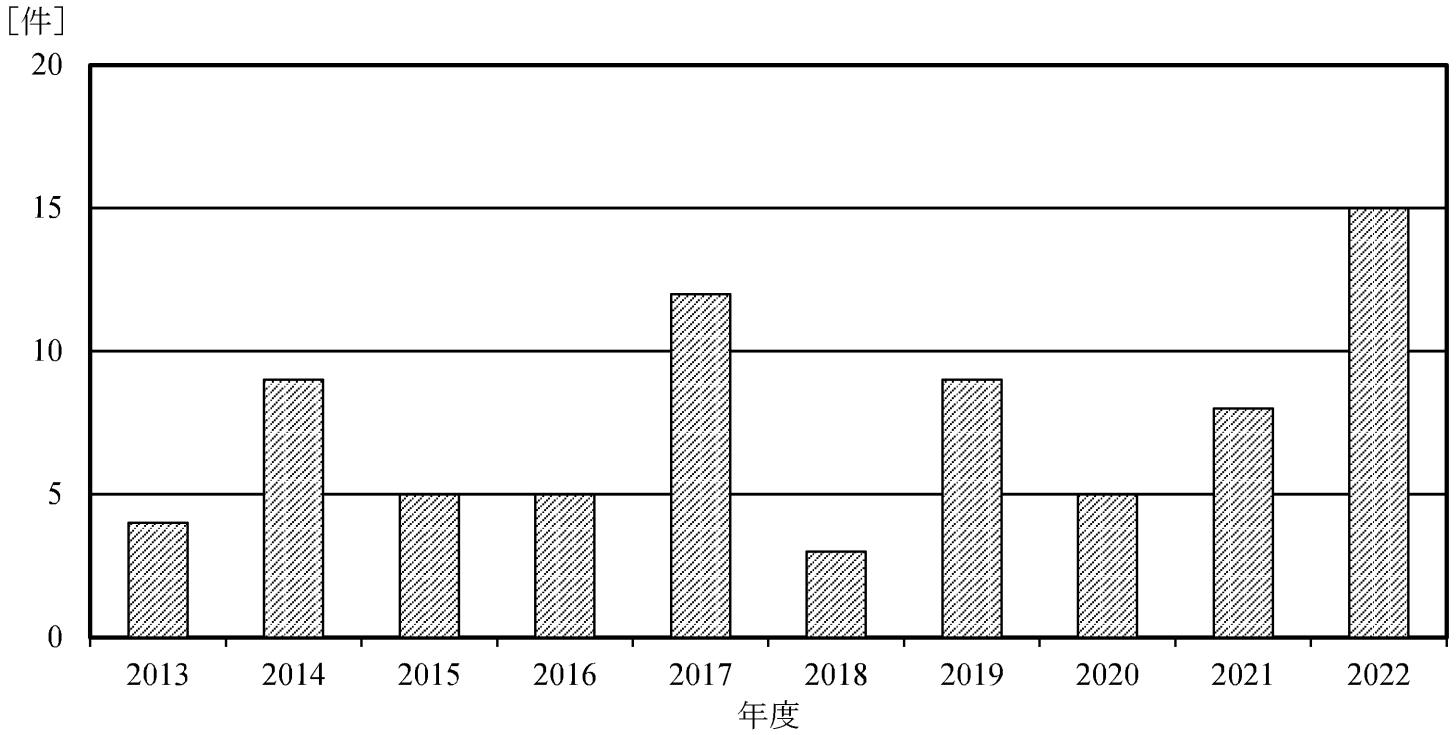


第2.2.1.1-4図　発電所における社内マニュアル（業務要領）の管理フロー（2/2）



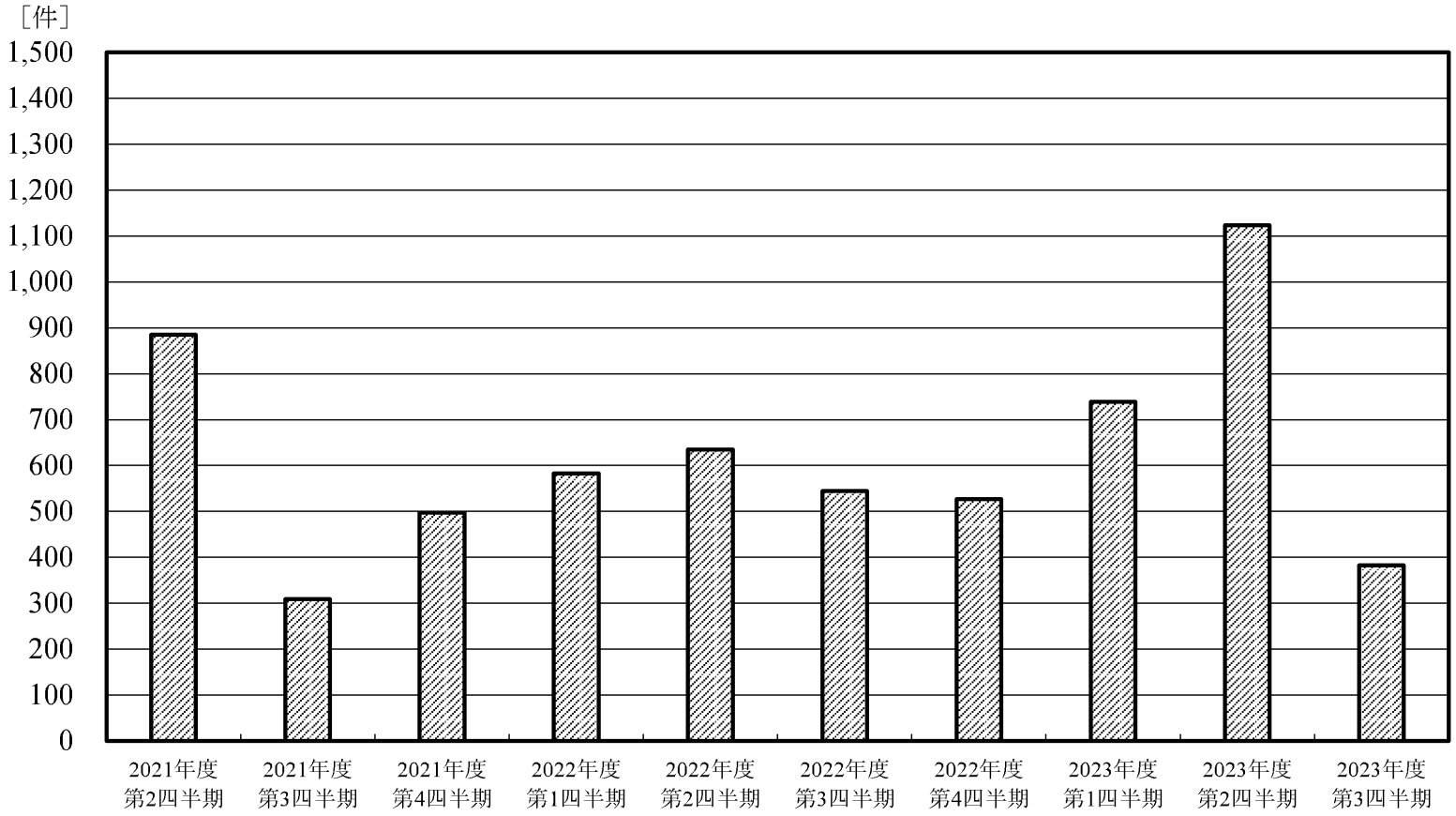
第2.2.1.1-5図　QMSのプロセス間の相互関係

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



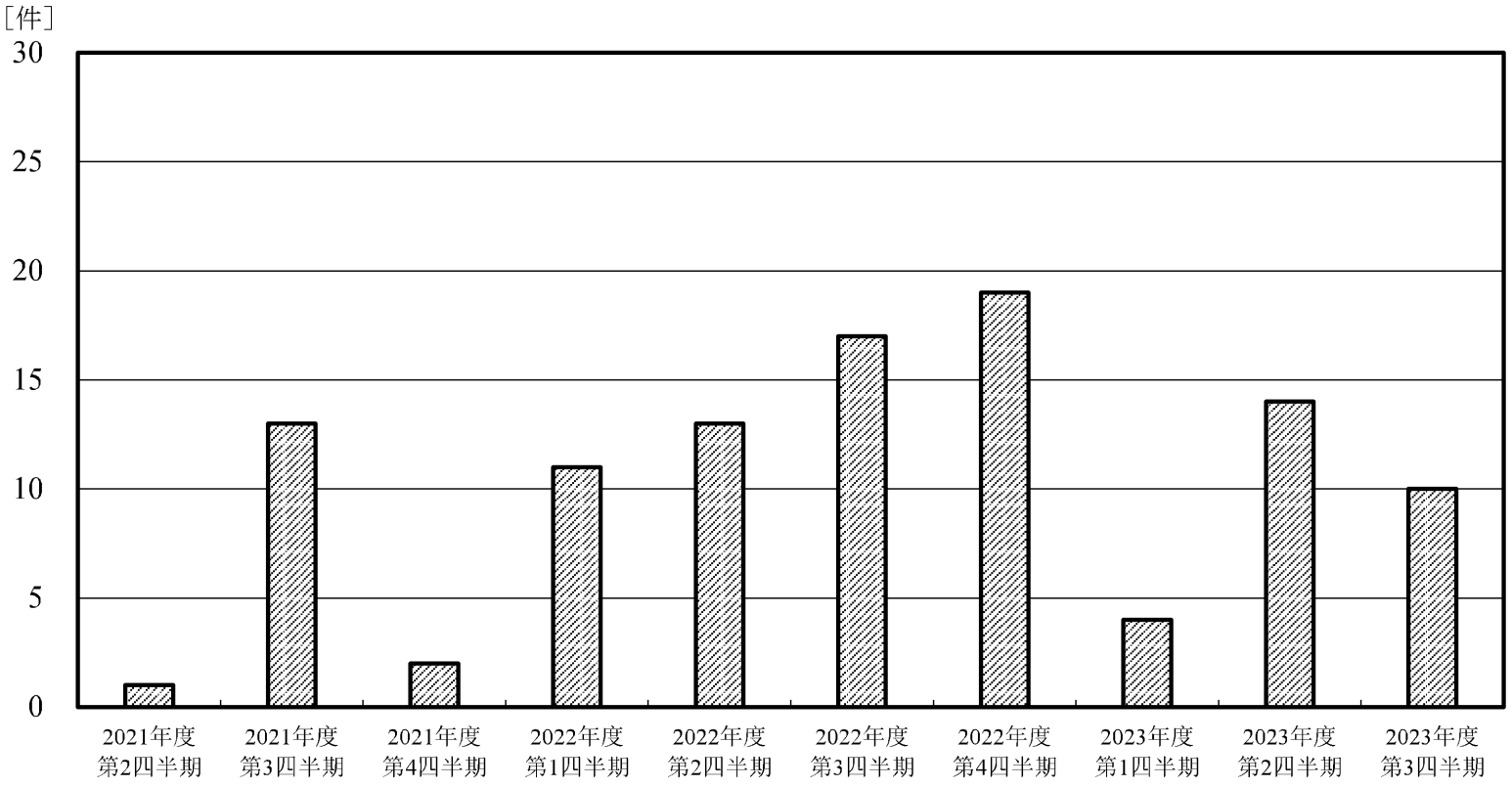
第2.2.1.1-6図　発電所における人的過誤による不適合発生件数

	2021年度			2022年度				2023年度		
	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期
CR件数[件]	885	309	497	583	635	544	527	739	1123	383



第2.2.1.1-7図　CR件数

	2021年度			2022年度				2023年度		
	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期
CAQ の件数[件]	1	13	2	11	13	17	19	4	14	10



第2.2.1.1-8図　CAQの件数

2.2.1.2 運転管理

（1） 目的

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

(2) 運転管理に係る仕組み及び改善状況

a. 運転管理に係る組織・体制

(a) 運転管理に係る組織・体制の概要

イ 運転管理に係る組織・体制

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

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

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

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

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

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

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

各々の運転員は、第2.2.1.2-1表に示すとおり通常運転時から事故・故障時に至るまで安全を確保するために適切な対応ができる知識・技能を有している。このうち当直課長は、事故・故障時の権限及び責務として、プラント停止を含めた事故・故障時に必要な措置を講じ、発電第二課長に報告することとしており、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。

さらに、当直副長に対しても、基準適合者の拡充を図っている。

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

なお、運転業務の補助を委託している焼却設備、セメント固化装置、雑固体溶融処理設備、モルタル固化設備及び屋外共通設備について

も、発電第二課長の責任の下で委託運転員にて運転監視・操作を行うこととしている。

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

ロ　運転員の勤務体制

運転員の勤務は、発電所の運転監視・操作を毎日24時間連続して行うため、3交替勤務としている。

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

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

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

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

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

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

(b) 運転管理に係る組織・体制の改善状況

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

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 定期試験中における盤面監視体制の構築

2022年度内部監査において、常に最良の盤面監視体制の維持に努めるため、他課の関与も含めて、盤面監視が手薄とならないような対策を検討していくことが望ましいとの助言を受けた。

定期試験中は電話対応、作業対応が遅れることや、緊急時を除いた中央制御室への電話を極力避ける旨を2023年1月に所内に周知するとともに、定期試験中の盤面監視を専任で行う要員を確保することとし、定期試験体制表に盤面監視を専任する要員を記入する運用を2023年2月から開始した。

また、2023年8月に「作業安全統一ルール」を改訂し、中央制御室への入室・電話等について明確化を行った。

この結果、定期試験中における確実な盤面監視体制の構築が図られた。

b. 運転管理に係る社内マニュアル

（a） 運転管理に係る社内マニュアルの概要

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

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

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

イ 通常運転監視及び操作

（イ） 運転監視業務

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

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

I パラメータ監視

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

主要なパラメータを第2.2.1.2-3表に示す。

II 巡視点検

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

巡視点検を行う主要な施設等を、第2.2.1.2-4表に示す。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

III　定期試験

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

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

主要な定期試験を、第2.2.1.2-7表に示す。

（ロ）　運転操作業務

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

運転操作は、プラントの起動・停止操作、原子炉の反応度補償操作

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

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

ロ　事故・故障時の対応業務

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

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

(b)　運転管理に係る社内マニュアルの改善状況

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

イ　余剰水受入配管の加圧軽減対策

玄海3、4号機から玄海1、2号機への余剰水送水時に、余剰水受入配管（FRP製）の加圧による水漏れを防止するため、2023年2月に社内マニュアルを改正し、玄海1、2号機余剰水受入配管の加圧を軽減する手順

へ見直した。

この結果、余剰水送水時におけるリスクの軽減が図られた。

ロ　デジタル安全保護系共通要因故障※対策工事に伴う社内マニュアルの改正

原子炉の停止等を行うデジタル安全保護回路について、更なる安全性向上対策の観点からデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障（以下「デジタルCCF」という。）対策設備を設置したことから、2024年1月に社内マニュアルを改正し、多様化自動作動設備に加圧器圧力低安全注入信号の追加、デジタルCCFによる監視機能喪失時の対応等の追加を行った。

この結果、デジタルCCF時における対応の充実が図られた。

※：多重化されたデジタル安全保護回路がソフトウェアの不具合によって機能喪失し、原子炉停止系統及び工学的安全施設が作動しなくなる故障

ハ　ディーゼル発電機ターニングギア取外し操作に係る社内マニュアルの改正

他電力で発生したディーゼル発電機のターニングギアが外れず、同発電機の自動起動が不能となったことによる運転上の制限を逸脱した事象を踏まえ、2023年5月に社内マニュアルを改正し、ディーゼル発電機のターニングギアが外れにくい場合の対応操作を追記した。

この結果、運転上の制限の逸脱に至るリスクの低減が図られた。

ニ　エクステンション弁操作に係る社内マニュアルの改正

2023年12月に社内マニュアルを改正し、エクステンション弁であること、弁操作した回転数を確認する旨の記載及びエクステンション弁の回転数一覧表を追加した。

この結果、エクステンション弁操作時における閉止状態の確実性が増し、系統の安全性が向上した。

c. 運転管理に係る教育・訓練

(a) 運転管理に係る教育・訓練の概要

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

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

主な教育・訓練の内容を第2.2.1.2-9表に示す。

(b) 運転管理に係る教育・訓練の改善状況

運転員の教育・訓練に係る運用管理を、第2.2.1.2-6図に示す。

運転員の教育については、計画、実施、評価及び反映の各段階を通じて確実に運転員の教育・訓練が行えるよう配慮している。具体的には、教

育後に報告書を提出し、その内容について上長が確認、評価を行っている。改善の余地があると判断したものについては、カリキュラム、教育・訓練の方法・内容、期間等の見直しを行うとともに、国内外の発電所での事故・故障等の事例から新たな知見が得られたときには教育訓練計画へ適宜反映している。

また、教育・訓練の実績は、原子力訓練センター所長が全社オンラインシステムにより管理しており、個人ごとあるいは教育ごとの実績を確認することができる。これにより運転資格に応じた業務知識・技能の習得状況を把握し、教育訓練計画の策定に役立てている。

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　異常時措置訓練におけるプラントパラメータの監視頻度の設定

発電所運転員のシミュレータ訓練の現場観察（MO）において、異常時対応能力を強化すべき点が認められたため、2023年度に異常時措置訓練内でプラントのパラメータ（原子炉出力、1次冷却材温度等）の監視頻度の目安を設定し周知する等の改善を行った。

この結果、シミュレータ訓練の現場観察（MO）において指摘件数が減少し、異常時対応能力の向上が図られた。

（3） 運転管理に係る設備改善状況

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

a. ミッドループ運転期間※の短縮検討に伴うRCPメカニカルシールローテーション運用の見直し

RCPメカニカルシールローテーション運用については、No.2、No.3シールをローテーションの対象とし運用していたが、プラント長期停止中に発生したメカニカルシールの軽微な腐食を受けて運用を停止していた。

その後、メカニカルシール長期保管時の腐食対策として真空乾燥機を導入し、長期保管の健全性を確認できたことから、従来のNo.2、No.3シールに加えNo.1シールもローテーション対象とし、第17回定期事業者検査時からRCPメカニカルシールローテーション運用を再開した。

この結果、RCS全ブロー期間中のRCPメカニカルシール周りの点検関連工程が短縮されることから、ミッドループ運転期間におけるRCP周り作業時間の短縮が図られ、当該期間における炉心損傷に至るリスクの低減が図られた。

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

（4） 運転管理に係る実績指標

a. 設備利用率・発電電力量

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

2011年3月に発生した東京電力（株）福島第一原子力発電所事故を受け、2016年度までの設備利用率・発電電力量は、ゼロで推移している。

2013年7月に施行された「新規制基準」について、その要求に対する発電所の適合性確認審査を受け、すべての要求事項に関する適合性が確認されたとして、2018年5月16日に通常運転に復帰した。

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

なお、2022年度は、2022年1月21日から2023年1月10日まで第16回定期事業者検査を実施していることから、設備利用率・発電電力量は低くなっている。

b. 事故・故障発生件数

事故・故障発生件数の時間的な変化について確認した結果、今回の調査期間が含まれる2014年度以降、事故・故障は発生していない。

（5） 運転管理に係る有効性評価結果

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

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

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

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

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

第2.2.1.2-1表　運転員の役割と知識・技能の程度

構成員	役割		知識・技能の程度
	通常時	事故・故障時	
当直課長	保安管理の立場から、プラント運転状況の把握及び正確な運転を行うよう、運転操作・監視・記録、巡視点検等について当直員の総括的な指揮命令に当たる。 また、当直員の研修指導を行う。	事故状況、プラントの状況等を把握し、迅速・適切な処置について指揮命令するとともに関係箇所に状況等を報告、連絡する。 3号炉及び4号炉が同時被災した場合には、当直副長と分担し、号炉ごとの運転操作の指揮監督を行う。	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。
当直副長	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・研修指導に当たる。	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。 3号炉及び4号炉が同時被災した場合には、当直課長と分担し、号炉ごとの運転操作の指揮監督を行う。	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。
当直主任	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・指導に当たる。	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。 3号炉及び4号炉が同時被災した場合には、号炉間の連絡を行う。	広範囲にわたる高度な専門的知識・技能を有する者。
原子炉運転員	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。		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。
タービン・電気運転員	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。		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。
巡視員	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。		1、2次系補機運転に関する技能を有する者。
委託運転員	当直課長の指揮監督下で、委託設備（焼却設備・セメント固化、屋外共通設備、雑固体溶融処理設備・モルタル固化設備）の運転状況を把握し運転を行う。		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。

第2.2.1.2-2表　運転員に係る社内マニュアルの種類・使用目的

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

第2.2.1.2-3表　主要なパラメータ

主 要 な パ ラ メ ー タ	監 視 装 置
［1次冷却設備］	
・原子炉熱出力	計算機出力
・炉外中性子束	指示計、記録計、計算機出力
・1次冷却材低温側温度	指示計、記録計、計算機出力
・1次冷却材高温側温度	指示計、記録計、計算機出力
・1次冷却材平均温度	計算機出力
・加圧器圧力	指示計、記録計、計算機出力
・加圧器水位	指示計、記録計、計算機出力
・1次冷却材ポンプ振動	記録計、計算機出力
・蒸気発生器水位	指示計、記録計、計算機出力
［化学体積制御設備（ほう酸濃縮機能）］	
・充てん水流量	指示計、計算機出力
・抽出水流量	指示計、計算機出力
・ほう酸タンク水位	指示計、記録計
［非常用炉心冷却設備（安全注入設備）］	
・燃料取替用水タンク水位	指示計、記録計
・蓄圧タンク水位	指示計
・蓄圧タンク圧力	指示計
［放射線監視施設］	
・復水器排気ガスモニタ	記録計、計算機出力
・蒸気発生器ブローダウン水モニタ	記録計、計算機出力
・高感度型主蒸気管モニタ（N-16モニタ）	記録計、計算機出力
・原子炉格納容器じんあいモニタ	記録計、計算機出力
・原子炉格納容器ガスモニタ	記録計、計算機出力
・排気筒ガスモニタ	記録計、計算機出力
［原子炉格納施設］	
・原子炉格納容器圧力	指示計、記録計、計算機出力
・原子炉格納容器温度	指示計、記録計、計算機出力
［電気施設］	
・発電機出力	指示計、記録計、計算機出力
［タービン附属設備］	
・主給水流量	記録計、計算機出力
・主蒸気流量	記録計、計算機出力

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	・1次冷却設備 ・2次冷却設備 ・非常用炉心冷却設備
制御材駆動設備	・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	・ディーゼル発電機 ・所内電源設備 （計装電源装置） （直流電源装置） （非常用高低圧母線系統） ・液体廃棄物処理設備 ・原子炉格納容器換気設備 ・補助建屋排気設備 ・アニュラス空気浄化設備 ・安全補機室空気浄化設備 ・気体廃棄物処理設備 ・セメント固化装置 ・燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備 ・雑固体溶融処理設備

第2.2.1.2-5表　原子炉格納容器内監視カメラ設置場所

設　置　場　所　（監　視　対　象）
・3A-RCP上部油面計
・3A-RCP下部油面計
・3B-RCP上部油面計
・3B-RCP下部油面計
・3A-RCP回転軸付近
・3B-RCP回転軸付近
・3A-S/Gマンホール（1次側）
・3B-S/Gマンホール（1次側）
・3AループRCS高温／低温側温度計取出点付近
・3BループRCS高温／低温側温度計取出点付近
・3Aループ室下部
・3Bループ室下部
・3号加圧器室下部
・3号オペレーティングフロア／原子炉頂部
・3C-RCP上部油面計
・3C-RCP下部油面計
・3D-RCP上部油面計
・3D-RCP下部油面計
・3C-RCP回転軸付近
・3D-RCP回転軸付近
・3C-S/Gマンホール（1次側）
・3D-S/Gマンホール（1次側）
・3CループRCS高温／低温側温度計取出点付近
・3DループRCS高温／低温側温度計取出点付近
・3Cループ室下部
・3Dループ室下部
・3号加圧器逃がしタンク付近
・3号RCS／キャビティ水位（燃料取替停止時）
・3号C/Vサンプ室ドレン目皿
・3号再生熱交換器室

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

担当課		巡視点検設備名	
防災課		・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（空気ボンベ） ・代替緊急時対策所用発電機 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車 ・可搬消防ポンプ	
技術第二課		・可搬型気象観測装置	
		通信連絡設備	・統合原子力防災NW設備（テレビ会議システム） ・統合原子力防災NW設備（IP電話） ・統合原子力防災NW設備（衛星通信装置（電話）） ・統合原子力防災NW設備（IP-FAX） ・衛星携帯電話設備（衛星携帯電話（固定型）） ・無線連絡設備（無線通話装置（固定型）） ・SPDS ・SPDSデータ表示装置 ・無線連絡設備（無線通話装置（携帯型）） ・衛星携帯電話設備（衛星携帯電話（携帯型）） ・携帯型通話設備（携帯型有線通話装置） ・統合原子力防災NW設備（ネットワーク機器） ・電力保安通信用電話設備（保安電話） ・電力保安通信用電話設備（衛星電話） ・テレビ会議システム（社内） ・加入電話設備（加入電話） ・特重施設を構成する設備
安全管理第二課	放射線管理係	・可搬型照明（SA） ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型エリアモニタ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・GM汚染サーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ ・電離箱サーベイメータ ・可搬型ダストサンプラ ・代替緊急時対策所エリアモニタ ・衛星携帯電話設備（携帯型） ・モニタリングカー	
	化学係	・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 ・可搬型Geγ線多重波高分析装置 ・β線自動計数装置 ・ZnSシンチレーション計数装置 ・ガス分析装置	
保修第二課	原子炉係	・No.1～No.6可搬型ディーゼル注入ポンプ ・サクションユニット ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用5mホース ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用5mホース出口接続口～No.1、2可搬型ディーゼル注入ポンプ ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用5mホース出口接続口～No.3、4可搬型ディーゼル注入ポンプ	

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

担当課		巡視点検設備名
保修第二課	原子炉係	・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用5mホース出口接続口～No.5、6可搬型ディーゼル注入ポンプ ・No.5、6可搬型ディーゼル注入ポンプ～可搬型ディーゼル注入ポンプ出口ライン送水用4mホース入口接続口 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ出口ライン送水用4mホース ・接続用中継ユニット ・接続用中継ユニット出口ライン炉心注入用10mホース（出入口接続用、中間接続用） ・接続用中継ユニット出口接続口～接続用中継ユニット出口ライン使用済燃料ピットスプレイ用5mホース入口接続口 ・接続用中継ユニット出口ライン使用済燃料ピットスプレイ5mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン集水分岐管送水用10mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン集水分岐管送水用20mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン集水分岐管送水用30mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン集水分岐管送水用40mホース ・使用済燃料ピットスプレイライン使用済燃料ピットスプレイヘッダ送水用10mホース ・使用済燃料ピットスプレイヘッダ ・可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ ・可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ出入口ライン6mフレキシブルホース ・格納容器雰囲気ガスサンプル冷却水屋外放出ライン排水用3.85mフレキシブルホース ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置接続用13、14mフレキシブルホース ・可搬型格納容器水素濃度計測装置接続用5.5mフレキシブルホース ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置出入口ドレンライン15mフレキシブルホース ・系統パージ用窒素ボンベ ・系統パージ用ホース ・屋外排出ライン切替用短管 ・窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用） ・窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）～原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン窒素供給用3.8mフレキシブルホース入口接続口 ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン窒素供給用3.8mフレキシブルホース ・原子炉補機海水冷却ライン排水用4m、5mフレキシブルホース（オス型継手、メス型継手） ・原子炉補機海水冷却ライン排水用6mフレキシブルホース（オス型継手、メス型継手） ・原子炉補機海水冷却ライン排水用3m、4mフレキシブルホース（オス型継手：3m、メス型継手：4m） ・窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用） ・主蒸気逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用2.5mフレキシブルホース ・主蒸気逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用6mフレキシブルホース ・窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用） ・窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）～加圧器逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用4mフレキシブルホース入口接続口 ・窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）～加圧器逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用3.5mフレキシブルホース入口接続口 ・窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）～加圧器逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用2.5mフレキシブルホース入口接続口 ・加圧器逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用4mフレキシブルホース ・加圧器逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用3.5mフレキシブルホース ・加圧器逃がし弁用制御用空気ライン窒素供給用2.5mフレキシブルホース ・窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用） ・アニュラス空気浄化ファン弁用制御用空気ライン窒素供給用5mフレキシブルホース ・アニュラス空気浄化ファン弁用制御用空気ライン窒素供給用6mフレキシブルホース ・窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用） ・事故時試料採取設備弁用制御用空気ライン窒素供給用1mフレキシブルホース ・事故時試料採取設備弁用制御用空気ライン窒素供給用3mフレキシブルホース ・復水タンクー燃料取替用水タンクタイラインディスタンスピース通水用（燃料取替用水タンク側） ・復水ピットー燃料取替用水ピットタイラインディスタンスピース通水用（燃料取替用水ピット側） ・B充てんポンプ自己冷却ライン入口側ディスタンスピース通水用 ・B充てんポンプ自己冷却ライン出口側ディスタンスピース通水用 ・B格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン入口側ディスタンスピース通水用

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

担当課		巡視点検設備名
保修第二課	原子炉係	・B格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン出口側ディスタンスピース通水用 ・移動式大容量ポンプ車による海水直接注入ラインディスタンスピース通水用 ・静的触媒式水素再結合装置 ・燃料油貯蔵タンク ・タンクローリ ・タンクローリ給油ライン接続用19.5mホース ・タンクローリ給油ライン接続用4mホース ・燃料補給用手動ポンプ（ホース付） ・火山灰混入防止用給油口カバー ・排煙設備（中央制御室） ・可搬式の排風機 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ出口ラインS/G注入用10mホース（出入口接続用、中間接続用） ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用10mホース（復水タンク（ピット）接続用） ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用7mホース（復水タンク（ピット）接続用） ・可搬型ディーゼル注入ポンプ入口ライン給水用5mホース（復水タンク（ピット）接続用） ・エキスパンションジョイント（恒設配管接続用） ・小型放水砲 ・エンジンポンプ ・吸水用ホース（φ75mm×10mm） ・送水用ホース（φ65mm×20mm） ・吸水用ホース固縛用ロープ（15m） ・送水用ホース固縛用ロープ（2m） ・可搬型ディーゼル注入ポンプ用火山灰フィルタコンテナ ・火山灰フィルタコンテナ接続用アタッチメント ・火山灰フィルタコンテナ接続用アタッチメント（予備） ・火山灰フィルタコンテナ閉止用アタッチメント ・火山灰フィルタコンテナ閉止用アタッチメント（予備） ・火山灰フィルタ接続ダクト ・火山灰フィルタ接続ダクト（予備） ・火山灰フィルタ（取替用予備） ・閉止板 ・ディーゼル発電機用火山灰フィルタコンテナ ・恒設接続管 ・恒設接続管（予備） ・火山灰フィルタ仮設接続ダクト ・火山灰フィルタ仮設接続ダクト（予備） ・D/G吸気消音器閉止板 ・特重施設を構成する設備
	汽機係	・ホイールローダ ・取水用水中ポンプ ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ ・復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ ・中間受槽 ・移動式大容量ポンプ車 ・放水砲 ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用50mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用20mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用10mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用5mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用3mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用2mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用1mホース ・移動式大容量ポンプ車出口ライン送水用0.5mホース ・移動式大容量ポンプ車入口ライン送水用20mホース ・移動式大容量ポンプ車入口ライン送水用10mホース ・移動式大容量ポンプ車入口ライン送水用5mホース ・給水ライン送水用40mホース ・水中ポンプ用発電機

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

担当課		巡視点検設備名	
保修第二課	電気係	・電気式水素燃焼装置 ・中容量発電機車 ・高圧発電機車 ・号炉間電力融通電路 ・予備ケーブル（号炉間電力融通用） ・直流電源用発電機 ・可搬型直流変換器 ・変圧器車 ・可搬型分電盤 ・可搬型バッテリ（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）	
	制御係	・使用済燃料ピット水位（広域） ・使用済燃料ピット水位（広域）フレキシブルホース15m ・使用済燃料ピット水位（広域）フレキシブルホース8m ・使用済燃料ピット水位（広域）フレキシブルホース6m ・使用済燃料ピット水位（広域）フレキシブルホース3m ・使用済燃料ピット水位（広域）エアパージセット（フレキシブルホース含む。） ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム ・モニタリングステーション（PS-1） ・モニタリングポスト（PC-1）（PC-2） ・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA） ・可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)データロガー ・可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)データコレクタ ・可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用） ・使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（中間レンジ）（高レンジ） ・使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）用変換器 ・使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（高レンジ）用可搬型RMS計測装置 ・使用済燃料ピット周辺線量率可搬型記録計 ・格納容器水素濃度 ・可搬型計測器 ・携帯型有線通話装置 ・可搬型バッテリ（NIS・RMS用） ・電磁弁分電盤 ・ロープ式水位計 ・可搬型バッテリ（可搬型RMS計測装置用）	
土木建築課	土木係	非常用取水設備	・取水口 ・取水管路 ・取水ピット
		海水管ダクト	・海水管ダクト ・取水ピット搬入口蓋 ・海水管ダクト竪坑部蓋
		燃料油貯油そう	・燃料油貯油そう基礎
		燃料油貯蔵タンク	・燃料油貯蔵タンク基礎
		海水ポンプエリア （浸水防護施設）	・海水ポンプエリア防護壁 ・3S、4S海水ポンプエリア水密扉
			・3AB、3CD海水ポンプエリア水密扉 ・4AB、4CD海水ポンプエリア水密扉
		原子炉周辺建屋コンクリート版	・原子炉周辺建屋コンクリート版
		特重施設を構成する構築物	

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

担当課		巡視点検設備名	
土木建築課	建築係	原子炉格納容器	・3、4号機 原子炉格納容器本体
		原子炉補助建屋	・3、4号機 原子炉補助建屋本体 ・水密扉 3A～3L ・堰 3A～3M ・管理区域外伝ぱ防止堰 3A～3L ・防火扉※ ・中央制御室排気塔入口扉 ・蓄電池室（安全系）排気塔入口扉 ・堰 4A-1、4A-2
		原子炉周辺建屋	・3、4号機 原子炉建屋本体 ・水密扉 3A～3H、4A～4M ・堰 3A～3D、3E-1～3E-4、4A～4O ・管理区域外伝ぱ防止堰 3A～3E、4A～4I ・防火扉※ ・ディーゼル発電機室水密扉 ・ディーゼル発電機室給気塔入口扉
		燃料取替用水タンク建屋	・燃料取替用水タンク建屋本体
		タービン建屋	・タービン建屋本体
		廃棄物処理建屋	・廃棄物処理建屋本体
		タンクローリ車庫	・タンクローリ車庫本体（入口扉含む。） ・タンクローリ車庫防護鋼板
		第1重大事故等対処設備保管庫	・第1重大事故等対処設備保管庫本体（入口扉含む。）
		第2重大事故等対処設備保管庫	・第2重大事故等対処設備保管庫本体（入口扉含む。）
		第3重大事故等対処設備保管庫	・第3重大事故等対処設備保管庫本体（入口扉含む。）
		モニタリングポスト	・モニタリングポスト局舎本体（PC-1、PC-2）
		モニタリングステーション	・モニタリングステーション局舎本体（PS-1）
		蒸気発生器保管庫	・蒸気発生器保管庫本体
		1-固体廃棄物貯蔵庫	・1-固体廃棄物貯蔵庫本体
		2-固体廃棄物貯蔵庫	・2-固体廃棄物貯蔵庫本体
		3-固体廃棄物貯蔵庫	・3-固体廃棄物貯蔵庫本体
		4-固体廃棄物貯蔵庫	・4-固体廃棄物貯蔵庫本体
		雑固体溶融処理建屋	・雑固体溶融処理建屋本体
		雑固体焼却炉建屋	・雑固体焼却炉建屋本体
		代替緊急時対策所	・代替緊急時対策所本体
		待機所	・待機所本体
		特重施設を構成する建物	・特重施設を構成する建物本体 ・特重施設を構成する構築物
発電第二課		・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・可搬型照明（SA） ・携帯型通話装置（携帯型有線通話装置）	

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

第2.2.1.2-7表　主要な定期試験

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

第2.2.1.2-8表　運転操作に関する主要な制限等

運転上の制限があるパラメータ
・原子炉熱出力 ・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 ・軸方向中性子束出力偏差 ・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 ・化学体積制御系（ほう酸濃縮機能） 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 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の制限がある主要な機器・設備
・制御棒駆動設備 ・化学体積制御設備（ほう酸濃縮機能） ・非常用炉心冷却設備（高圧注入系） （低圧注入系） ・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） （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（非常用高圧母線） （非常用低圧母線） （非常用直流母線） （非常用計装用母線）

第2.2.1.2-9表　発電第二課員の主な教育・訓練内容（1/4）

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

第2.2.1.2-9表　発電第二課員の主な教育・訓練内容（2/4）

研修区分	教育・訓練名	対象者	教育・訓練内容
原子力訓練センター	運転訓練導入コース	新入社員 技術系社員	プラントの安全性及び運転員、技術系社員として必要なプラント全般の基礎知識を習得する。 ・運転操作の基礎知識 ・プラント設備及び系統構成 ・起動・停止の基本操作 ・プラント特性学習 ・プラントトリップ体感
	運転訓練スタンダードコース	原子炉運転員 タービン・電気運転員 原子炉運転員教育訓練員 タービン・電気運転員教育訓練員	原子炉運転員、タービン・電気運転員については、プラントの起動停止、異常時の運転技術・技能の維持向上を図る。 原子炉運転員教育訓練員、タービン・電気運転員教育訓練員については、正直員になるために必要な知識及び運転技術・技能について基礎から応用に至るまでを体系的に習得する。 ・起動・停止操作訓練 ・異常時措置訓練 ・警報発生時対応訓練
	運転訓練テクニカルコース	当直課長 当直副長 当直主任 原子炉運転員 タービン・電気運転員	当直課長、当直副長、当直主任については、監督者としての役割、判断能力、指揮命令能力の一層の向上を図る。 原子炉運転員、タービン・電気運転員については、現在身に付けている運転技術・技能の再確認と維持向上を図る。 ・起動・停止操作訓練 ・異常時措置訓練 ・警報発生時の対応・判断 ・指揮命令訓練
	運転訓練ファミリーコース	運転員 特重施設要員	チームとしての運転技術・技能の維持向上とチームワークの強化を図る。 ・運転操作の際の連携訓練 ・異常時措置訓練・指揮 ・指揮命令訓練

第2.2.1.2-9表　発電第二課員の主な教育・訓練内容（3/4）

研修区分	教育・訓練名		対象者	教育・訓練内容
技術研修	緊急処置訓練		運転員	・各種事故、故障、異常時処置対応 ・各種緊急時における処置訓練（模擬操作訓練、シミュレータ訓練） ・模擬操作訓練結果の反省と今後の検討 （蒸気発生器細管漏洩、1次冷却材喪失、外部電源喪失等）
	保安規定研修		運転員	・発電用原子炉施設の運転に関することのうち、原子炉物理・臨界管理、運転管理、巡視点検・定期試験及び施設管理並びに核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関することのうち、放射性廃棄物管理及び燃料管理に関する事項
			運転員以外	・発電用原子炉施設の運転に関することのうち、運転管理及び施設管理並びに核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関することのうち、放射性廃棄物管理及び燃料管理に関する事項
			特重施設要員	・発電用原子炉施設の運転に関することのうち、原子炉物理・臨界管理、運転管理、巡視点検・定期試験及び施設管理に関する事項
	運転員教育	原子炉運転員教育	原子炉運転員教育訓練員	・原子炉設備の構造、特性及びその取扱要領 ・原子炉物理の基礎及び原子炉運転諸計算 ・起動・停止時、通常時及び緊急時操作要領 ・原子炉運用管理上の諸制限事項等
		タービン電気運転員教育	タービン・電気運転員教育訓練員	・タービン・発電機設備の構造、特性及びその取扱要領 ・起動・停止時、通常時及び緊急時操作要領 ・アクセス設備の系統連携に伴う給電運用申合せ書等、系統運用上の諸要領等
		1次系巡視員教育	1次系巡視員教育訓練員	・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	・2次系各種ポンプ、熱交換器、開閉所設備等の構造、特性及びその取扱要領 ・起動・停止時、通常時及び緊急時操作要領

第2.2.1.2-9表　発電第二課員の主な教育・訓練内容（4/4）

研修区分	教育・訓練名	対象者	教育・訓練内容
技術研修	重大事故等対策要員（運転対応要員）に係る教育	重大事故等対策要員（運転対応要員）教育訓練員	・重大事故等対策要員（運転対応要員）が対応する対応手段を確実に実施できるための手順書の理解及び現場把握に関すること。
	特重施設要員に係る教育	特重施設要員教育訓練員	・特重施設要員が対応する対応手段を確実に実施できるための手順書の理解及び現場把握を行う。 ・特重施設の各種ポンプ、設備の取扱要領
	事故防止管理教育	運転員	・国内外プラントトラブル処理の検討 ・防災体制、防災管理のあり方
	作業時操作訓練	運転員のうち当直、教育班、管理班	・機器保修作業時の隔離復旧操作要領 ・操作伝票の作成及び使用要領 ・諸連絡、指示及び操作の現場模擬訓練
	直（班）内教育	発電第二課員	・品証活動、規定基準類の制定改廃等業務の遂行に必要な教育 ・予算、調達、委託管理等業務の遂行に必要な教育 ・定期事業者検査に伴う業務の遂行に必要な教育 ・その他発電第二課長が必要と認めた事項の周知又は教育
	管理監督者教育	当直課長 当直副長 当直主任	・保安規定、法規、指針 ・監督者の役割 ・指揮監督能力の向上 ・業務運営管理のあり方
	定期事業者検査に係る教育	検査要領書に定めた体制表に該当する各担当者及び各助勢者	・定期事業者検査の検査目的、検査対象範囲、判定基準、検査体制、検査手順、不適合管理等

第 2.2.1.2-10 表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（運転管理に係るもの）（1/8）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
4.2.3	文書の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） C/Vキャナル水抜き中のFH/Bキャナル水抜きの系統構成 （概要） 玄海4号機第15回定期事業者検査に伴うC/Vキャナル水抜き中、次の作業であるFH/Bキャナル水抜きの系統構成を実施した。4V-RF-010（燃料取替用水ピット循環ライン止弁（C/Vキャナル水抜きに使用している弁））を閉弁しようとして閉操作を行っていたところ、流体音の変化に気付いたため操作を中断（50%程度閉弁）し、中央制御室へ連絡した。連絡を受け中央操作員はC/Vドレンポンプが4V-RF-010の閉操作により閉塞気味になっていることに気付き同ポンプを停止し、C/Vキャナル水抜きを一時中断した。 （原因） (1) 打合せ連絡メモに、C/Vキャナル水抜きとFH/Bキャナル水抜きが重複してはいけない理由についての明確な記載がなかった。 (2) 原子炉運転員が可能な作業は前倒ししようという意識が強すぎ、操作が重複してはいけない理由まで深堀りしなかった。 (3) 当直課長、当直主任及び原子炉運転員とのコミュニケーション不足があった。（当直課長、当直主任は4V-RF-010がC/Vキャナル水抜きとFH/Bキャナル水抜きに重複することは理解していたものの、原子炉運転員に注意点として伝達しなかった。原子炉運転員も当直課長、当直主任に水抜き準備はどこまで実施すべきか問いかけなかった。） （是正状況） (1) 打合せ連絡メモに、C/Vキャナル水抜きとFH/Bキャナル水抜き系統は重複しており、C/Vキャナル水抜きが完了しないと、FH/Bキャナル水抜きの系統構成ができないことを明確に記載した。 (2) 系統構成が重複する操作において、同時に系統構成を実施しないよう「運転基準（3,4号）」の改正を実施した。 (3) 多忙なときほど、立ち止まって考える、気付きがあればすぐに相談することの重要性について、課内ミーティングの場で周知した。 (4) 次回定期事業者検査工程表（玄海3号機第17回及び玄海4号機第16回）について、C/Vキャナル水抜きが完了しないと、FH/Bキャナル水抜きに移行できないように、クリティカルパスを追記した。 (5) プレジョブ・ブリーフィング（以下「PJB」という。）シートに、実施する操作が与える他系統への影響に関する確認事項を追記した。	「文書の管理」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発、類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	無

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）（2/8）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2021年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 「原子炉補助盤安全系補機中央操作不能」警報発信 （概要） パトロール中に巡視員が教育者（新入社員）に対して、中央制御室外原子炉停止盤制御器の教育をしながらD主蒸気逃がし弁制御器を指差ししたところ、誤って「L（ローカル）」ボタンに手が触れ、「L（ローカル）」に切り替わった。その後、直ちに「R（リモート）」ボタンを押し、元の状態に復帰させた。その際、中央制御室原子炉補助盤に「原子炉補助盤安全系補機中央操作不能」の警報が発信（1秒間）した。警報復帰後、当直主任によって中央制御室外原子炉停止盤の状況が通常状態であることを確認した。 なお、D主蒸気逃がし弁操作位置切替スイッチは「中央」位置であり、本事象によるD主蒸気逃がし弁の弁状態に変化はなく、プラントへの影響はなかった。 （原因） 習慣的に対象物を触って指差呼称していた。 （是正状況） （1）玄海3、4号機の中央制御室外原子炉停止盤内のすべてのリモート／ローカル切替スイッチ付手動操作器に接触防止用カバーを取り付けた。 （2）運転員に対し、指差呼称時は対象物に接触しない距離をとるなどの基本事項の周知を行った。	「個別業務の管理」に係る6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、類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	無

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）（3/8）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 屋外（WD/B及びWM/B）の水噴霧消火設備の水漏れ （概要） 屋外巡視を実施した際、WD/B及びWM/Bの水噴霧消火設備のうち、一斉開放弁の小口径配管の凍結及び一部フランジからのリークを確認した。 （原因） 設備設計時に、保温材等の凍結防止対策について不要と整理しており、発電第二課の業務要領に定める「凍結防止対策チェックシート」に当該設備の記載がなく、凍結防止対策がなされていなかった。そのため、寒波の影響により、外気温度が-4℃程度まで低下した際に、一斉開放弁の小口径配管及び消火用水配管内の水が凍結し、体積が膨張し、ガスケットが破損したと考えられる。 （是正状況） (1) 新規制基準対応で新規に設置した屋外の消火用水配管については、発電第二課の業務要領「発電第二課文書及び記録の管理要領」に定める「凍結防止対策チェックシート」の対象に追加し、ドレン弁を開弁し、水を流すことで凍結防止を実施する運用とした。 (2) 新規制基準対応で新規に設置した屋外の消火設備の弁のうち、凍結の可能性が高い、小体積の内部水がある弁については、弁を保温材にて保温し凍結防止対策を実施した。	前のページと同じ	無

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）（4/8）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2023年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 玄海3号機「1次系制御盤・1次系シーケンス盤入出力注意」警報発信 （概要） 補機計画整備のため3A・3B格納容器給排気ファンを停止し、電源を切（遮断器引出し）として玄海3号機C/V給排気系計装品点検を実施していた。点検後の復旧のため、遮断器を「押込み位置」とし電源を「入」として3B格納容器排気ファンを起動したところ同ファンが起動せず「1次系制御盤・1次系シーケンス盤入出力注意」警報（3B格納容器排気ファンアンサーバックエラー）が発信した。 現場を確認したところ、3B格納容器排気ファンの電源（3B2パワーセンタ）の遮断器は遮断器下部位置表示の接続位置まで挿入されていたものの、遮断器のインターロックレバーが「インターロック鎖錠解除」位置まで完全に戻りきっていないことを確認したため、再度遮断器の押込み操作を行い同ファンを起動した。また、他の3台の遮断器の押込み状態に異常がないことを確認した。 なお、警報は発信したものの3B格納容器排気ファン本体への影響はなく、同ファン起動後運転状態に異常がないことを確認した。 （原因） (1) 操作者である運転員の経験不足 訓練センターでの操作経験はあったが、遮断器の操作経験は正直運転員になってからはなかった。 (2) 確認者である運転員の焦り 当該遮断器が押込み位置であることの確認について、接続位置まで押し込まれていることを確認したが、遮断器操作ハンドルを引き抜いたときのレバーが下りる音のみでレバーが「インターロック鎖錠解除」位置まで戻ったと思い込み、レバーが「インターロック鎖錠解除」位置であることの確認を怠った。 （是正状況） (1)「発電第二課教育訓練要領」に直班内教育時に遮断器操作訓練を年1回以上実施することを追記した。 (2) 焦りや緊張等、精神的な面がヒューマンエラー（ダブルチェック不足）につながることを周知した。 (3) タービン電気室に遮断器操作写真集を配備した。 (4) 発電第二課員に遮断器操作写真集データを共有し、配付した。	前のページと同じ	無

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）（5/8）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2023年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 3B使用済燃料ピット脱塩塔樹脂排出不良 （概要） 3B使用済燃料ピット脱塩塔の樹脂排出のため、「運転基準（3,4号）」に従い排出操作を行ったところ、樹脂の排出不良が発生したため樹脂排出操作を停止した。 （原因） 以前実施した玄海3号機冷却材陽イオン脱塩塔の樹脂取替の際に、同脱塩塔の樹脂排出弁が完全に閉止されていなかったことで、玄海3号機冷却材陽イオン脱塩塔の樹脂が排出配管集合部にたまっていたため、樹脂詰まりを起こし3B使用済燃料ピット脱塩塔の排出不良が発生したと推定される。 (1)巡視員が操作した排出弁（エクステンション弁）の回転数を把握していなかったため、閉弁時に中途開の状態になっていた。 (2)巡視員が操作した排出弁について、別の巡視員に閉弁のダブルチェックを依頼したものの、固いと感じたことを主任及びオペレータに情報共有しなかった。なお、排出弁は分解点検したところ、弁駆動部に部分的な固着が見られた。 （是正状況） (1)「運転基準（3,4号）」にエクステンション弁である場合、当該弁がエクステンション弁であること及び操作した回転数を確認する旨記載した。 (2)操作前のPJBでは洗い出せなかった事柄に対しても、現場操作中に疑問点が生じた場合は、そのままにせず、一旦作業をストップして問題提起することが重要であることを再周知した。 (3)「発電第二課状態表示管理要領」にエクステンション弁の回転数一覧表を作成した。	前のページと同じ	無

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）（6/8）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2023年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 洗浄排水処理装置冷却操作時における安全弁動作 （概要） 起動中の洗浄排水処理装置のコンデンサ水位制御が不安定になり、「LD漏水水位高」警報が発信し自動停止した。現場停止状態に異常はなかった。 停止後の洗浄排水処理装置の蒸発器内温度が103℃あり、点検に支障があると考えたため、洗浄排水処理装置の冷却運転を実施した。 冷却開始後、加熱器温度制御弁TCV-7411が開となったことから蒸発器の圧力が上昇し、蒸留水側であるコンデンサ安全弁が動作したため、直ちに洗浄排水処理装置を手動停止した。 （原因） (1)「運転基準（3,4号）」警報処置編「LD漏水水位高」では停止確認のみの記載であった。また、警報処置編には冷却操作を実施してはならないことの記載はなかった。 (2) 自動停止状態から冷却運転をした経験はなかったが、ブロック線図を確認して対応すれば大丈夫と思い込んだ。ブロック線図の冷却操作に係る装置全体のインターロックは確認したものの、結果的に冷却操作時に動作する弁の確認不足があったまま、冷却操作を実施した。 （是正状況） (1)「運転基準（3,4号）」警報処置編「LD漏水水位高」に冷却運転を実施しないことを追記した。併せて、洗浄排水処理装置の各制御器不調時の対応における洗浄排水処理装置の停止についても冷却運転を実施しないことを追記した。また、廃液蒸発装置やほう酸回収装置の制御器不調時の対応におけるこれら装置の停止にも冷却運転を実施しないことを追記した。 (2) 今回の事象を題材に、運転員は「運転基準（3,4号）」で対応できない場合、直ちに当直課長へ報告すること、及び操作を行う前は、装置本体に限らず関連する弁や補機等についてもインターロックやシーケンスを用いて確認するなど、「運転基準（3,4号）」総括編に記載されている「一般心得」の意味や背景、重要度について再度課員へ周知した。	前のページと同じ	無

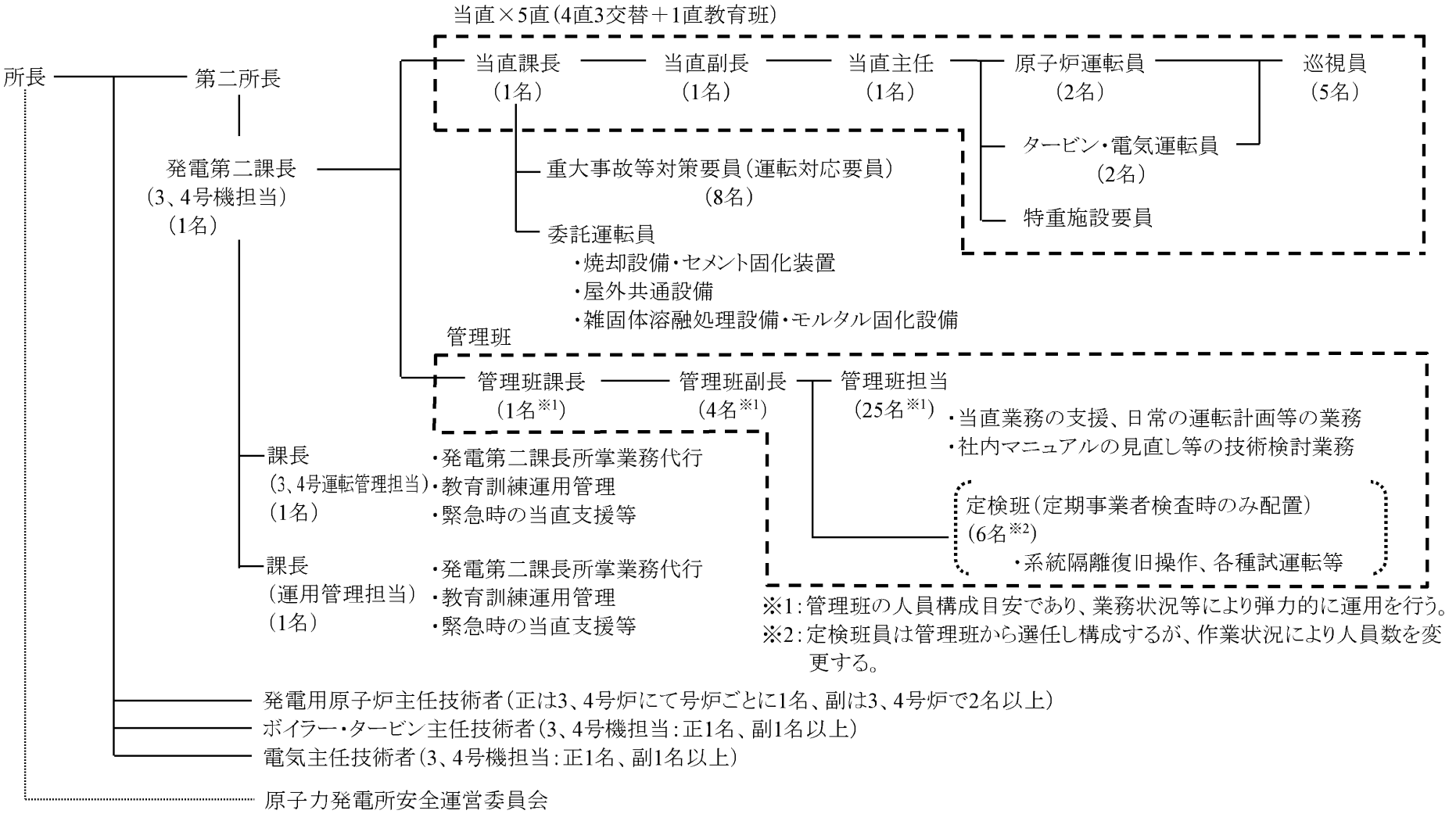
第 2.2.1.2-10 表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（運転管理に係るもの）（7/8）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2023年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 加圧器安全弁取外し作業時の作業員への水滴の付着 （概要） RCS水抜き中（加圧器水位50％保持、加圧器逃がしタンク窒素補給ラインからN2圧力制御弁3PCV-563を0.005MPaに設定して加圧中の状態）、加圧器安全弁1次側フランジ取外し中に、水滴が飛び、当社社員及び作業員に付着した。 （原因）発電第二課 (1)「運転基準（3,4号）」では、加圧器N2供給停止、大気開放についての記載が加圧器水位50％到達直後なのか、RCS水抜き再開後なのか運転員によって異なる解釈がされる状態にあり、記載の意図としては加圧器水位50％到達直後に行うべきところを、今回はRCS水抜き再開後と判断してしまった。 (2)運転員は加圧器が0.005MPaでN2加圧されている状態であるにも関わらず、保修第二課に加圧器安全弁取外しの許可を与えた。これは加圧器安全弁取外し作業を実施するに当たって、保修第二課側でグリーンハウスを設置し、周囲の換気や現場養生がなされているとの思い込みがあったことによる。このため、加圧器にN2供給された状態でも、加圧器安全弁取外し作業を行うことは問題ないか保修第二課に問い合わせる等、現場作業への安全の配慮が不足していた。 （原因）保修第二課 加圧器頂部がN2供給された状態及び大気開放されていない状態で、加圧器安全弁取外し作業を実施した。1、2台目の加圧器安全弁は問題なく取り外せたが、3台目の加圧器安全弁を取り外した際に、水滴が飛んで作業員に付着した。また、その発生要因が明確になっていないにも関わらず、1、2台目の加圧器安全弁に取り付けた仮蓋の取外し作業を行い、水滴が飛んで作業員に付着した。 発生要因が明確になっていないにも関わらず、1、2台目の加圧器安全弁に取り付けた仮蓋の取外し作業を行った原因は以下のとおり。 (1)相手は自分と違う認識かもしれないという配慮が不足しており、保修第二課の管理職は保修第二課員へ作業中断指示を出す際に、対象弁が3弁すべてであることを明確に発言しなかった。また、同様に、保修第二課員は管理職に作業中断の対象弁の確認をしなかった。 (2)現場周辺のデジタル無線ページング装置（以下「DRPS」という。）の電波が悪く、連絡が取りづらかったため、保修第二課管理職と保修第二課員との間で十分な連絡を取ることができず、連絡要員を派遣したが、派遣するのが遅れた。	前のページと同じ	無

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）（8/8）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
		（続き） （是正状況）発電第二課 (1)「運転基準（3,4号）」を改正し、加圧器N2供給停止、大気開放に係る操作順序の見直し、加圧器安全弁取外しに係る注意事項を明確化した。 (2)現場作業への安全の配慮が不足した場合の影響等について、課員全員に対して教育を行った。 (3)「発電第二課教育訓練要領」を改正し、毎年12月に「作業側に対してその隔離が不十分であれば作業員の安全を守れないことにつながる」「作業主管課の作業内容の理解の大事さ」について繰り返し教育することとした。 (4)加圧器安全弁分解点検の操作伝票名称の最適化を行った。（「加圧器逃がしタンク大気開放及び加圧器安全弁ループシール部水抜き」に変更） （是正状況）保修第二課 (1)以下の教育を行った。 ・不具合事象に対応する際は、最初に連絡体制を確立すること、特にC/Vオペフロ以上はDRPSでの通信がしづらいので、DRPSを確実に受信できるエリア、ページング装置の設置箇所、保安電話の設置箇所、有線通話装置の設置箇所を平面図に落としマップを作成する。C/Vオペフロ以上での不具合事象に対応する際は、このマップを確認し、必要に応じて連絡要員を派遣した上で、管理職と現場の保修第二課員との連絡体制を、最初に確立する。 ・相手は自分と違う認識かもしれないと配慮し、管理職が指示を出す際、担当者が指示を受ける際は対象を明確にすること。 (2)加圧器のように、容器内に水が残っており、かつその水位が変動するおそれがある場合は、万が一大気開放されていなければ気相部の圧力が変動して、開放時に内圧がかかり水滴飛散のおそれがある。作業員への水滴付着をより確実に防止するため弁メーカの「標準作業手順書」を改訂し、加圧器安全弁取外し時には開放箇所のビニール養生を実施するよう記載した。 (3)是正結果の教育に併せ、不具合事象の対応に伴い、作業が中断した後、作業を再開して次のステップに移行する際は、管理職に連絡するよう、保修第二課員へ教育を行った。		

（2024年2月29日現在）



注：（ ）内は、3、4号機における人数を示す。

第2.2.1.2-1図　運転管理に係る組織・体制

○勤務体制（70日サイクル：当直7サイクル＋教育班14日）

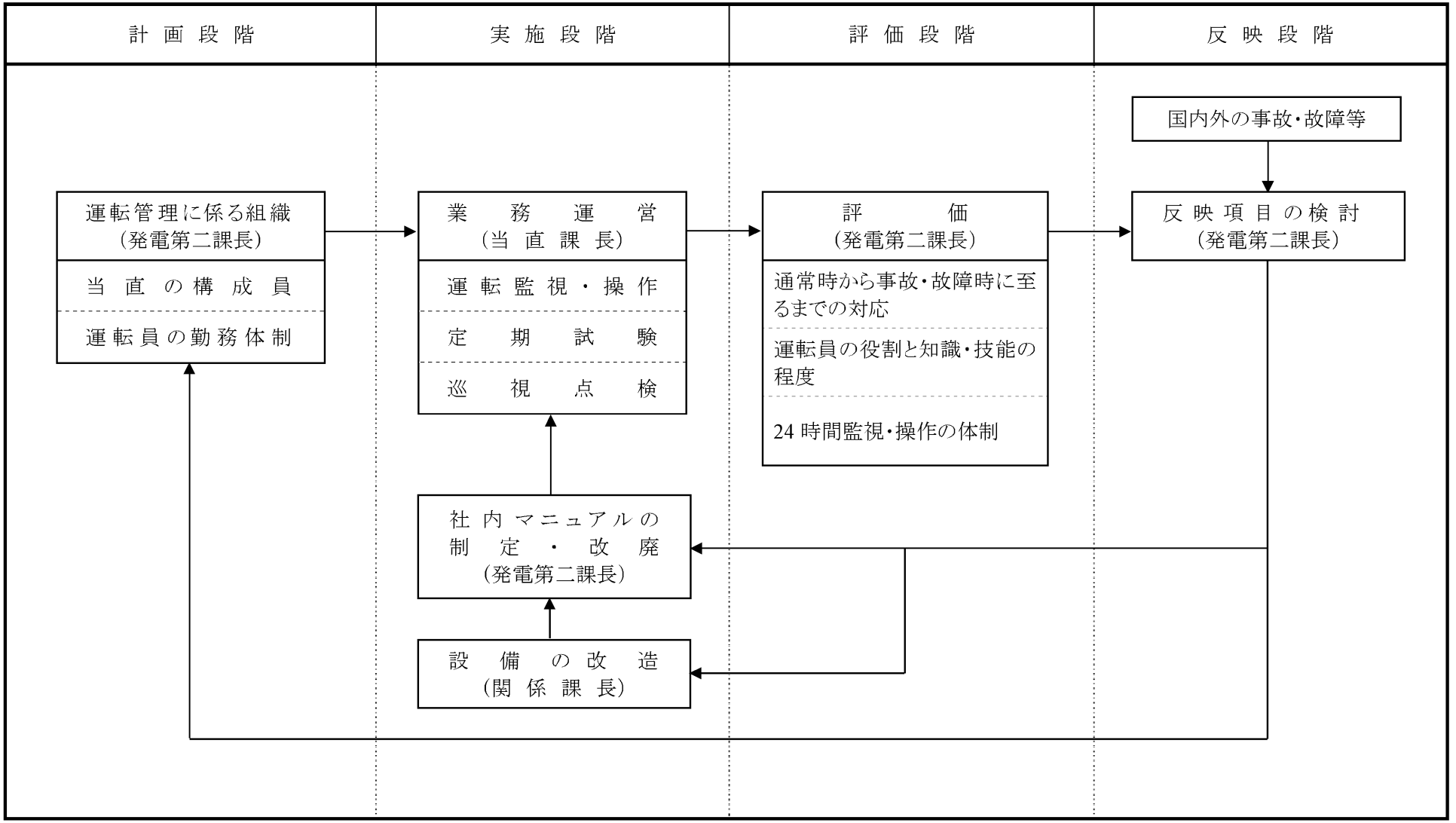
当　直 （8日サイクル×7回）	教育班 （14日）	当　直 （8日サイクル×7回）	教育班 （14日）	当　直 （8日サイクル×7回）	教育班 （14日）

○当直勤務体制

直＼日	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

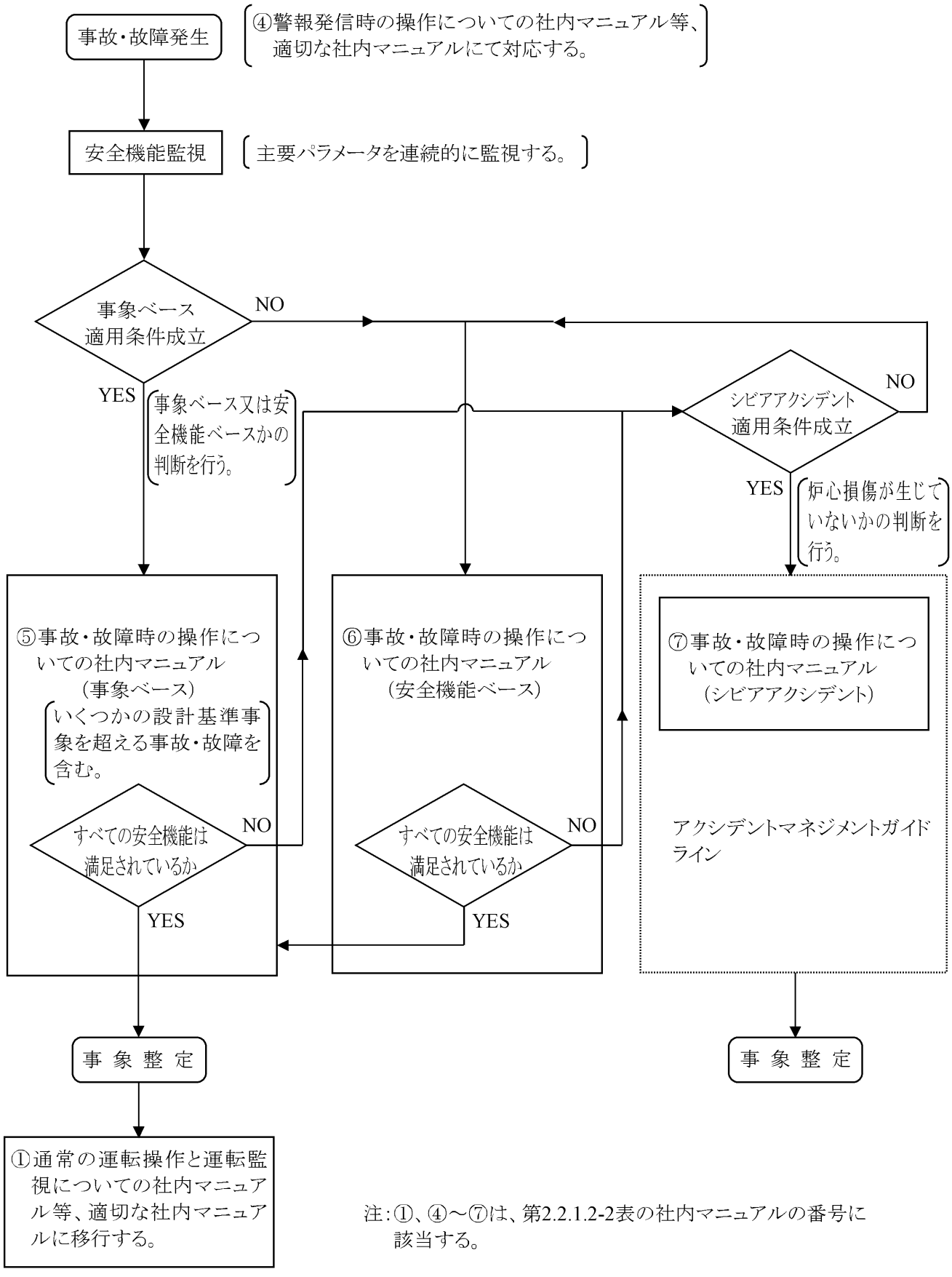
1直：8:00～16:20
2直:16:00～22:20
3直:22:00～ 8:20
1/2直：8:00～22:20
明:夜勤明け
休:休み
K:教育班

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

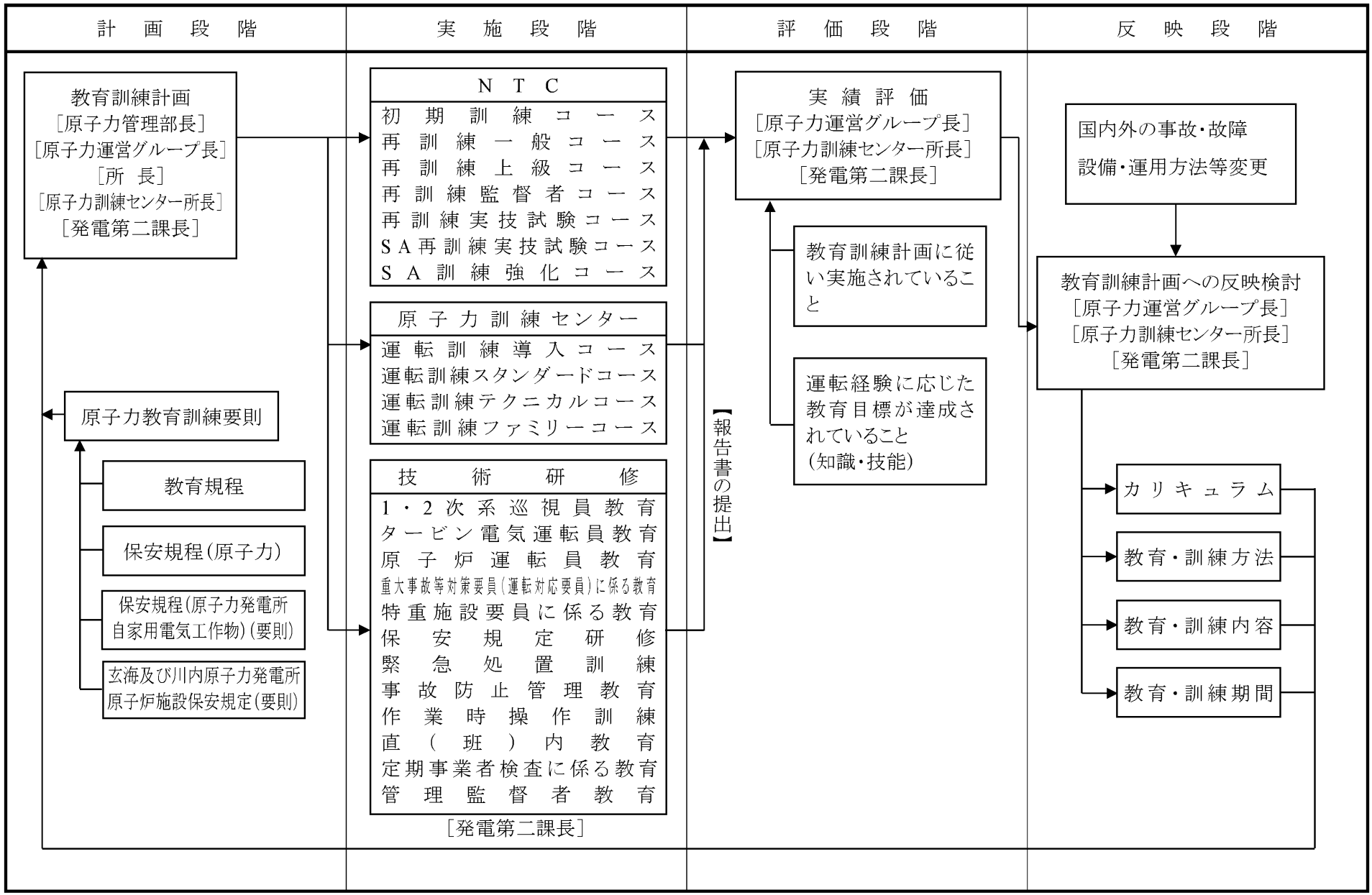


注：①、④～⑦は、第2.2.1.2-2表の社内マニュアルの番号に該当する。

第2.2.1.2-4図　事故・故障時の対応についての社内マニュアルの体系

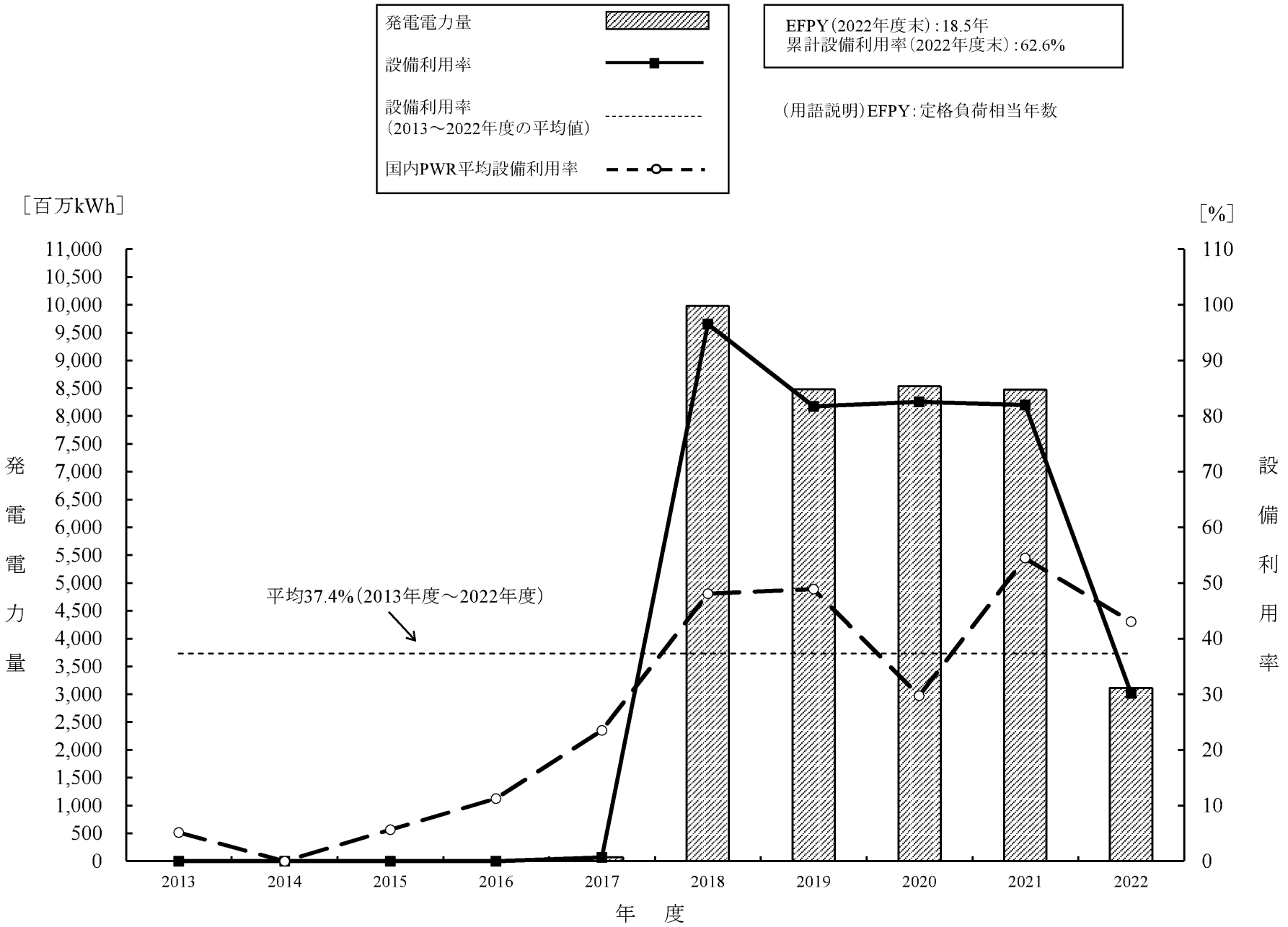


第2.2.1.2-5図　運転員の養成計画及び体系



注:［ ］内は、主管を示す。

第2.2.1.2-6図　運転員の教育・訓練に係る運用管理フロー



第2.2.1.2-7図　設備利用率・発電電力量

2.2.1.3 施設管理

（1） 目的

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

（2） 施設管理に係る仕組み及び改善状況

a. 施設管理に係る組織・体制

（a） 施設管理に係る組織・体制の概要

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

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

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

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

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

（b） 施設管理に係る組織・体制の改善状況

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

b. 施設管理に係る社内マニュアル

（a） 施設管理に係る社内マニュアルの概要

施設管理については、設備の健全性を確保し、信頼性を維持向上させ

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

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

イ　施設管理に関する要求事項

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

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

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

ロ　施設管理の実施方針・目標

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

ハ　保全プログラムの策定

所長又は各課長は、施設管理目標を達成するための具体的な保全プログラムを策定する。また、施設管理の有効性評価の結果及び特別な保

全計画の策定が必要となった状態を踏まえて必要に応じ見直しを行う。

（イ） 保全の対象範囲の策定

原子力施設の中から、保全の対象範囲を策定する。

（ロ） 施設管理の重要度の設定

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

（ハ） 保全活動管理指標の設定及び監視

I 保全活動管理指標の設定

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

II 保全活動管理指標の監視

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

（ニ） 保全計画の策定

保全の対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。

- 点検計画
- 設計及び工事の計画
- 特別な保全計画

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

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

I 点検計画の策定

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

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

II 設計及び工事の計画の策定

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

III 特別な保全計画の策定

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

（ホ） 保全の実施

保全を実施するに当たっては、あらかじめ定めた保全計画に従い、保全を実施する。主な内容を以下に示す。

・ 予算措置

・ 工程及び仕様等の策定

・ 許認可等の官庁申請・届出手続き

・ 作業管理

・ 保全の結果の記録

（へ） 保全の結果の確認・評価

I 保全の結果の確認・評価

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

II 点検手入れ前状態データを採取する機器の取扱い

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

III 検査の実施

当社が受検あるいは実施する検査を以下に示す。

・ 定期事業者検査

・ 使用前事業者検査

・ その他の官庁検査

・ 社内検査

IV 設計管理に基づく妥当性の確認

設計管理事項の妥当性確認等を行う。

（ト） 不適合管理

不適合が確認された場合には、社内マニュアルに従い管理する。

（チ） 保全の有効性評価

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

なお、保全の有効性評価は以下の情報を適切に組み合わせて行う。

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

（リ） 施設管理の有効性評価

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

（ヌ） 構成管理

施設管理を通じ以下の要素間の均衡（整合）を維持する。

- 設計要件
- 施設構成情報
- 物理的構成

ニ　プラント運転中における施設管理

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

ホ　定期事業者検査中における施設管理

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

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

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

（イ）　分解・開放点検

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

（ロ）　非破壊試験

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

（ハ） 漏えい試験

機器・設備の組立復旧後、内部に圧力を加え、漏えいの有無を確認する。

（ニ） 外観点検

機器・設備の外観を目視点検し、異常の有無を確認する。

（ホ） 機能・性能試験

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

（ヘ） 特性試験

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

（ト） 総合性能試験

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

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

特に、設備や機器の長期的な使用によって発生する経年劣化に対し

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

ヘ　国内外の運転経験等の反映

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

(b)　施設管理に係る社内マニュアルの改善状況

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

イ　玄海3号機不適切な点検計画表の管理による3B安全補機室冷却ユニット定期事業者検査実施時期の超過に係る社内マニュアルの改正

点検計画表において、3B安全補機室冷却ユニットに対する定期事業者検査の点検頻度が2保全サイクルとなっているにも関わらず、定められた点検頻度で実施していなかったことを定期事業者検査に係る原子力規制検査で指摘された。

本事象については、2保全サイクルとして点検計画表の第14保全サイクルの欄に計画を「○」で表記していたが、表記していた「○」を意図せず誤って削除し、点検頻度と整合していない記載となったが、修正箇所と認識されなかったことから削除されたことに気付かないまま保全サイクルが進捗し、第16保全サイクルまで定期事業者検査が実施されず、結果として、

第13保全サイクルから第16保全サイクルまでの間、技術基準の適合確認がなされないまま運転を継続した。

本事象の対応として、2023年4月に社内マニュアルを改正し、長期点検計画表の管理者を設定し変更管理を行う、長期点検計画表改訂時には前回改訂時からの変更点を抽出し改訂箇所以外に変更がないか確認を行う及び定期事業者検査終了後・補機計画整備工事終了後（年度ごと）の点検実績反映時に、すべての機器の点検計画が点検周期の範囲内であることの確認を行う運用とした。

この結果、点検計画が実施頻度内であること等、適切な計画となっていることを確認する認識が向上された。

ロ　非常用予備発電装置機能検査時の3A空調用冷凍機起動遅れに係る社内マニュアルの改正

非常用予備発電装置機能検査時に、3A空調用冷凍機のパワーセンタ遮断器2次ジャンクションや投入回路に使用されているリレー等各接点接触部における酸化被膜等による接触不良により3A空調用冷凍機の起動が遅れたことを受け、非常用予備発電装置機能検査（SI・BO）時に作動する重要な機器のパワーセンタ遮断器については、遮断器オーバーホール又は更新まで定検ごとに遮断器2次ジャンクション部の清掃及びグリス再塗布を実施するとともに、遮断器投入回路（2次ジャンクション含む。）の接点抵抗測定を実施することを、2023年度に「長期点検計画」及び「標準作業手順書」に反映した。

この結果、経年により生じた酸化被膜等によるリスク低減が図られた。

ハ　安全な玉掛け、吊り上げ作業に関する取組み

揚重作業時に、クレーン操作者と玉掛け合図者で、クレーン合図の認識違いが生じ、意図しないクレーン操作が起こると事故の発生につながるおそれがあるため、2023年度に社内マニュアルを改正し、作業前に作業責任者・クレーン運転士・合図者が合図を確認すること、合図が不明瞭な場合は作業を中止することを周知した。

また、発電所内の「揚重作業教育」において、作業前に合図を確認し、合図が不明瞭な場合は作業を中止することを教育内容に追加した。

この結果、クレーン操作者と玉掛け合図者の間での認識の違いが生じることによる労働災害発生のリスク低減が図られた。

ニ　安全上重要な設備近傍における足場設置の運用見直し等

地震等による仮設足場倒壊によって、多重性を持つ安全上重要な設備が同時に機能を喪失することを防止するため、仮設足場設置時の管理に関する社内マニュアルについて、2023年度に更なる運用充実を図った。

また、発電所管理層も含めた協力会社との共同パトロールによって仮設足場設置状況を確認し、潜在リスクを発見・除去した。

この結果、安全上重要な設備近傍に仮設足場を設置する際の影響防止対策の確認方法が更に充実するとともに、所員と協力会社の意識を向上させ、地震影響のリスク低減が図られた。

c. 施設管理に係る教育・訓練

（a） 施設管理に係る教育・訓練の概要

施設管理の教育・訓練に係る活動については、施設管理業務は幅広い

知識・技能を要求されるため、知識・技能の維持向上を目的として教育訓練計画に基づき、社内外の技術研修等により計画的に実施している。

各教育・訓練の内容を以下に示す。

イ 原子力訓練センターにおける教育・訓練

（イ） 保修訓練基礎コース

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

（ロ） 保修訓練保全コース

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

（ハ） 保修訓練専門コース

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

ロ 職場内教育

（イ） 課内における教育

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

（ロ） 定期事業者検査に係る教育

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

（ハ） 使用前事業者検査に係る教育

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

ハ 職場外教育

（イ） 保修技能研修

保修第二課員を対象に、職場内教育の補完として、1次系主要機器、2次系主要機器、ポンプ、計測制御設備及び電気設備に関して、専門的な知識及び保全技術の習得を図る教育を実施している。

（ロ） 品質管理研修

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

（ハ） 定期事業者検査に係る教育

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

（ニ） 使用前事業者検査に係る教育

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

(b) 施設管理に係る教育・訓練の改善状況

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 玄海3号機B安全補機室冷却ユニット定期事業者検査実施時期の超過に係る対応

点検計画表において、3B安全補機室冷却ユニットに対する定期事業者検査の点検頻度が2保全サイクルとなっているにも関わらず、定められた点検頻度で実施していなかったことを定期事業者検査に係る原子力規制検査で指摘された。

本事象については、2保全サイクルとして点検計画表の第14保全サイクルの欄に計画を「○」で表記していたが、表記していた「○」を意図せず誤って削除し、点検頻度と整合していない記載となったが、修正箇所と認識されなかったことから削除されたことに気付かないまま保全サイクルが進捗し、第16保全サイクルまで定期事業者検査が実施されず、結果として、第13保全サイクルから第16保全サイクルまでの間、技術基準の適合確認がなされないまま運転を継続した。

本事象の対応として、定期事業者検査全体教育の教育資料に当該事象に関する資料を追加した。

この結果、点検計画が実施頻度内であること等、適切な計画となって

いることを確認する認識が向上された。

ロ　原子力規制委員会への誤った報告に係る対応

第16保全サイクル開始時に原子力規制委員会へ報告された定期事業者検査報告書において、3B安全補機室冷却ユニットの定期事業者検査を第14保全サイクルに実施していないのに実施したとして報告していたことを定期事業者検査に係る原子力規制検査で指摘された。

本事象については、定期事業者検査報告書の作成担当者が、定期事業者検査の記録の確認を行うなどの実績の確認をせず、当該設備の定期事業者検査の点検頻度が2保全サイクルであることから、当該設備の定期事業者検査を実施していない第14保全サイクルに機械的に実績ありと表記した定期事業者検査報告書を作成し、原子力規制委員会に報告されていた。

本事象の対応として、2023年7月に、玄海3号機第16回定期事業者検査報告書（定期事業者検査開始時）「添付書類三　施設管理の実施に関する計画」のうち「参考資料1　玄海第3号機点検計画期間中における点検の実施状況等（第16保全サイクル）」作成時に、管理職のフォローが不十分であったため誤記があったことを保修第二課内に周知し、今後当該資料作成時には、担当者は長期点検計画表等のバック資料と突き合わせ確認をすること及び管理職は担当者がその確認を行うようフォローすることで、同様の事象が発生しないよう、業務連絡票にて注意喚起した。

この結果、定期事業者検査報告書（定期事業者検査開始時）の「点検計画期間中における点検の実施状況等」作成時における確実性が向上された。

（3） 施設管理に係る設備改善状況

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

a. デジタル安全保護系共通要因故障対策工事

デジタル化した原子炉安全保護系では、ソフトウェアに起因する共通要因故障を考慮した設備としているが、更なる対処機能向上の観点から、第17回定期事業者検査時に安全注入系の自動起動に係る機能及び警報を追加した。

この結果、デジタルCCF時の更なる対処機能の向上が図られた。

b. 原子炉容器上部ふた取替工事

国内外の600ニッケル基合金を使用している原子炉容器上部ふた管台の応力腐食割れの損傷事例を踏まえ、現状問題ないが、更なる信頼性向上として、第17回定期事業者検査時に、耐応力腐食割れに優れた690ニッケル基合金を用いた原子炉容器上部ふたに取替えを実施した。

この結果、耐応力腐食割れに対する更なる信頼性向上が図られた。

c. 抽出オリフィス廻り弁・配管取替工事

抽出オリフィス廻りに使用している差込み溶接継手は、突き合わせ溶接継手と比較すると応力集中を受けやすい形状であるため、信頼性向上のため、第17回定期事業者検査時に、突き合わせ溶接継手へ変更した。

この結果、抽出オリフィス廻りに使用している溶接継手の耐応力に対する信頼性向上が図られた。

（4） 施設管理に係る実績指標

a. 重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化の傾向

重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「重要度分類指針」という。）の異常発生防止系（PS-1、2）及び異常影響緩和系（MS-1、2）の系統及び機器の中から、定期事業者検査時における機能検査の結果を踏まえ、設備・機器の圧力、流量、動作時間等、性能を判断するパラメータの推移について確認した結果を、第2.2.1.3-3図に示す。

確認対象の検査概要及び確認結果は以下のとおりである。

（a） 非常用炉心冷却系機能検査

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

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

（b） 補助給水系機能検査

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

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

(c) 主蒸気隔離弁機能検査

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

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(d) 制御棒駆動系機能検査

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

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(e) アニュラス循環排気系機能検査

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

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(f) 気体廃棄物処理系機能検査

ガス圧縮機及びガスサージタンク入口弁が模擬信号により正常に作動することを確認している。また、運転性能を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

運転性能の測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認め

られなかった。

(g) 原子炉格納容器全体漏えい率検査

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

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

なお、第16回定期事業者検査から、「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2017)の適用により、漏えい率測定後に原子炉格納容器バウンダリに属するフランジ締結部を開放した場合は、閉鎖後に当該開放箇所の局部漏えい率を測定し、その測定結果を加味したデータ(総合漏えい率)が判定基準内であることを確認している。

また、今回の調査期間において当該検査は実施していない。

(h) 原子炉格納容器局部漏えい率検査

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

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(i) 原子炉格納容器安全系機能検査

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

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

(j) 非常用予備発電装置機能検査

所内母線低電圧信号、安全注入信号及び格納容器スプレイ信号を模擬的に発信させ、ディーゼル発電機が自動起動し、ディーゼル発電機に電源を求める機器が順次負荷されることの確認並びにディーゼル発電機が起動し、所定の時間内に電圧が確立することの確認及び母線電圧確立から各機器の遮断器が投入されるまでの時間を測定し、その測定データが判定基準内であることを確認している。

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(k) 総合負荷性能検査

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

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

(l) 充てんポンプ冷却材補給系機能検査

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

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

（m） 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化系機能検査

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

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

（n） インバータ機能検査

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

測定データは判定基準内で推移しており、性能変化は認められなかった。

b. 設備の不適合発生件数

設備の不適合発生件数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.3-4図に示す。

2013年度以降の設備の不適合発生件数は、年度ごとに0～6件であった。

c. 1次冷却材及び蒸気発生器器内水の水質

1次冷却材及び蒸気発生器器内水の電気伝導率、pH等の時間的変化について確認した結果を、第2.2.1.3-5図及び第2.2.1.3-6図に示す。

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

d. 保全活動管理指標の監視結果

施設管理においては、保全の有効性を監視、評価するために施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中でプラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定し、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施している。

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

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

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

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

プラントレベル及び系統レベルの各指標の監視結果については以下のとおり。

なお、以下の監視結果の評価対象期間としては、第16保全サイクルの保全の有効性評価対象期間（前回の保全の有効性評価対象期間後から第17回定期事業者検査開始約4か月前）となっている。

(a) プラントレベルの保全活動管理指標

イ 7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動トリップ回数

指標	評価期間	目標値	実績
7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動トリップ回数	第16保全サイクル	1回未満/7,000臨界時間	0回

ロ 7,000臨界時間当たりの計画外出力変動回数

指標	評価期間	目標値	実績
7,000臨界時間当たりの計画外出力変動回数	第16保全サイクル	2回未満/7,000臨界時間	0回

ハ 工学的安全施設の計画外作動回数

指標	評価期間	目標値	実績
工学的安全施設の計画外作動回数	第16保全サイクル	1回未満	0回

(b) 系統レベルの保全活動管理指標

イ 予防可能故障（MPFF）回数

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

なお、今回の評価期間において目標値を超過した系統・機器はなかった。

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

指標	評価期間	目標値	実績
MPFF回数	第16保全サイクル	1回又は2回未満	0回

ロ　非待機（UA）時間

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

また、UA時間は、2サイクル分の累積時間を保全の有効性評価に用いている。

なお、今回の評価期間において目標値を超過した系統・機器はなかった。

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

（5） 施設管理に係る有効性評価結果

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

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

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

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

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

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

施設管理に関して、今後の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みとして、一相開放故障対策工事、2次系制御盤更新工事、2次系警報監視盤更新工事、2次系空気式制御装置の電気式化工事及び蒸気タービン更新工事を抽出した。

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

第2.2.1.3-1表　定期事業者検査の実施結果の概要

1 定期事業者検査回数		第16回	第17回
2 定期事業者検査期間	発電機解列	2022年 1月21日	2023年11月10日
	発電機並列	2022年12月12日	2024年 2月 2日
	定格熱出力到達	2022年12月16日	2024年 2月 6日
	総合負荷性能検査	2023年 1月10日	2024年 2月29日
	定期事業者検査日数	355日間	112日間
3 定期事業者検査の実施状況		2022年1月21日（解列）から2023年1月10日（総合負荷性能検査）（解列から総合負荷性能検査まで355日間）で実施した。	2023年11月10日（解列）から2024年2月29日（総合負荷性能検査）（解列から総合負荷性能検査まで112日間）で実施した。
4 定期事業者検査期間中の主要工事		(1) 特定重大事故等対処施設設置工事 (2) 加圧器スプレイライン取替工事 (3) 原子炉容器出入口管台溶接部計画保全工事 (4) 海水ポンプ取替工事 (5) 常設直流電源設備（3系統目）設置工事 (6) 原子炉安全保護計装盤等更新工事 (7) 非常用DG高エネルギーアーク損傷対策工事	(1) 電線管内ケーブル系統分離対策工事 (2) 原子炉容器上部ふた取替工事 (3) 抽出オリフィス廻り弁・配管取替工事 (4) 火災感知器追設工事
5 定期事業者検査中に発見された異常の概要		本定期事業者検査期間中においては、特に異常は認められなかった。	本定期事業者検査期間中においては、特に異常は認められなかった。
6 線量管理の状況		本定期事業者検査に係る作業は、いずれも法令に基づく線量限度の範囲内で実施された。	本定期事業者検査に係る作業は、いずれも法令に基づく線量限度の範囲内で実施された。

第2.2.1.3-2表　定期点検の主な内容

施　設　名	定　期　点　検　内　容
原子炉本体	・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	・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	・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	・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	・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	・ポンプ、電動機等の点検
原子炉格納施設	・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	・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	・ディーゼル発電機等の点検 ・蓄電池の点検 ・ポンプ、電動機等の点検 ・発電機等の点検 ・変圧器等の点検

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（1/17）

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

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（2/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
4.2.3	文書の管理	（2022年度　本店　不適合管理） 「川内原子力発電所1号炉特別点検要領書（原子炉格納容器）」における半球部内面の板割図誤り （概要） 運転期間延長認可申請書添付書類一の特別点検結果報告書のうち「川内原子力発電所1号炉特別点検要領書（原子炉格納容器）」に記載している半球部内面の板割図については、点検内容を分かりやすくすることを目的に、建設時に決定図化されている半球部外面の板割図を参考に簡略図（イメージ図）として作成していたが、鋼板の配置が正確には実機と異なる箇所があった。 （原因） 本事象の主な原因は、「レビューの観点、申請書と要領書の関係等が明確になっていなかった」ことである。 （是正状況） (1) 特別点検に関する資料の確認の観点を「経年劣化の技術評価実施要領」に定めた。 (2) 本不適合事象の内容、是正処置及び国等へ申請する資料の重要性について教育を実施した。	前のページと同じ	無
		（2022年度　本店　不適合管理） 特別点検要領書（原子炉容器）における炉心領域の試験対象範囲図誤り （概要） 不適合「川内原子力発電所1号炉特別点検要領書（原子炉格納容器）における半球部内面の板割図誤り」を受けての類似事象の確認を行った結果、以下の事象が確認された。 運転期間延長認可申請書添付書類一の特別点検結果報告書のうち「川内原子力発電所1号炉特別点検要領書（原子炉容器）」及び「川内原子力発電所2号炉特別点検要領書（原子炉容器）」に記載している炉心領域の試験対象範囲図については、点検内容を分かりやすくすることを目的に、簡略図（イメージ図）として作成していたが、溶接線の配置が正確には実機と異なる箇所があった。 （原因） 本事象の主な原因は、「レビューの観点、申請書と要領書の関係等が明確になっていなかった」ことである。 （是正状況） (1) 特別点検に関する資料の確認の観点を「経年劣化の技術評価実施要領」に定めた。 (2) 本不適合事象の内容、是正処置及び国等へ申請する資料の重要性について教育を実施した。		

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（3/17）

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

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（4/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2021年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 3B-MSH第一段加熱蒸気元弁後ドレン元弁（3V-RS-177B）上流側ドレンラインリーク （概要） 3B湿分分離加熱器第一段加熱蒸気元弁後ドレン元弁（3V-RS-177B）上流側のドレンライン保温材よりリーク（1滴/秒）しているのを発見した。 当該系統を隔離し、保温材を外したところ、湿分分離加熱器第一段加熱蒸気管の母管とドレンラインとの分岐部管台の母管側溶接線の端から漏えいを確認した。 （原因） 玄海3号機第16回定期修繕工事にて当該配管の取替えを行い、漏えいした配管の工場調査を行った結果、配管内面管台部が減肉しており、減肉部の表層には流れ加速型腐食（FAC）の特徴であるりん片状模様やマグネタイト（Fe3O4）の生成が認められ、エロージョンの特徴である減肉部の塑性変形や硬化は認められないことから、FACにより減肉し漏えいに至ったものと推察された。 （是正状況） 漏えいした3B湿分分離加熱器第一段加熱蒸気管について、材質をFACに耐性があるステンレス鋼を適用し、配管取替えを実施した。 また、当該系統と同じ構造、材質であり、FACの可能性がある箇所について、FACに耐性があるステンレス鋼へ配管取替えを実施した。	「個別業務の管理」に係る1件の指摘事項及び12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、類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（5/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2021年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 「窒素ガス発生装置コンプレッサ潤滑油圧力低」警報発信 （概要） 「窒素ガス発生装置コンプレッサ潤滑油圧力低」警報が発信したことから、現場を確認したところ、窒素ガス発生装置コンプレッサのVベルトが外れており、「窒素ガス発生装置コンプレッサ潤滑油圧力低」により窒素ガス発生装置コンプレッサが停止していることを確認した。 現状、圧縮空気を窒素ガス発生装置コンプレッサから所内用空気へ切替え供給中。 プーリ止め板用取付ボルト（全2本）のうち1本が折損しており、残りの1本のボルト及びプーリ止め板が外れた状態であった。また、クランク軸、キー及びプーリ内側に傷が確認された。 （原因） クランク軸とVプーリとの嵌め合いが緩くなるとキーに断続的な衝撃荷重が大きく作用し、キー溝に変形が生じるとともに取付ボルトには過大な曲げ応力が繰返し作用し疲労破壊に至った。 （是正状況） (1) 窒素ガス発生装置コンプレッサのクランク軸とプーリの嵌め合い部について、間隙管理ができるよう標準作業要領書へクランク軸径とプーリ穴の内径との間隙値を計測すること、及び計測記録様式を追記した。 (2) 水平展開として、クランク軸とプーリの嵌め合い部について間隙管理を未実施でクランク軸とプーリが直接固定されていない（プーリ止め板による取付け）コンプレッサについても間隙値を計測すること、及び計測記録様式を標準作業手順書に追記した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（6/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2021年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 雑固体溶融処理設備「圧縮空気設備異常」警報発信 （概要） 雑固体溶融処理設備「圧縮空気設備異常」警報発信、WM/B現場制御盤「レシーバタンク圧力低」警報発信及び予備のB空気圧縮機自動起動を確認した。 系統のリークや使用負荷の増加はないにも関わらずA空気圧縮機のローディングが継続していたことから、警報処置に従い圧縮機異常と判断し、補機切替（A→B）を実施した。 （原因） 吸込弁については、アンローダプッシャが破損しており、破損箇所以外の部位に破損につながるような傷や接触痕、摩耗は認められず、これまでの点検にも問題ないことから、13年間使用したことによる経年劣化（疲労破壊）と推定される。 （是正状況） 雑固体溶融処理設備空気圧縮分解点検の標準作業手順書の取替え部品にアンローダプッシャを追加し、分解点検時（頻度3Y）に取替えを行う計画とした。 また、A雑固体溶融処理設備空気圧縮機吸込弁のうち、2022年度補機計画工事にて取替えを行っていないアンローダプッシャ3台及びB雑固体溶融処理設備空気圧縮機吸込弁のアンローダプッシャ4台について取替えを行った。	前のページと同じ	無
		（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 3B低圧給水加熱器ドレンポンプ中間・吐出しボウルの減肉 （概要） 玄海3号機第16回定期修繕工事のうち3B低圧給水加熱器ドレンポンプ分解点検において、ポンプ中間・吐出しボウル内面の減肉が確認された。 計画肉厚（12mm）から減肉深さを減じて推定残存肉厚を算出した結果、中間ボウル（4及び5段）、吐出しボウル（6段）の減肉部において、必要肉厚を下回っていることが確認された。 （原因） 低圧給水加熱器ドレンポンプ中間・吐出しボウル内の減肉は、スケールを含んだ流体が高速流で流れること、また、僅かな流れの乱れが部分的に生じることでエロージョンが発生し、経年的な供用により進展したものと推定される。 （是正状況） 玄海3、4号機低圧給水加熱器ドレンポンプ（4台）の中間・吐出しボウルをマルテンサイト系ステンレス鋼鋳鋼（SCS6）に取り替えた。		

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（7/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 玄海4号機燃料取替クレーンのワイヤーロープの損傷 （概要） 燃料取出作業前に燃料取扱装置の事前点検を実施していたところ、燃料取替クレーンのメインホイストワイヤーロープの素線の一部が切断していることを確認した。 （原因） 当該ワイヤーロープ取替作業時の現場調査の結果、周辺部材とワイヤーロープの干渉や異物の噛み込み等の偶発的な要因は確認されなかった。素線切れの箇所は、ワイヤーロープを上限まで上昇させる際にシーブを通過する位置にあることから、シーブでの繰り返し曲げ、接触による摩擦等の経年劣化と推定される。 当該ワイヤーロープについては、毎定検、燃料取出作業前に燃料取扱装置の事前点検の中で外観確認を実施しているが、マストチューブやシーブカバー等の構造物によりワイヤーロープを一度に視認できる範囲が狭く、ワイヤーロープを低速で上下動作させながら外観確認を実施しており、視認性が悪い状況であった。 （是正状況） (1) 点検時の視認性を高めるため、ワイヤーロープ巻取用のドラムカバーを開閉式に変更した。 (2) 水平展開として、玄海3号機燃料取替クレーンメインホイストワイヤーロープの取替えを実施した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（8/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 安全協定に基づく定期報告書「2022年度11月温排水温度データ」の一部誤記 （概要） 佐賀県玄海水産センターに報告した佐賀県及び玄海町との安全協定に基づく定期報告書「2022年度11月温排水温度データ」の一部に誤記があることを確認した。 具体的には報告した温排水温度データのうち、玄海4号機取水側温度については、当該温度計が海水ポンプの点検に伴い、角落しにより取水路から隔離され、作業時は水抜きされていたため、大気の温度を計測していた時期があったが、その温度を玄海4号機取水口海水温度として記載した。 （原因） (1) 保修第二課は安全協定に係る取水口温度計の設置場所について、温度計主管箇所の制御係以外は知識がなく、制御係が関与しない作業時は、事前に保修第二課から技術第二課へ連絡する慣例はなかった。 (2) 関係各課は安全協定に基づき自治体への報告対象となる計器の設置箇所や報告内容についての認識が不足していた。 （是正状況） (1) 技術第二課にて取水路の海側と取水ピット側の隔離（角落し設置）による水抜き等で取水口の温度が測定できない状態が発生する作業を行う際には、関係箇所に情報共有・連絡をするよう関係各課に対し周知教育を行うとともに、保修第二課にて現場にはその旨と連絡先を記載したプレートを設置した。 (2) 技術第二課は本事象について所内周知教育（環境広報の安全協定教育）を行うとともに、安全協定に基づき自治体への報告対象となる計器の重要性について本教育により継続的に認識させる。 (3) 技術第二課にて社内マニュアルを改正し、温排水データ作成様式に「温度計点検や角落しの設置等により取水口・放水口の温度が測定できない状態でないか確認する」等の注意事項を記載した。 (4) 技術第二課にて、安全協定に係る計器で、計器の点検及び隔離を主管箇所以外、又は主管箇所の依頼以外で実施する作業のうち、現場確認が容易でない計器について該当するものがないか所内へ確認を依頼し、該当する作業がないことを確認した。 (5) 本事象を「作業安全及び品質管理教育」の資料に掲載するとともに、同資料に「作業管理要領（3,4号）」及び「発電第二課定検時プラント管理要領」に記載されている作業時に確認が必要な事項等も併せて記載し、都度周知する。 (6) 意識の浸透を図るため、日めくり標語に追加する。 (7) 自治体への情報提供の在り方について、先方の立場に立った情報提供ができるようCRに登録した。 (8) 定検準備検討会にて、本事象の原因及び再発防止策を周知した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（9/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 非常用予備発電装置機能検査時における3A空調用冷凍機の起動遅れ （概要） 12月4日に非常用予備発電装置機能検査を実施し、10:30に安全系母線電圧低信号を入力したが、3A空調用冷凍機がブラックアウトシーケンススタート（10:30:09）後の70秒後に起動せず、母線電圧確立から1002秒（10:46:51）後に起動する事象が発生した。 この結果、検査判定基準である「母線電圧確立からディーゼル発電機に電源を求める機器が時間内に負荷できること。」を満足しなかった。 （原因） 3A空調用冷凍機パワーセンタ遮断器の2次ジャンクションや投入回路に使用されているリレー等各接点接触部において、酸化被膜等による接触不良により抵抗値が上がり、その結果遮断器が一時的に不動作となったと考えられる。 （是正状況） 経年により生じた酸化被膜等による接触不良が原因と考えられることから、非常用予備発電装置機能検査（SI・BO）時に作動する重要な機器のパワーセンタ遮断器については、遮断器オーバーホール又は更新まで定検ごとに遮断器2次ジャンクション部の清掃及びグリス再塗布を実施するとともに、遮断器投入回路（2次ジャンクション含む。）の接点抵抗測定を実施することを「長期点検計画」及び「標準作業手順書」に反映した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（10/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 屋外（WD/B及びWM/B）の水噴霧消火設備の水漏れ （概要） 屋外巡視を実施した際、WD/B及びWM/Bの水噴霧消火設備のうち、一斉開放弁の小口径配管の凍結及び一部フランジからのリークを確認した。 （原因） 設備設計時に、保温材等の凍結防止対策について不要と整理しており、発電第二課の業務要領に定める「凍結防止対策チェックシート」に当該設備の記載がなく、凍結防止対策がなされていなかった。そのため、寒波の影響により、外気温度が-4℃程度まで低下した際に、一斉開放弁の小口径配管及び消火用水配管内の水が凍結し、体積が膨張し、ガスケットが破損したと考えられる。 （是正状況） (1) 新規制基準対応で新規に設置した屋外の消火用水配管については、発電第二課の業務要領「発電第二課文書及び記録の管理要領」に定める「凍結防止対策チェックシート」の対象に追加し、ドレン弁を開弁し、水を流すことで凍結防止を実施する運用とした。 (2) 新規制基準対応で新規に設置した屋外の消火設備の弁のうち、凍結の可能性が高い、小体積の内部水がある弁については、弁を保温材にて保温し凍結防止対策を実施した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（11/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2022年度　玄海原子力発電所　不適合管理） B廃棄物処理建屋制御室空調機プーリ破損 （概要） 2022年度補機計画整備に伴い、B廃棄物処理建屋制御室空調機開放点検のため、ファン軸から電動機動力を伝えるプーリを取り外すため手順どおり専用工具を使用し引抜き作業を実施していたところ、プーリ外周部と中心部が割れ、プーリの機能・性能を発揮することができない状態となった。 （原因） プーリと軸の隙間が小さく、プーリが軸に固着したままギヤプーラーにてプーリの引抜き作業を行ったため、プーリに均等に力がかからず傾き、局部に力が集中しプーリが割れたものと考えられる。 （是正状況） (1)「Vベルト駆動でありプーリの取外しが必要な作業」について、「標準作業手順書」を改訂した。 ・取外し前に前回の記録にてプーリと軸の間の隙間を確認し、引き抜き時に固着が見られた場合の対応を再確認する。（ハンマリング、潤滑剤の塗布、固い場合は作業中断する等） ・寸切穴の有無に応じて適切な手順で引き抜きを行う。 ・プーリの引き抜き時に固着が見られた場合は、一旦作業を中断し、保修第二課と対応を協議する。 (2)都度作業要領書を作成する作業等に対して、同様の不適合発生防止のため、文書にて要領書制定の際に追記するよう依頼を行った。	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（12/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2023年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 「3A再循環室漏洩」警報発信 （概要） 0:39「床漏洩注意」警報（CRT「A再循環室漏洩」警報）が発信した。 現場を確認したところ、Cバットレスシャフト扉からA放射性貫通部室へ雨水が流入していた。 1次系バウンダリからの漏えいがないことを関連パラメータで確認し、放管サーベイを実施し、汚染なしを確認した。 （原因） (1) 過去の成功体験から、雨水リスクへの追加対策を実施しなかった。 (2) 協力会社とのコミュニケーションが十分でなく認識違いをしたことから、雨水対策として非常に有効な天井パネル復旧を行わなかった。 (3) 天井パネルが開放されている状態であることを、所内関係各課へ周知しなかった。また、発電所上層部は、各課に大雨対策を指示したが、各課が実施した具体的内容を確認しなかった。 (4) 発電所の運営管理に係るリスクを有する天井パネル開放作業について、所内関係各課と情報共有を行わず、大雨対策に対する助言の機会を逸した。 （是正状況） (1)「土木建築課業務要領」を改正し、以下について定めた。 ・天井パネルを開放して作業を実施する場合、作業終了後には毎日天井パネルを復旧することを原則とする。 ・復旧することが困難な場合は雨水浸入防止対策を講ずる。 ・天井パネル開放に際しての管理手段を明記した管理票を作成し発電第二課及び第二所長の確認を得る。 ・発電所の運営管理に係るリスクを有する作業を行う場合には、計画時に作業内容を所次長等の所内関係者が参加する打合わせの場で説明し必要な助言を受ける。 (2) 必要な工期が確保されるよう協力会社と入念な工程の確認及び調整を行い、天井パネル開放時におけるバットレスシャフト内への雨水侵入防止及び原子炉周辺建屋との境界扉部における雨水流入防止対策については、具体的な手順を作業要領書に定めた。	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（13/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2023年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 加圧器安全弁取外し作業時の作業員への水滴の付着 （概要） RCS水抜き中（加圧器水位50％保持、加圧器逃がしタンク窒素補給ラインからN2圧力制御弁3PCV-563を0.005MPaに設定して加圧中の状態）、加圧器安全弁1次側フランジ取外し中に、水滴が飛び、当社社員及び作業員に付着した。 （原因）発電第二課 (1)「運転基準（3,4号）」では、加圧器N2供給停止、大気開放についての記載が加圧器水位50％到達直後なのか、RCS水抜き再開後なのか運転員によって異なる解釈がされる状態にあり、記載の意図としては加圧器水位50％到達直後に行うべきところを、今回はRCS水抜き再開後と判断してしまった。 (2)運転員は加圧器が0.005MPaでN2加圧されている状態であるにも関わらず、保修第二課に加圧器安全弁取外しの許可を与えた。これは加圧器安全弁取外し作業を実施するに当たって、保修第二課側でグリーンハウスを設置し、周囲の換気や現場養生がなされているとの思い込みがあったことによる。このため、加圧器にN2供給された状態でも、加圧器安全弁取外し作業を行うことは問題ないか保修第二課に問い合わせる等、現場作業への安全の配慮が不足していた。 （原因）保修第二課 加圧器頂部がN2供給された状態及び大気開放されていない状態で、加圧器安全弁取外し作業を実施した。1、2台目の加圧器安全弁は問題なく取り外せたが、3台目の加圧器安全弁を取り外した際に、水滴が飛んで作業員に付着した。また、その発生要因が明確になっていないにも関わらず、1、2台目の加圧器安全弁に取り付けた仮蓋の取外し作業を行い、水滴が飛んで作業員に付着した。 発生要因が明確になっていないにも関わらず、1、2台目の加圧器安全弁に取り付けた仮蓋の取外し作業を行った原因は以下のとおり。 (1)相手は自分と違う認識かもしれないという配慮が不足しており、保修第二課の管理職は保修第二課員へ作業中断指示を出す際に、対象弁が3弁すべてであることを明確に発言しなかった。また、同様に、保修第二課員は管理職に作業中断の対象弁の確認をしなかった。 (2)現場周辺のDRPSの電波が悪く、連絡が取りづらかったため、保修第二課管理職と保修第二課員との間で十分な連絡を取ることができず、連絡要員を派遣したが、派遣するのが遅れた。	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（14/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
		（続き） （是正状況）発電第二課 (1)「運転基準（3,4号）」を改正し、加圧器N2供給停止、大気開放に係る操作順序の見直し、加圧器安全弁取外しに係る注意事項を明確化した。 (2)現場作業への安全の配慮が不足した場合の影響等について、課員全員に対して教育を行った。 (3)「発電第二課教育訓練要領」を改正し、毎年12月に「作業側に対してその隔離が不十分であれば作業員の安全を守れないことにつながる」「作業主管課の作業内容の理解の大事さ」について繰り返し教育することとした。 (4)加圧器安全弁分解点検の操作伝票名称の最適化を行った。（「加圧器逃がしタンク大気開放及び加圧器安全弁ループシール部水抜き」に変更） （是正状況）保修第二課 (1)以下の教育を行った。 ・不具合事象に対応する際は、最初に連絡体制を確立すること、特にC/Vオペフロ以上はDRPSでの通信がしづらいので、DRPSを確実に受信できるエリア、ページング装置の設置箇所、保安電話の設置箇所、有線通話装置の設置箇所を平面図に落としマップを作成する。C/Vオペフロ以上での不具合事象に対応する際は、このマップを確認し、必要に応じて連絡要員を派遣した上で、管理職と現場の保修第二課員との連絡体制を、最初に確立する。 ・相手は自分と違う認識かもしれないと配慮し、管理職が指示を出す際、担当者が指示を受ける際は対象を明確にすること。 (2)加圧器のように、容器内に水が残っており、かつその水位が変動するおそれがある場合は、万が一大気開放されていなければ気相部の圧力が変動して、開放時に内圧がかかり水滴飛散のおそれがある。作業員への水滴付着をより確実に防止するため弁メーカの「標準作業手順書」を改訂し、加圧器安全弁取外し時には開放箇所のビニール養生を実施するよう記載した。 (3)是正結果の教育に併せ、不具合事象の対応に伴い、作業が中断した後、作業を再開して次のステップに移行する際は、管理職に連絡するよう、保修第二課員へ教育を行った。		

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（15/17）

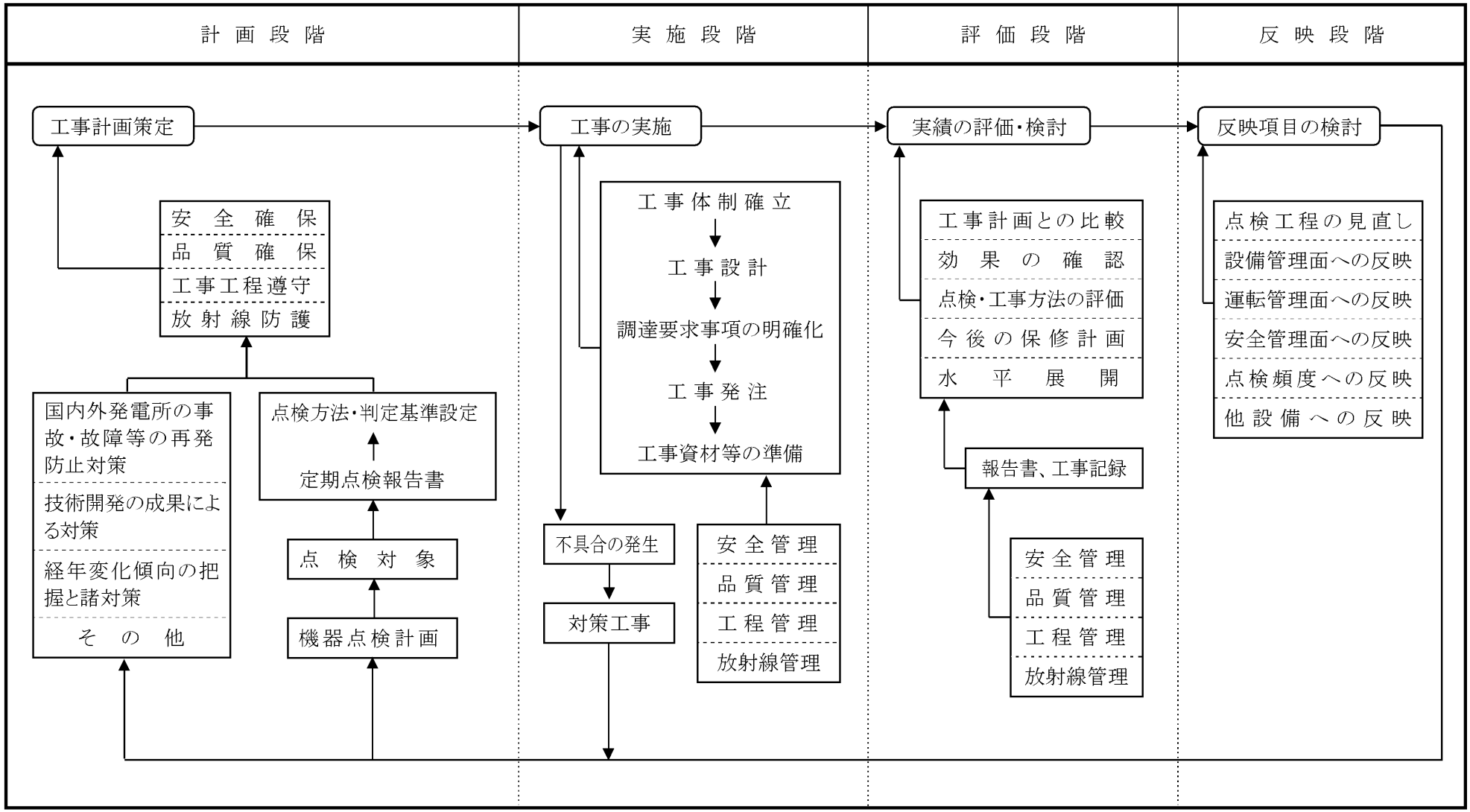
保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（原子力規制検査　2023年度第1四半期　指摘事項） 玄海3号機不適切な点検計画表の管理による3B安全補機室冷却ユニット定期事業者検査実施時期の原子力規制委員会への誤った報告 玄海3号機第16保全サイクル開始時に原子力規制委員会へ報告された定期事業者検査報告書において、3B安全補機室冷却ユニットの定期事業者検査を第14保全サイクルに実施していないのに実施したとして報告していた。原子力検査官が事実関係を確認した結果、定期事業者検査報告書の作成担当者が、定期事業者検査の記録の確認を行うなどの実績の確認をせず、当該設備の点検頻度が2保全サイクルであることから、当該設備の定期事業者検査を実施していない第14保全サイクルに機械的に実績ありと表記した定期事業者検査報告書を作成し、原子力規制委員会に報告されていた。 （是正状況） 玄海3号機第16回定期事業者検査報告書（定期事業者検査開始時）「添付書類三　施設管理の実施に関する計画」のうち「参考資料1　玄海第3号機点検計画期間中における点検の実施状況等（第16保全サイクル）」作成時に、管理職のフォローが不十分であったため誤記があったことを保修第二課内に周知し、今後当該資料作成時には、担当者は長期点検計画表等のバック資料と突き合わせ確認をすること及び管理職は担当者がその確認を行うようフォローすることで、同様の事象が発生しないよう、業務連絡票にて注意喚起した。	前のページと同じ	無

第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（16/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2023年度　本店　不適合管理） 高経年化技術評価書に記載している高サイクル熱疲労評価の過渡回数 （概要） 「玄海原子力発電所3号炉高経年化技術評価書」（2023年3月13日：保安規定変更認可申請書の添付書類として原子力規制委員会に提出）のうち、「配管　ステンレス鋼配管」の項目にて実施している高サイクル熱疲労評価において、余熱除去系統配管の疲労評価に用いた過渡回数を記載しているが、疲労累積係数の算出に用いた過渡回数とは異なる過渡回数を記載（誤記）していた。 （原因） 評価書の作成時に、エビデンスとなる委託報告書の表から、異なる項目の数値を過渡回数として評価書に転記したことで発生しており、その主な原因は、作成者に先行プラント（川内）の評価書を作成した経験があり、エビデンスとなる委託報告書の表が、先行プラントの委託報告書の表と似ていたことにより「先行プラントの委託報告書の表と同じ位置の数値を転記すればよいと思い込んだ」ことによるものであった。 また、評価書を確認する際にも、先行プラントの委託報告書の表と同じ位置の数値を間違えずに転記されていることに注意を向けていたことで、「数値」のみをチェックし、評価書の表を構成する項目と数値が適切ではないことに気付けなかった。 （是正状況） (1)「経年劣化の技術評価実施要領」を改正し、高経年化技術評価書を作成・確認する際の観点として、「適切な項目の数値となっていること」を追加した。 (2)原子力経年対策グループ員に当該事象の内容について教育を実施した。 (3)疲労累積係数の算出に用いた過渡回数とは異なる過渡回数を記載している「玄海原子力発電所3号炉高経年化技術評価書」を修正し、提出した。	前のページと同じ	無

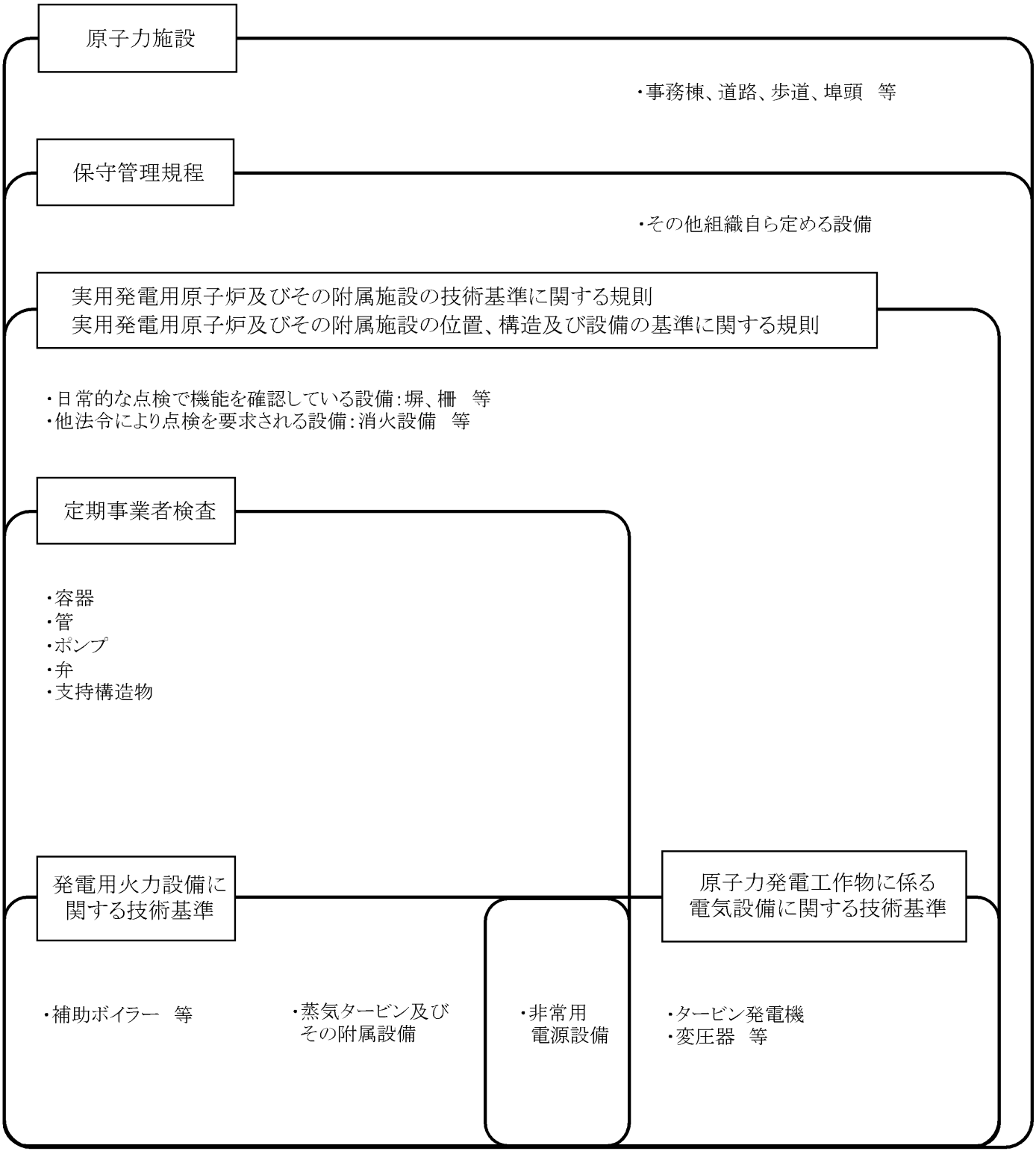
第2.2.1.3-3表　指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価（施設管理に係るもの）（17/17）

保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
8.2.4	機器等の検査等	（原子力規制検査　2023年度第1四半期　指摘事項） 玄海3号機不適切な点検計画表の管理による3B安全補機室冷却ユニット定期事業者検査実施時期の超過 事業者の点検計画表において、3B安全補機室冷却ユニットに対する定期事業者検査の点検頻度が2保全サイクルとなっているにも関わらず、定められた点検頻度で実施していなかった。事業者によれば、当初、当該設備の定期事業者検査頻度は、2保全サイクルとして点検計画表の第14保全サイクルの欄に計画を「○」で表記していたが、2018年8月から11月の間に表記していた「○」を保修課員が意図せず誤って削除し、点検頻度と整合していない記載となったが、修正箇所と認識されなかったことから削除されたことに気付かないまま保全サイクルが進捗し、第16保全サイクルまで定期事業者検査が実施されず、結果として、第13保全サイクルから第16保全サイクルまでの間、技術基準の適合確認がなされないまま運転を継続した。 （是正状況） (1)「保全プログラム運用要領(3,4号)」を改正し、以下の運用を行うこととした。 ・長期点検計画表の管理者を設定し、変更管理を行う。 ・長期点検計画表改訂時には、前回改訂時からの変更点を抽出し、改訂箇所以外に変更がないか確認を行う。 ・定期事業者検査終了後及び補機計画整備工事終了後（年度ごと）の点検実績反映時に、すべての機器の点検計画が点検周期の範囲内であることの確認を行う。 (2)定期事業者検査全体教育の教育資料に当該事象を周知する資料を追加した。 (3)第13回定期事業者検査でプラント長期停止に伴って追加実施した点検の実績について、TMQIIIから出力される表の13回定検の欄に「○」、備考欄に「追加点検にて実施」と表記した。	「機器等の検査等」に係る指摘事項は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発、類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	無



注:業務の主管は、保修第二課長及び土木建築課長

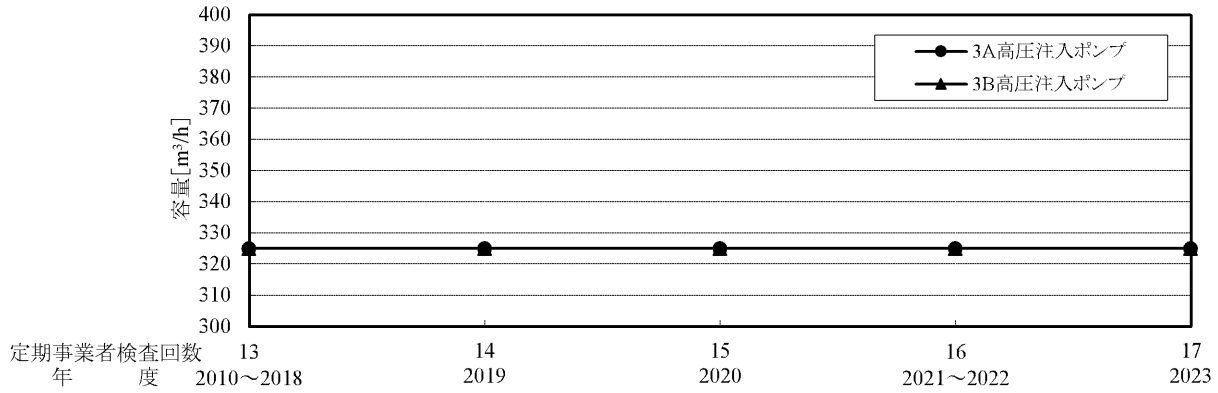
第2.2.1.3-1図　施設管理の運用管理フロー



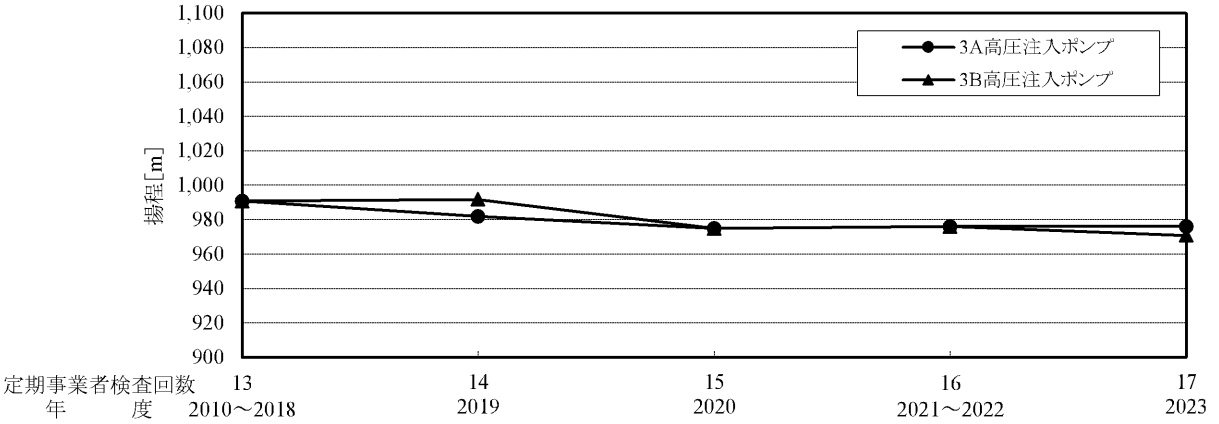
第2.2.1.3-2図　保全の対象範囲

検査名：非常用炉心冷却系機能検査（1/2）

【 高圧注入ポンプ 容量 】



【 高圧注入ポンプ 揚程 】



判定基準

容量 ≧320m^3/h

揚程 ≧960m

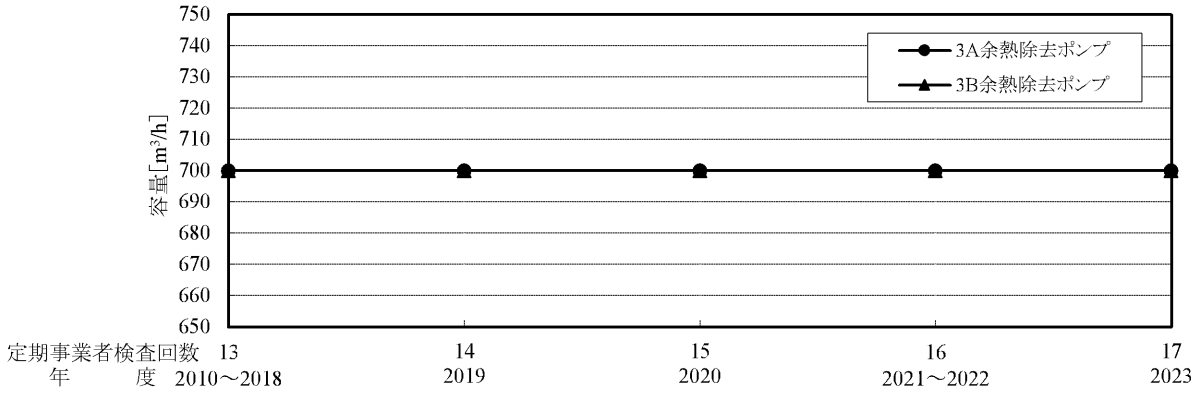
＜評価＞

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。

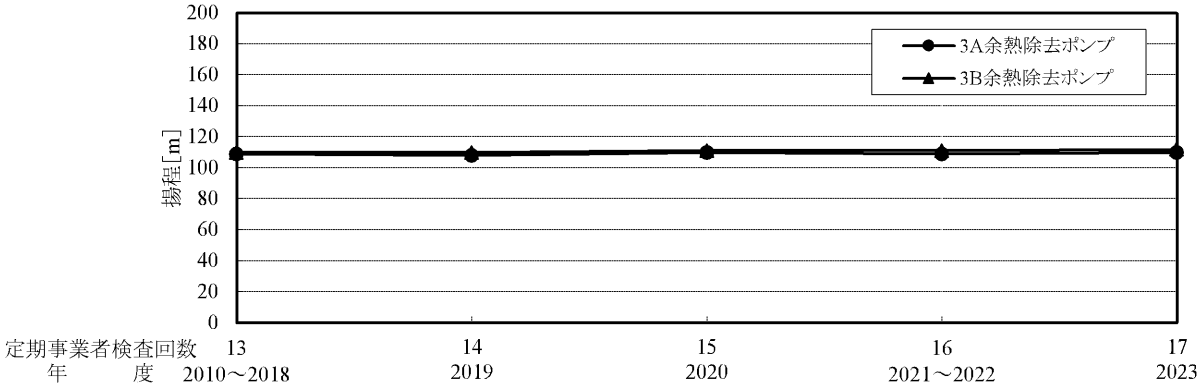
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（1/26）

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 ≧681m^3/h

揚程 ≧107m

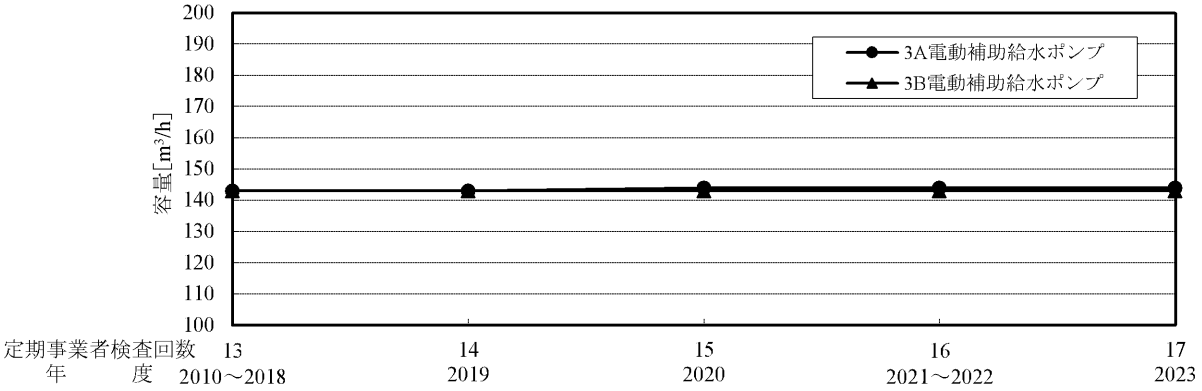
＜評価＞

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。

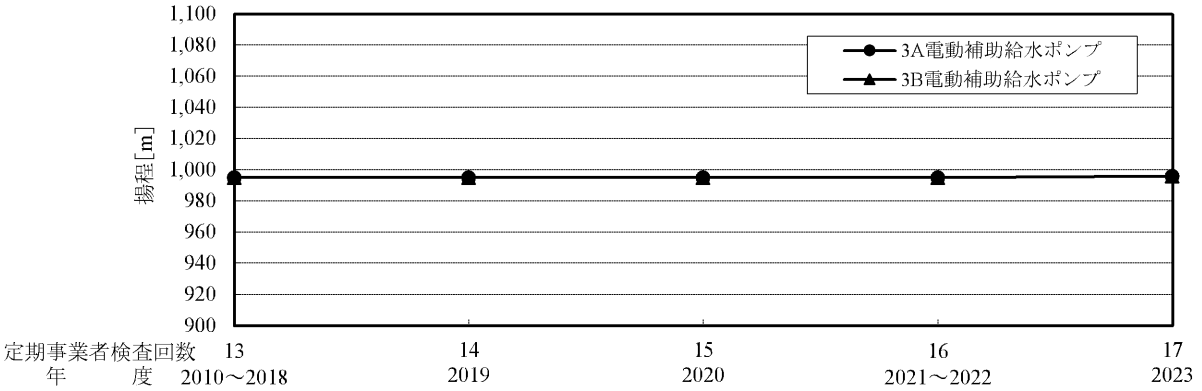
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（2/26）

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　　≧140m^3/h

揚程　　≧950m

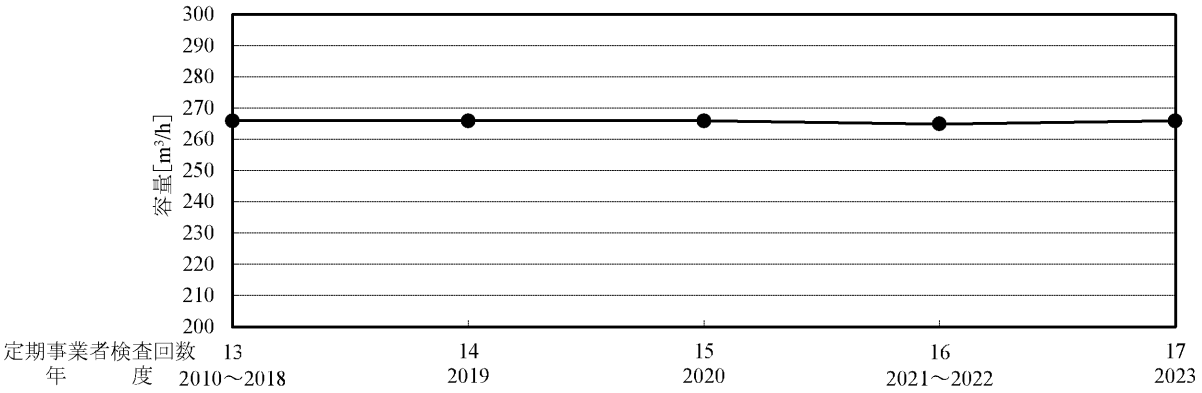
＜評価＞

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。

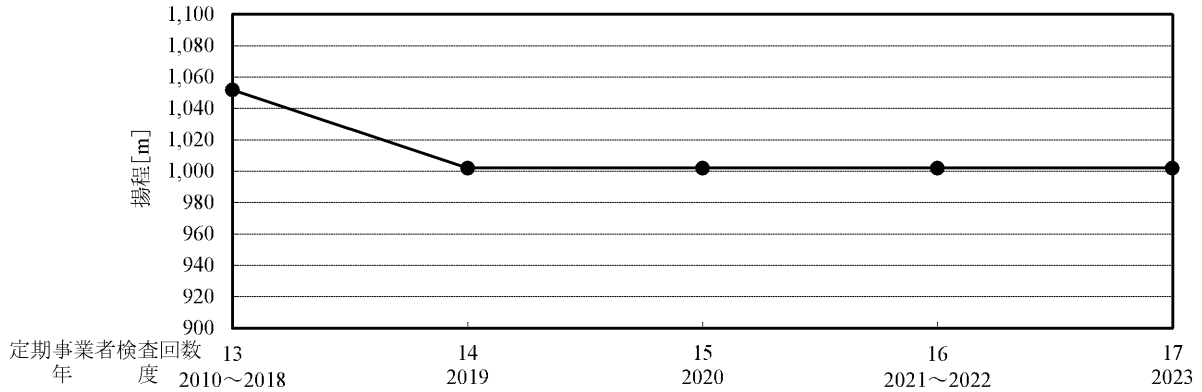
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（3/26）

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 ≧250m^3/h

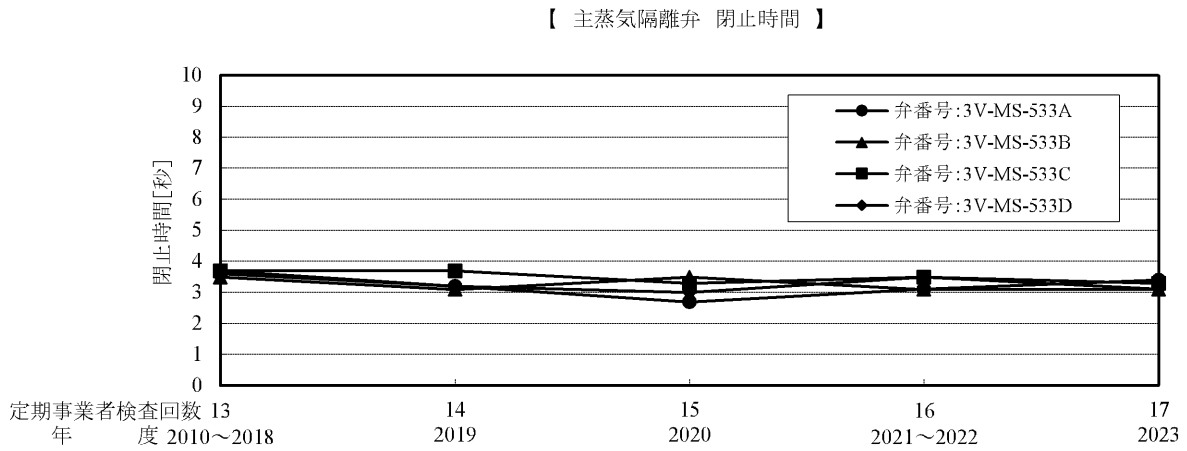
揚程 ≧950m

＜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2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果(4/26)

検査名：主蒸気隔離弁機能検査（1/1）



判定基準

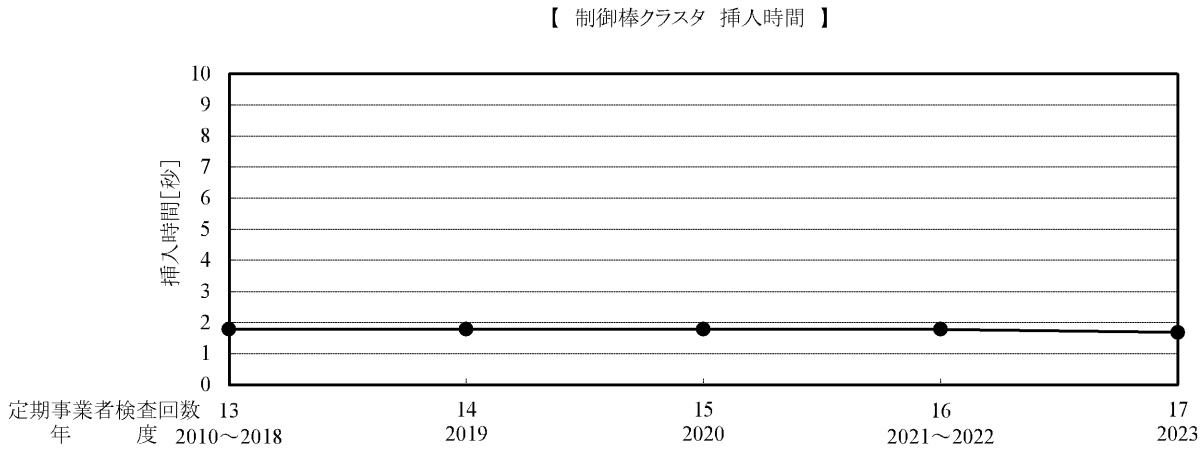
閉止時間　≦5秒

＜評価＞

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

第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（5/26）

検査名：制御棒駆動系機能検査（1/1）



判定基準

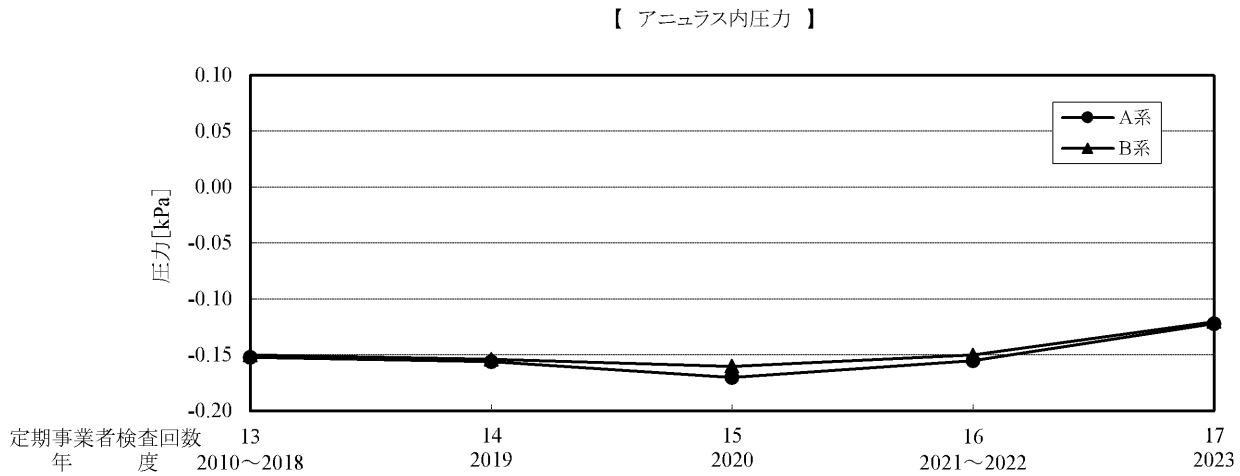
挿入時間　≦2.5秒

＜評価＞

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

第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（6/26）

検査名：アニュラス循環排気系機能検査（1/1）



判定基準

アニュラス内圧力
<0kPa

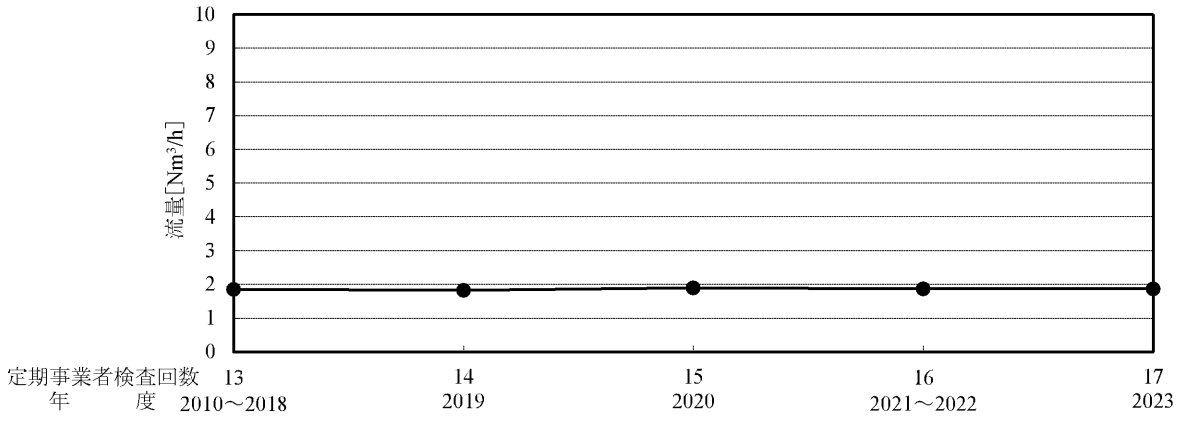
＜評価＞

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

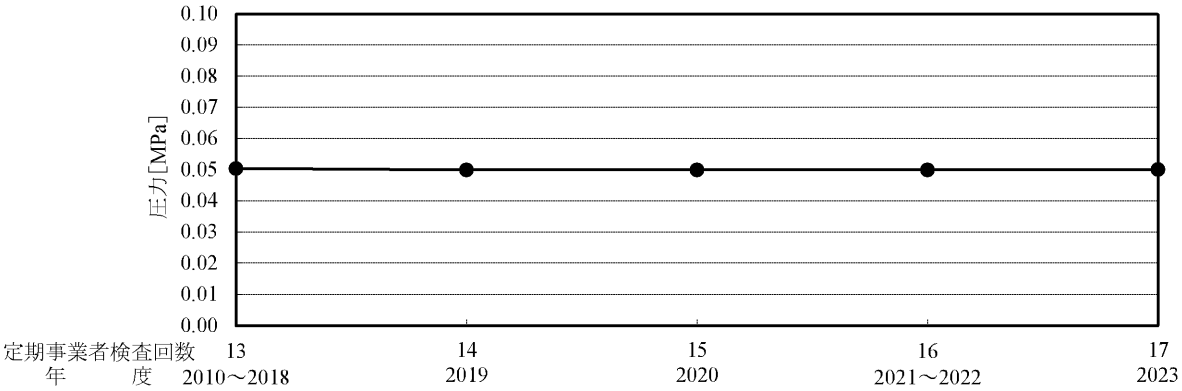
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（7/26）

検査名：気体廃棄物処理系機能検査（1/3）

【 ガスサージタンク出口ヘッダ流量 】



【 ガスサージタンク出口ヘッダ圧力 】



判定基準

ガスサージタンク出口ヘッダ流量
≦2.0Nm^3/h

ガスサージタンク出口ヘッダ圧力
0.0485～0.0515MPa

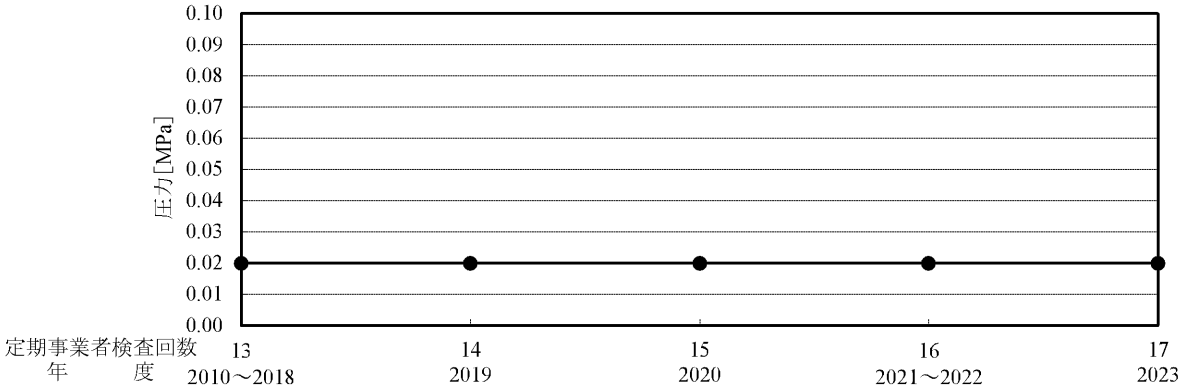
＜評価＞

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。

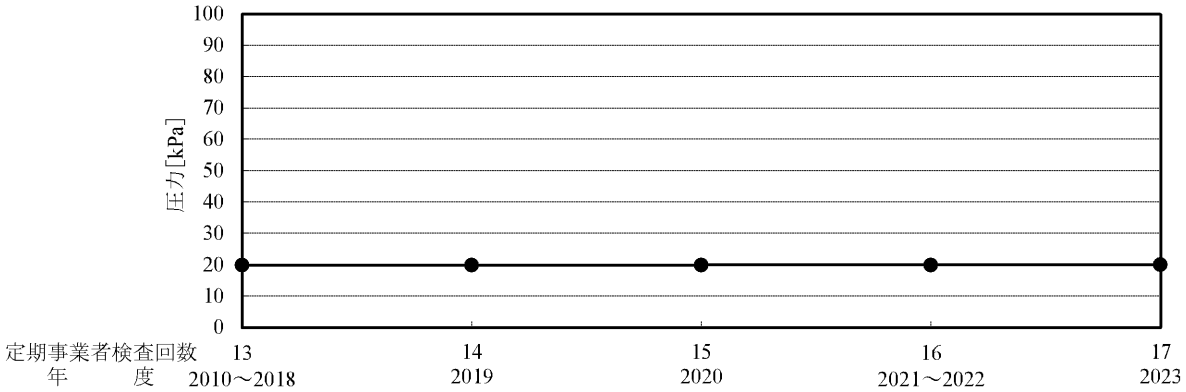
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（8/26）

検査名：気体廃棄物処理系機能検査（2/3）

【　前置塔出口圧力　】



【　廃ガス放出圧力　】



判定基準

前置塔出口圧力
0.019～0.021MPa

廃ガス放出圧力
19.2～20.8kPa

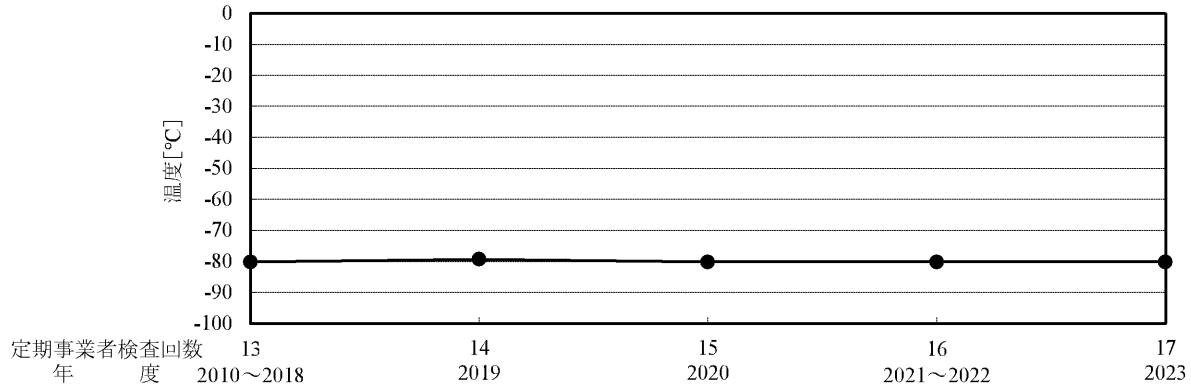
＜評価＞

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。

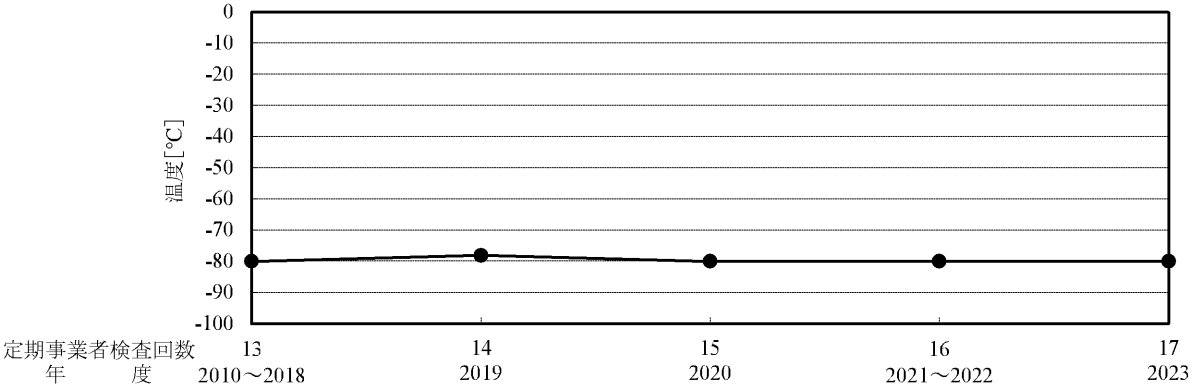
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（9/26）

検査名：気体廃棄物処理系機能検査（3/3）

【 前置塔入口露点（X1165A） 】



【 前置塔入口露点（X1165B） 】



判定基準

前置塔入口露点（X1165A）
≦-60℃

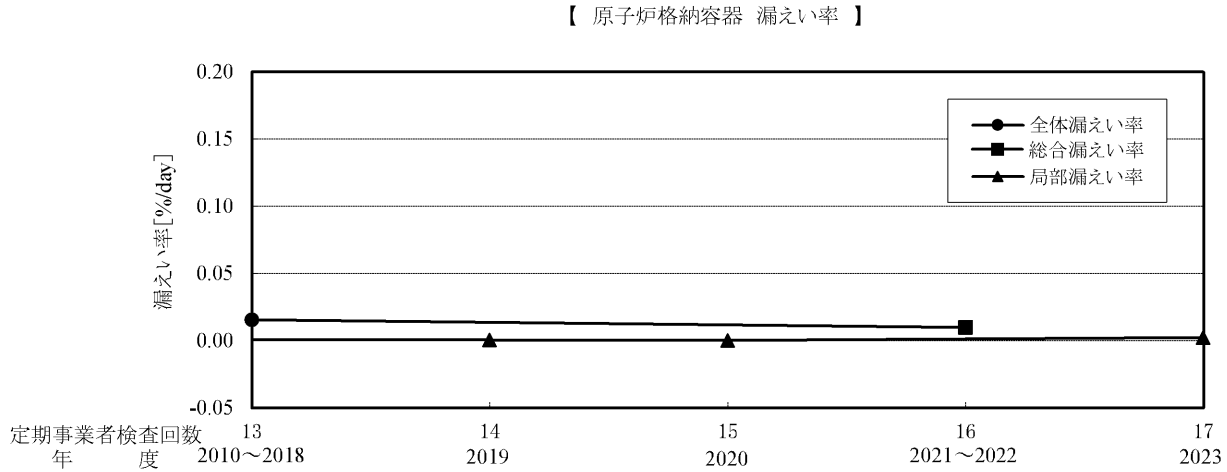
前置塔入口露点（X1165B）
≦-60℃

＜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2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（10/26）

検査名：原子炉格納容器全体及び局部漏えい率検査（1/1）



判定基準

漏えい率（全体）
≦0.08%/day

漏えい率（局部）
≦0.04 %/day

＜評価＞

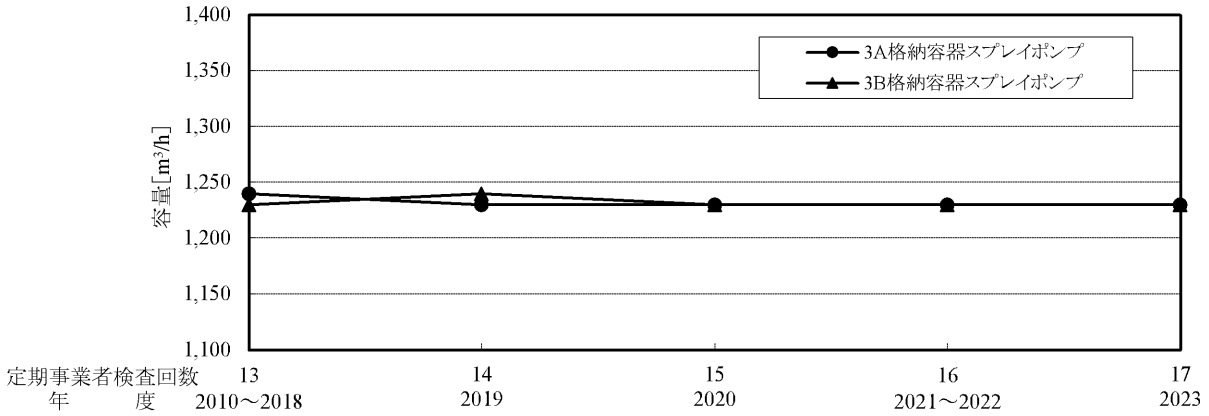
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

注1：全体漏えい率検査は、3定期事業者検査ごとに実施している。
注2：左図において、第14回以前の局部漏えい率のグラフは第12回の検査結果の値を考慮して作図している。
注3：第16回定期事業者検査から、「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（JEAC 4203-2017）適用により、漏えい率測定後に原子炉格納容器バウンダリに属するフランジ締結部を開放した場合は、閉鎖後、当該箇所の局部漏えい率を測定し、その測定結果を全体漏えい率検査結果に加味した「総合漏えい率」が判定基準内であることを確認している。

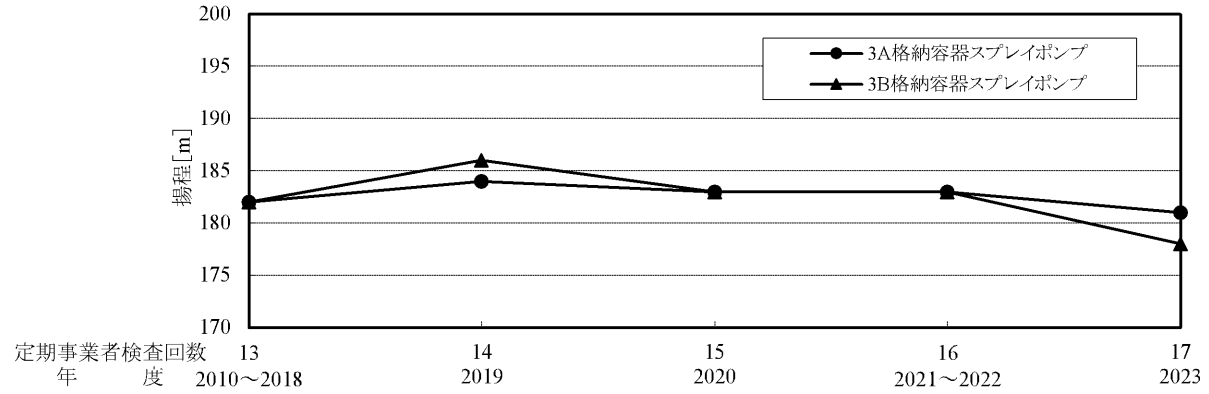
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（11/26）

検査名：原子炉格納容器安全系機能検査（1/1）

【 格納容器スプレイポンプ 容量 】



【 格納容器スプレイポンプ 揚程 】



判定基準

容量 ≧1,200m^3/h

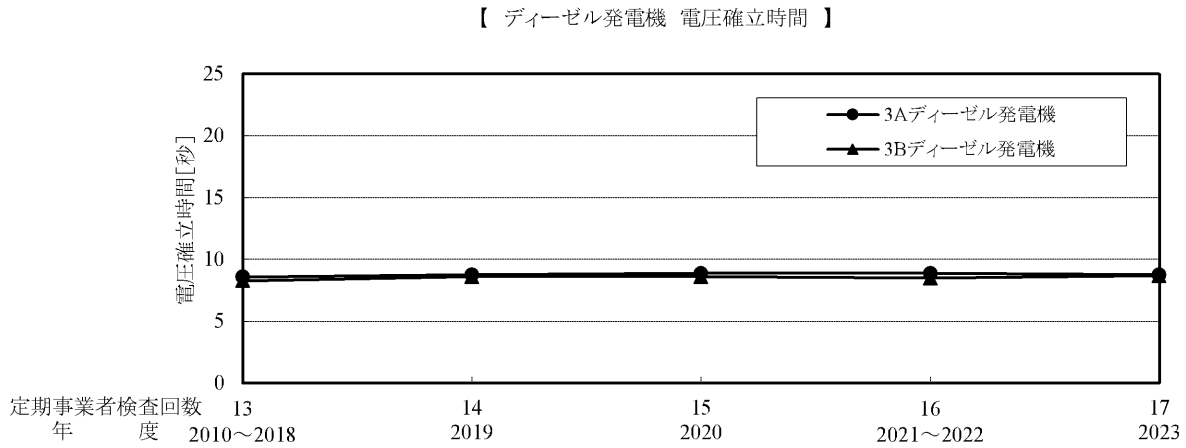
揚程 ≧175m

＜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2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（12/26）

検査名：非常用予備発電装置機能検査（1/6）



判定基準

電圧確立時間
≦12.0秒

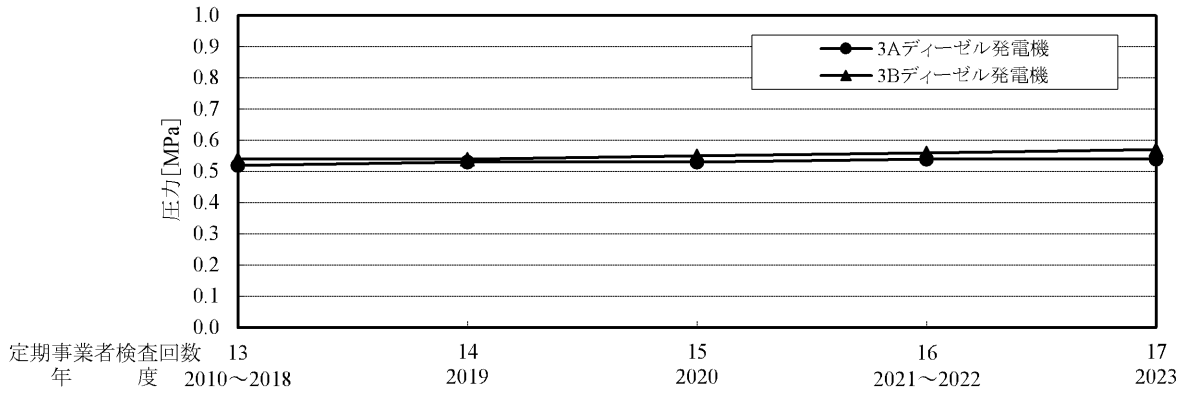
＜評価＞

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

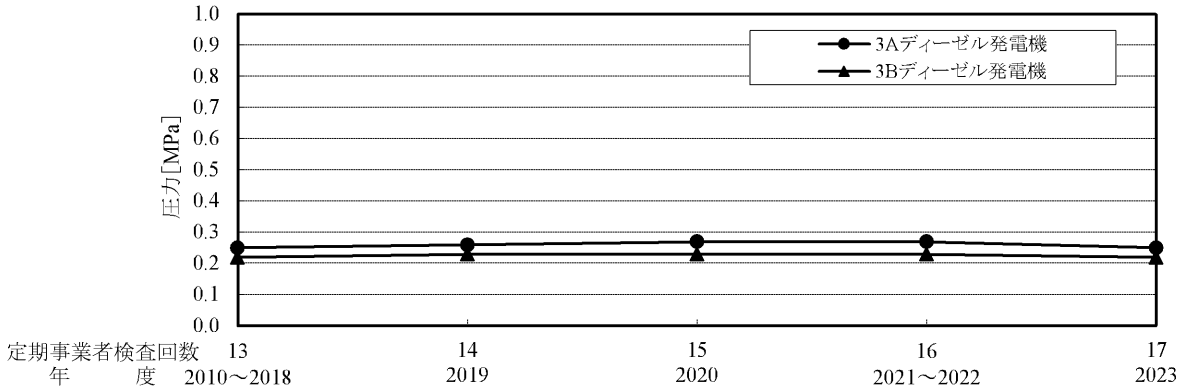
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（13/26）

検査名：非常用予備発電装置機能検査（2/6）

【 機関入口潤滑油圧力 】



【 機関入口燃料油圧力 】



判定基準

機関入口潤滑油圧力
0.49～0.59MPa

機関入口燃料油圧力
0.15～0.29MPa

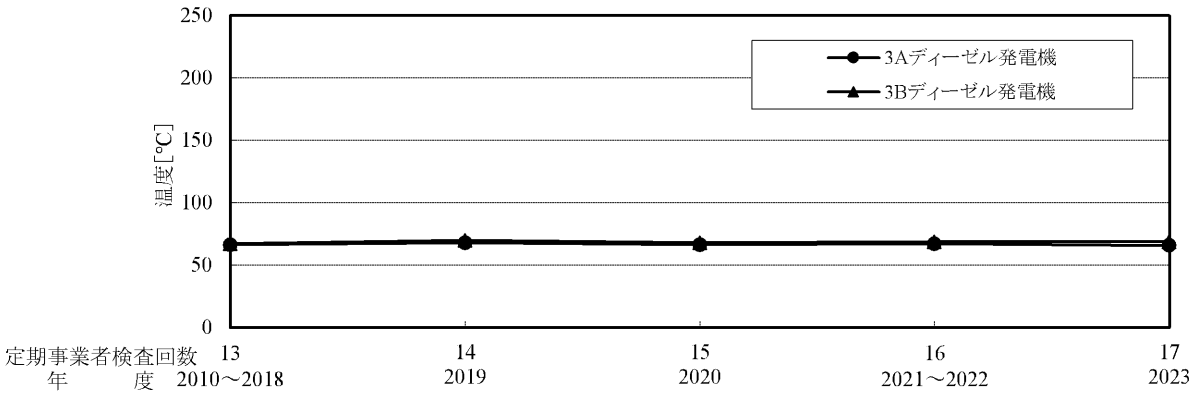
＜評価＞

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

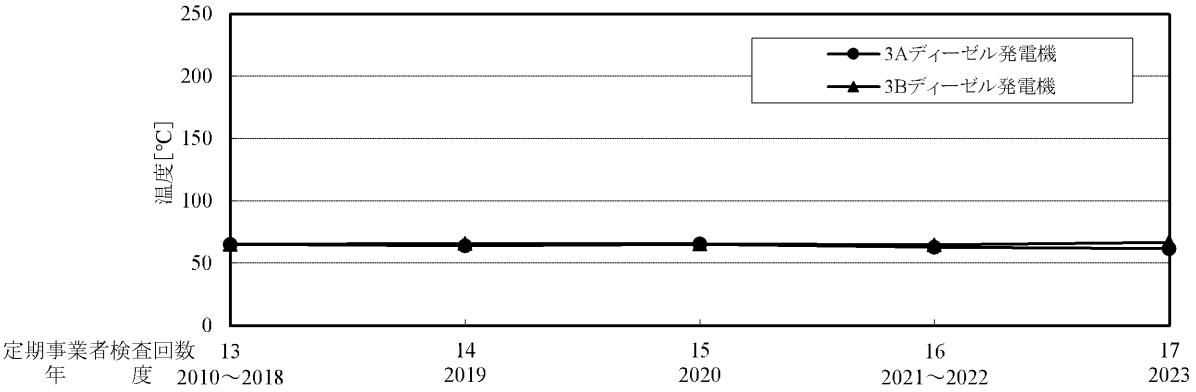
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（14/26）

検査名：非常用予備発電装置機能検査（3/6）

【 シリンダ冷却水温度・高（機関出口） 】



【 潤滑油温度・高（機関出口） 】



判定基準

シリンダ冷却水温度・高（機関出口）
65.0～85.0℃

潤滑油温度・高（機関出口）
50.0～75.0℃

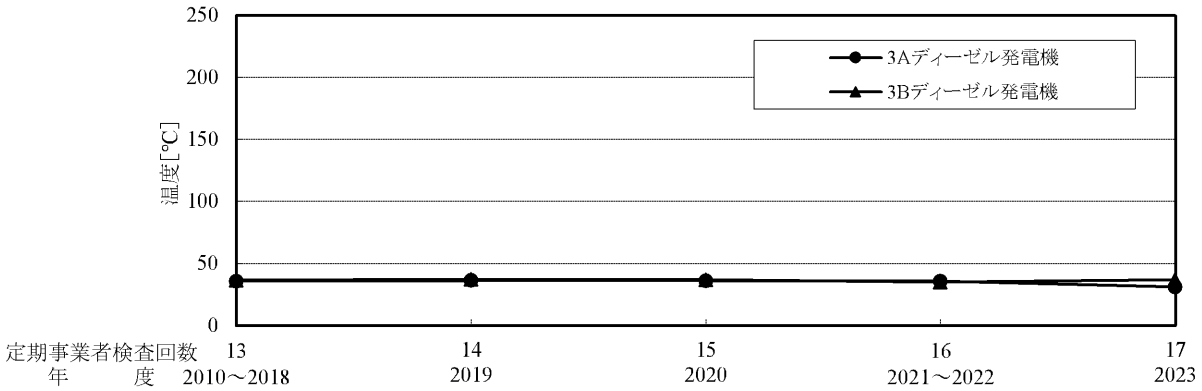
＜評価＞

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

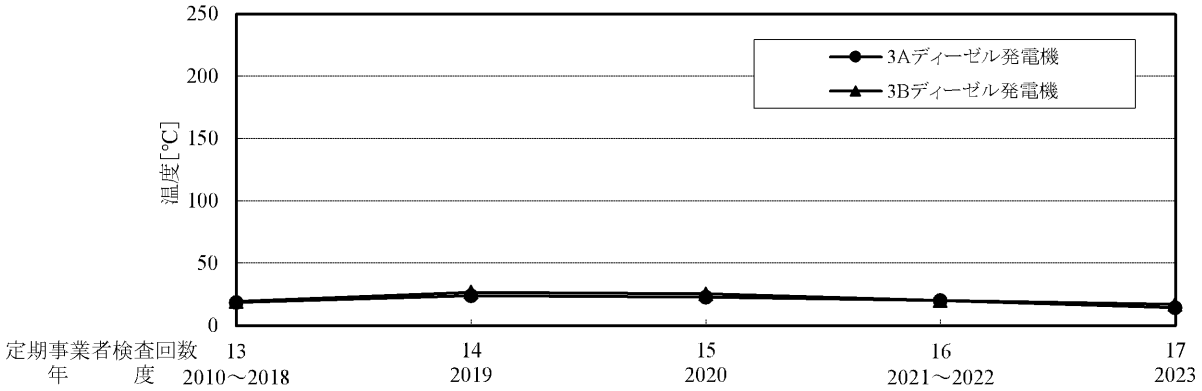
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（15/26）

検査名：非常用予備発電装置機能検査（4/6）

【 燃料弁冷却水冷却器入口冷却水温度 】



【 燃料弁冷却水冷却器出口冷却水温度 】



判定基準

燃料弁冷却水冷却器入口冷却水温度
≦50.0℃

燃料弁冷却水冷却器出口冷却水温度
≦45.0℃

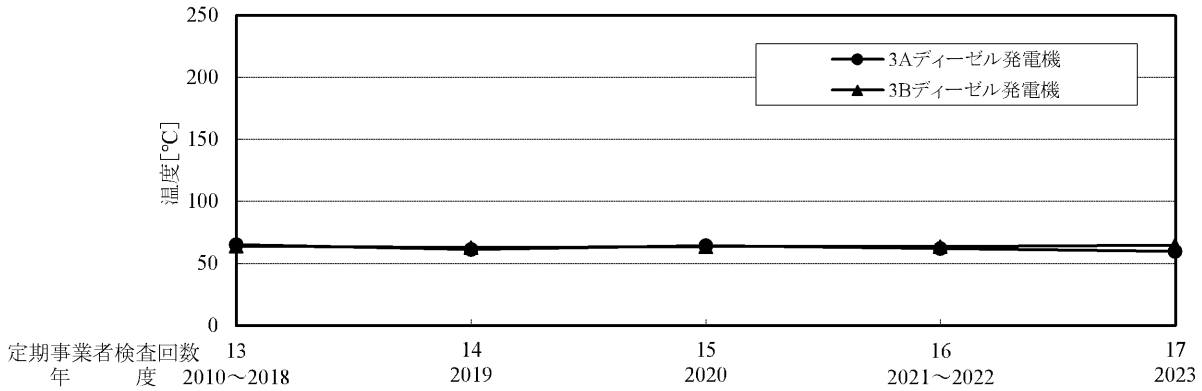
＜評価＞

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

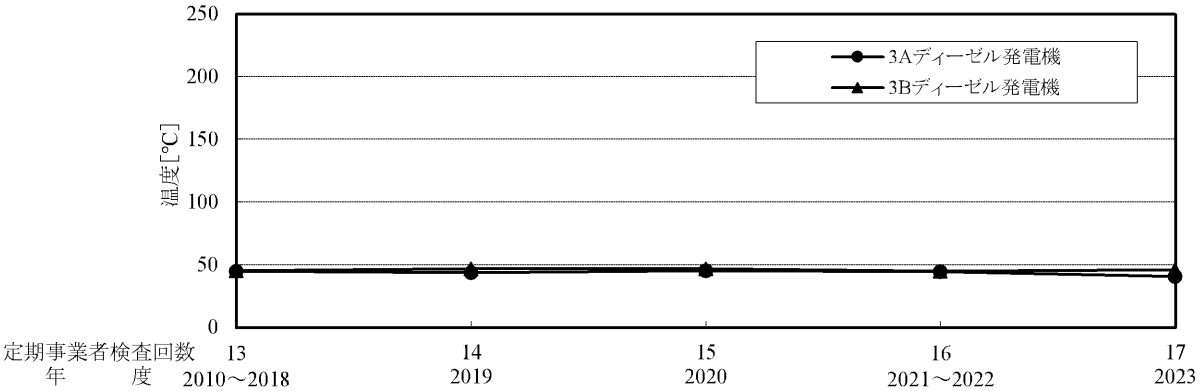
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（16/26）

検査名：非常用予備発電装置機能検査（5/6）

【 潤滑油冷却器入口潤滑油温度 】



【 潤滑油冷却器出口潤滑油温度 】



判定基準

潤滑油冷却器入口潤滑油温度
50.0～75.0℃

潤滑油冷却器出口潤滑油温度
40.0～60.0℃

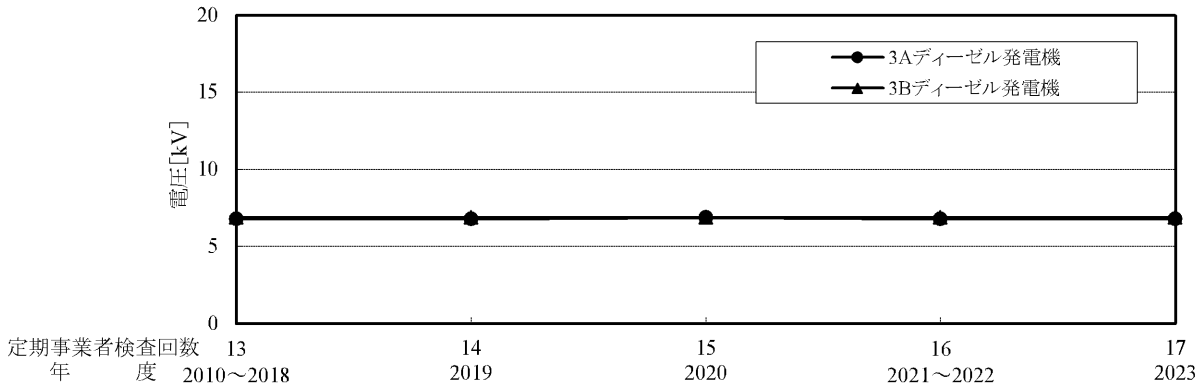
＜評価＞

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

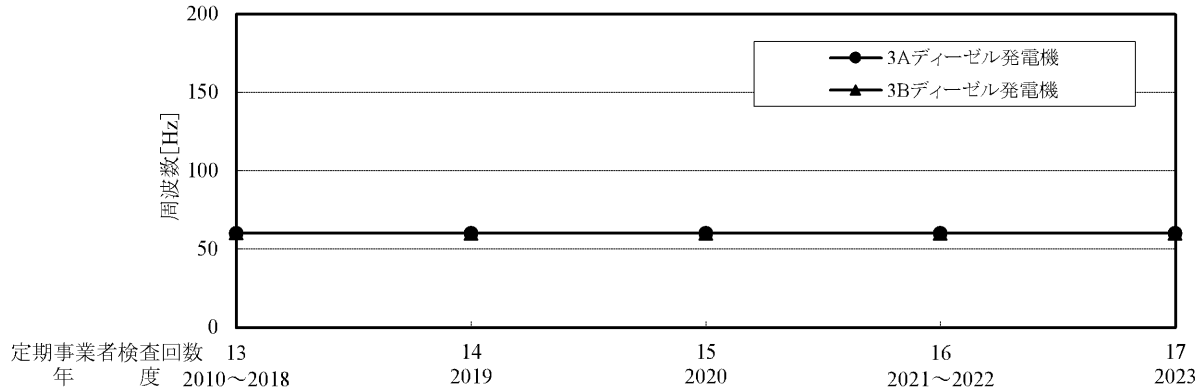
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（17/26）

検査名：非常用予備発電装置機能検査（6/6）

【 発電機 電圧 】



【 発電機 周波数 】



判定基準

電圧　　6.9±0.3kV

周波数　　60.0±3.0Hz

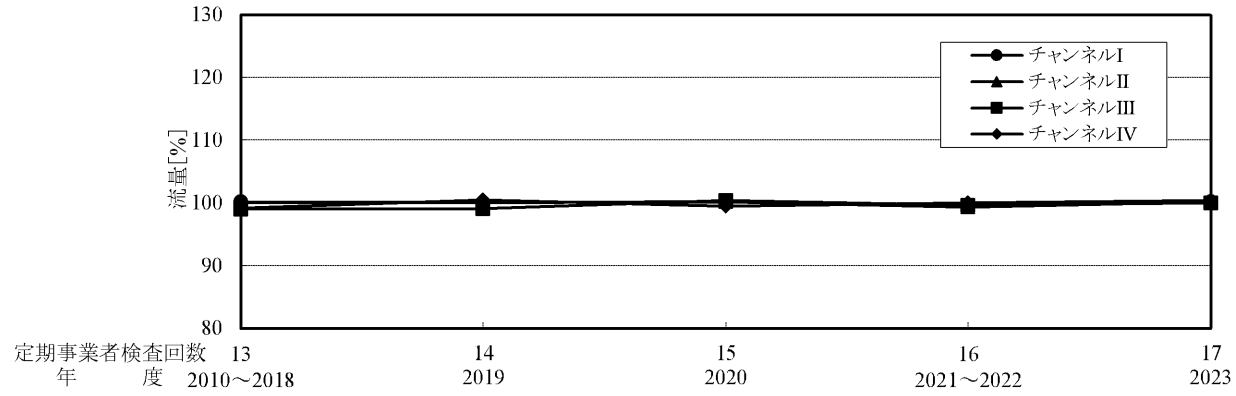
＜評価＞

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

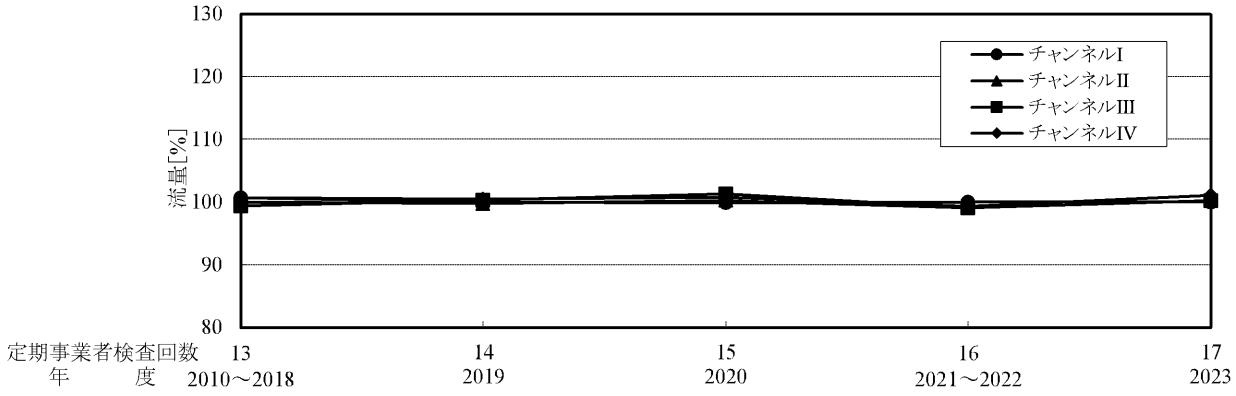
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（18/26）

検査名：総合負荷性能検査（1/5）

【 冷却材流量（Aループ） 】



【 冷却材流量（Bループ） 】



判定基準

冷却材流量
＞90%

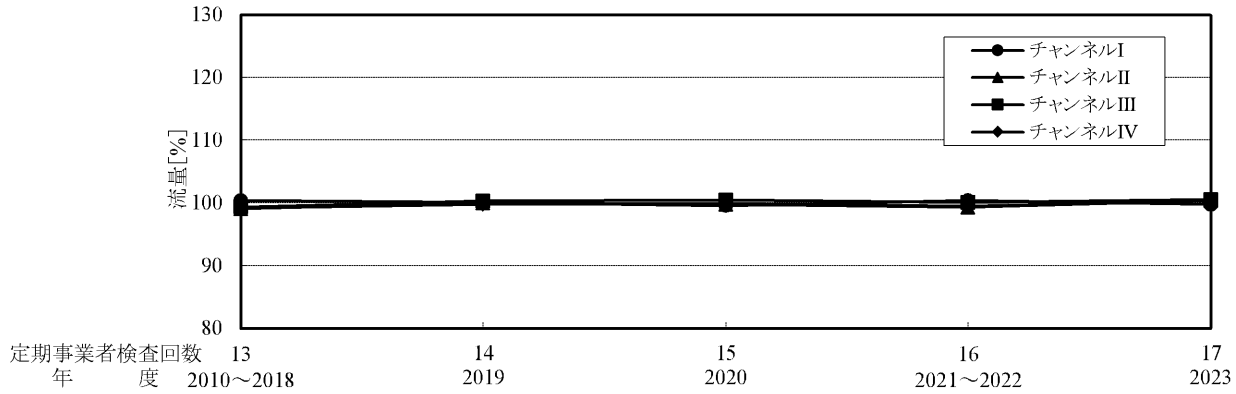
＜評価＞

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

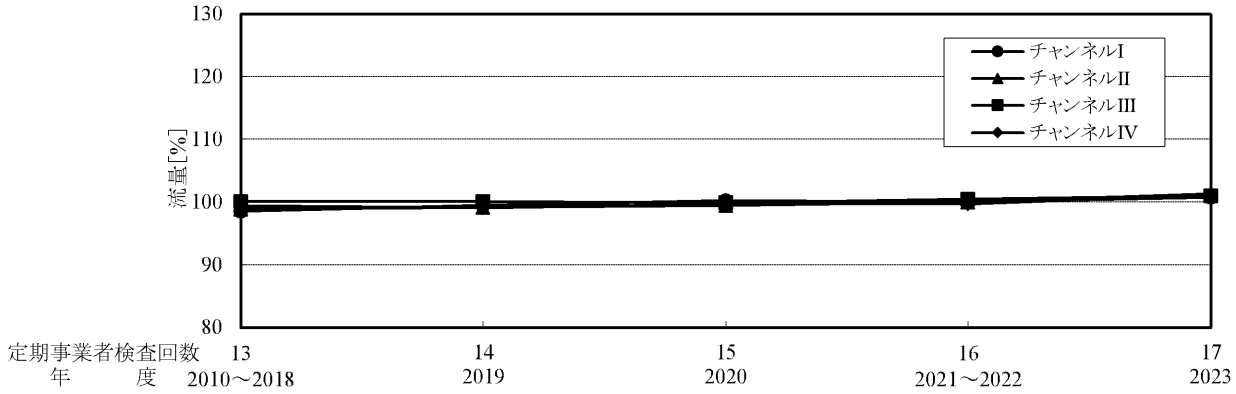
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（19/26）

検査名：総合負荷性能検査（2/5）

【 冷却材流量（Cループ） 】



【 冷却材流量（Dループ） 】



判定基準

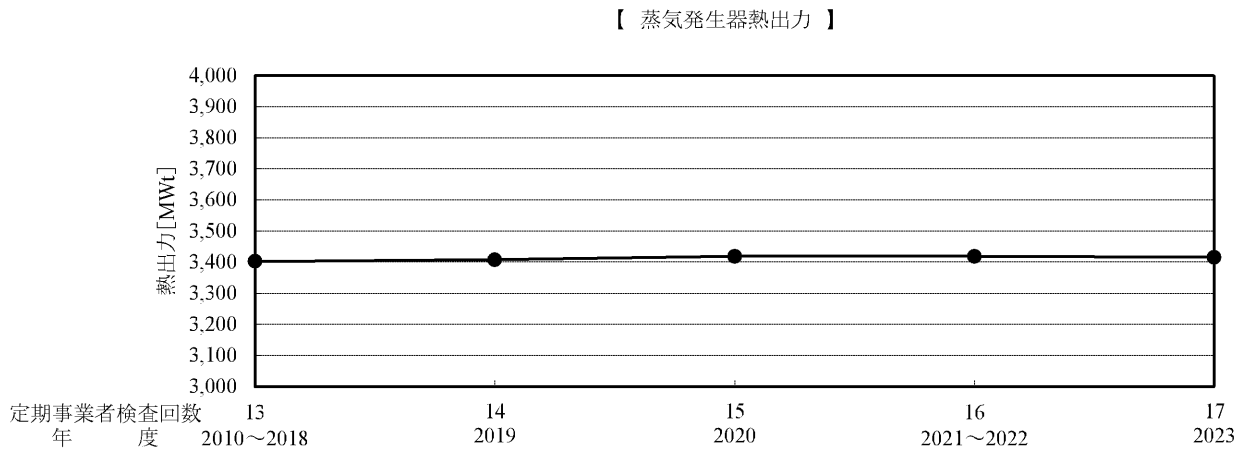
冷却材流量
＞90%

＜評価＞

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

第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（20/26）

検査名：総合負荷性能検査（3/5）



判定基準

蒸気発生器熱出力
≦3,423MWt

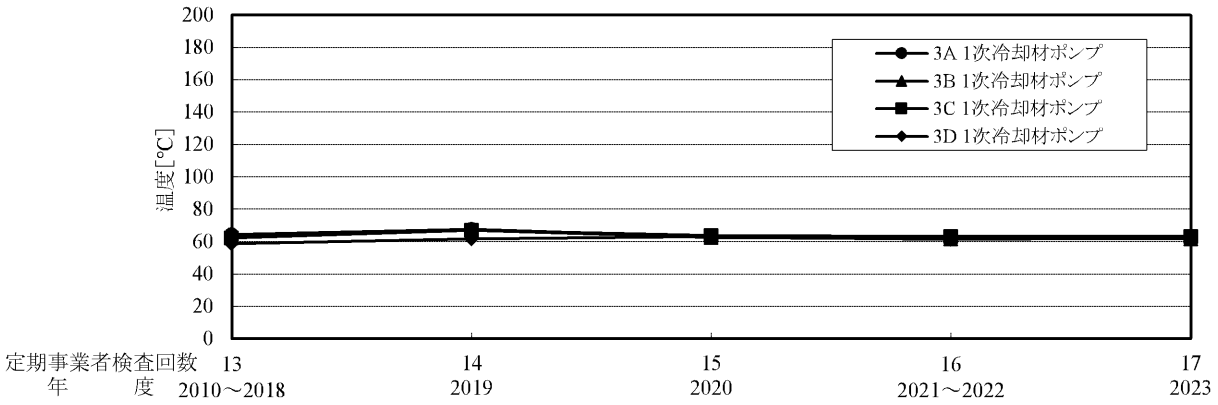
＜評価＞

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。

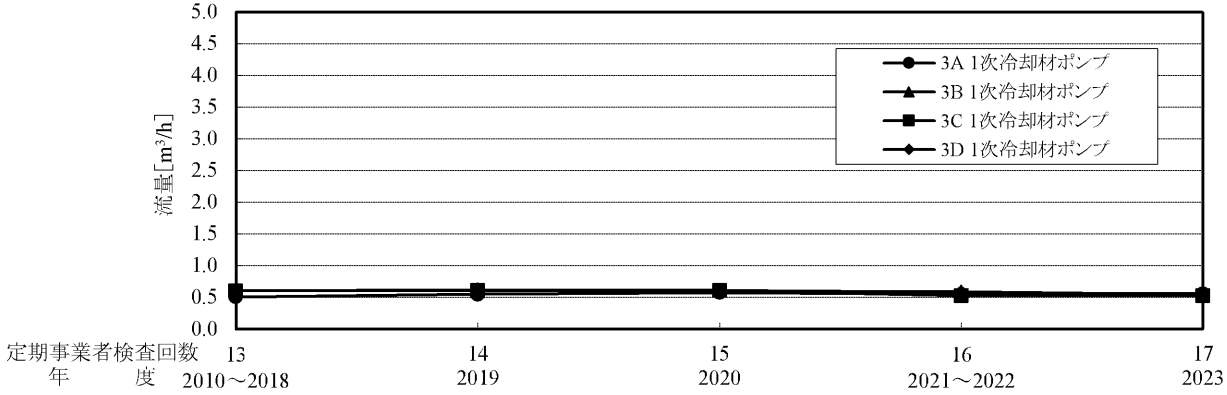
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（21/26）

検査名：総合負荷性能検査（4/5）

【 1次冷却材ポンプ封水出口温度 】



【 1次冷却材ポンプ封水戻り流量 】



判定基準

1次冷却材ポンプ封水出口温度
＜88℃

1次冷却材ポンプ封水戻り流量
＜1.4m^3/h　、＞0.23m^3/h

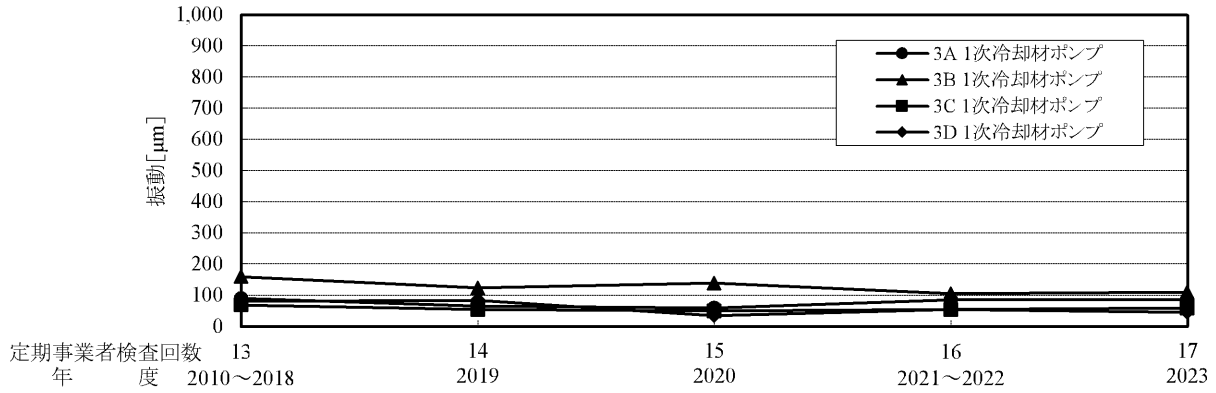
＜評価＞

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

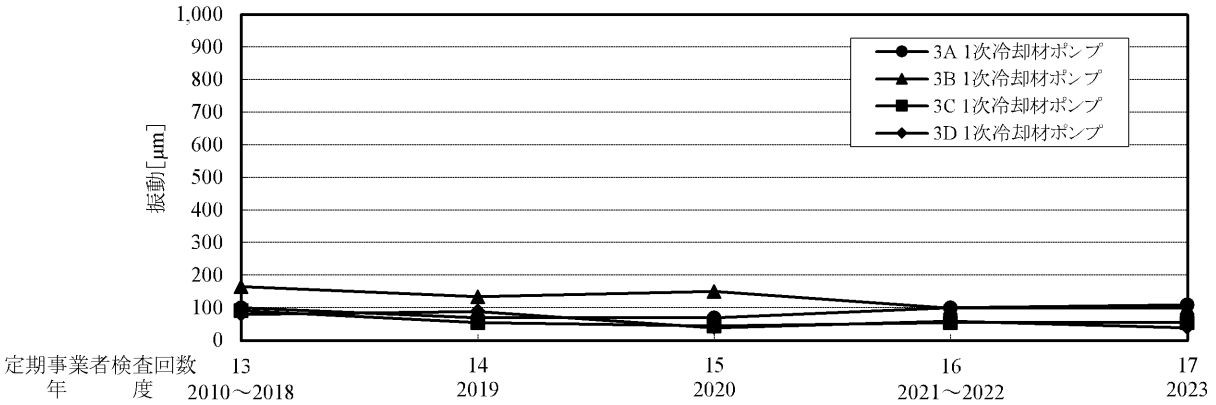
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（22/26）

検査名：総合負荷性能検査（5/5）

【 1次冷却材ポンプ軸振動（X方向） 】



【 1次冷却材ポンプ軸振動（Y方向） 】



判定基準

1次冷却材ポンプ軸振動
＜381μm

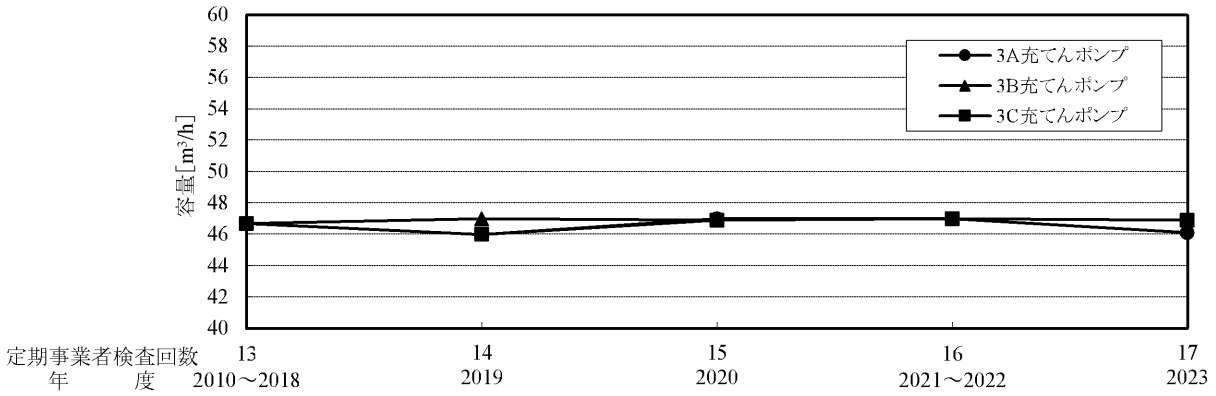
＜評価＞

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

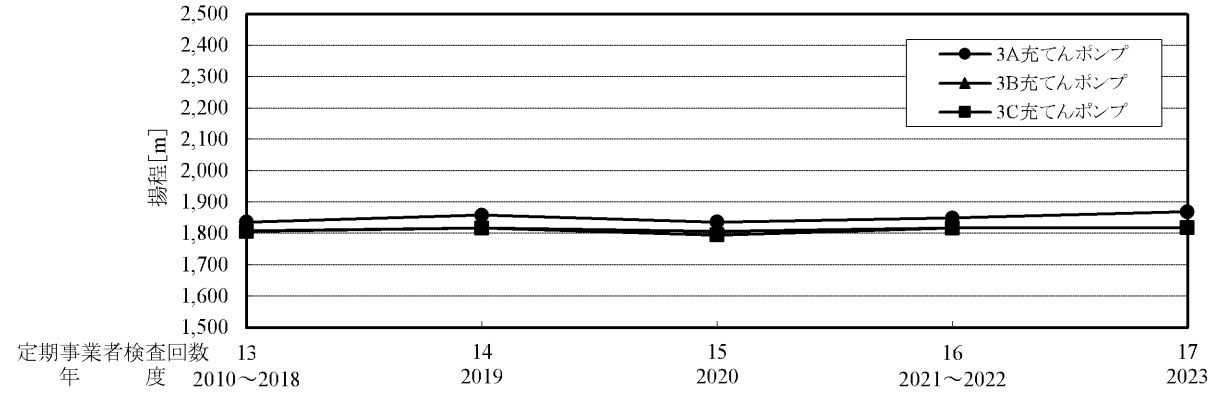
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（23/26）

検査名：充てんポンプ冷却材補給系機能検査（1/1）

【 充てんポンプ 容量 】



【 充てんポンプ 揚程 】



判定基準

容量　　≧45.4m^3/h

揚程　　≧1,770m

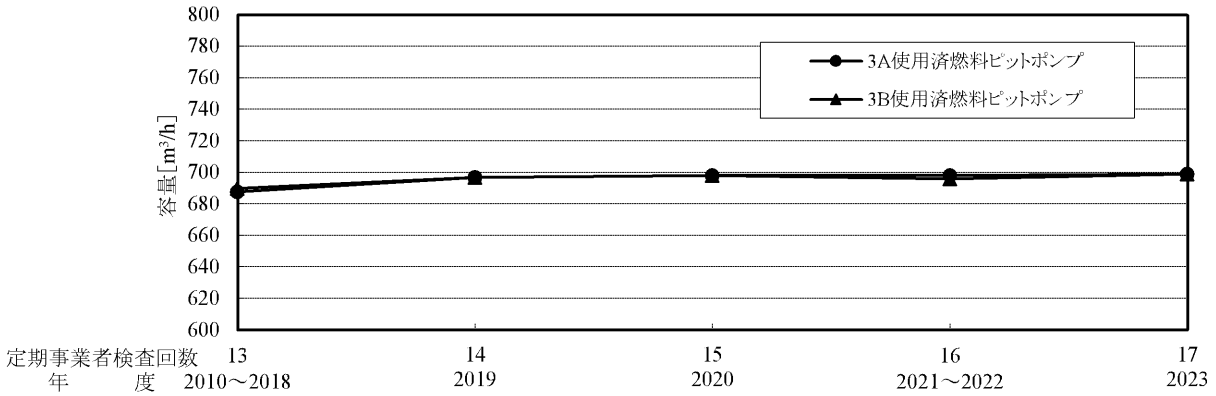
＜評価＞

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。

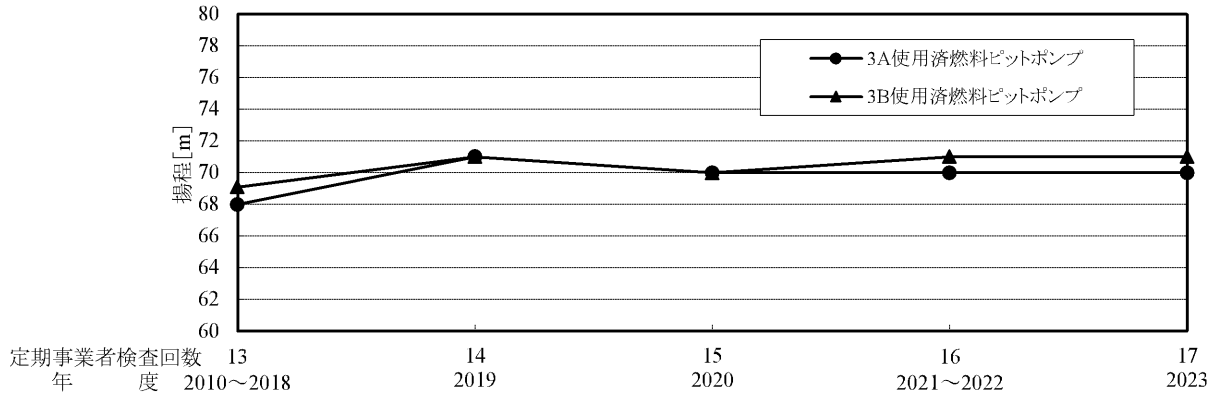
第2.2.1.3-3図　定期事業者検査測定データの確認結果（24/26）

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 ≧686m^3/h

揚程 ≧65m

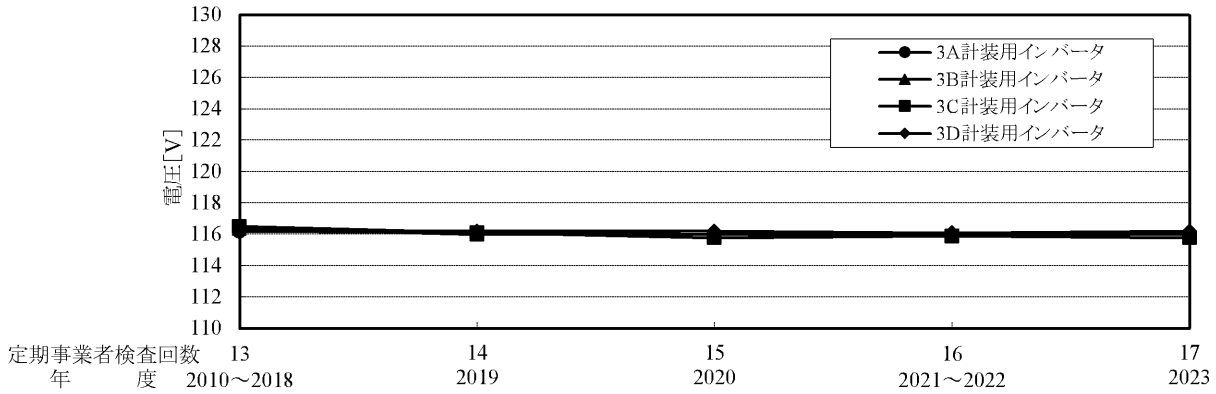
＜評価＞

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。

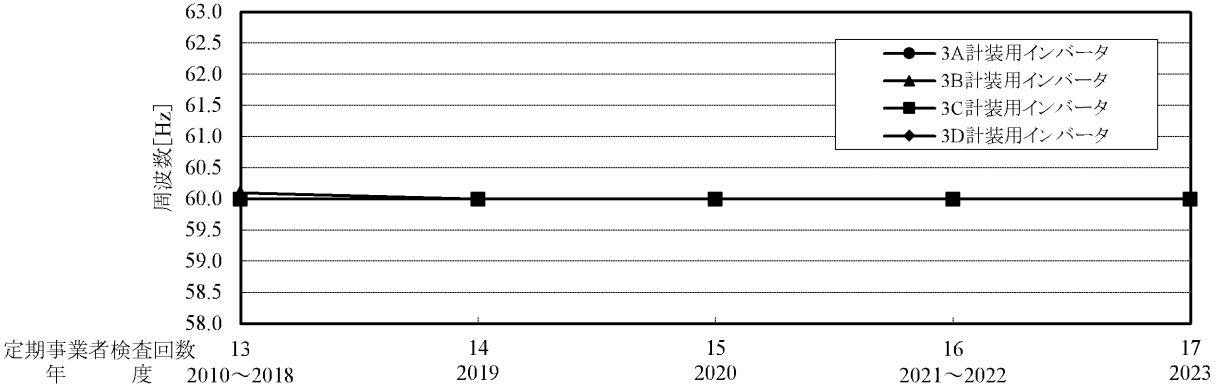
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（25/26）

検査名：インバータ機能検査（1/1）

【 計装用インバータ 出力電圧 】



【 計装用インバータ 出力周波数 】



判定基準

出力電圧

115.0±2.3V

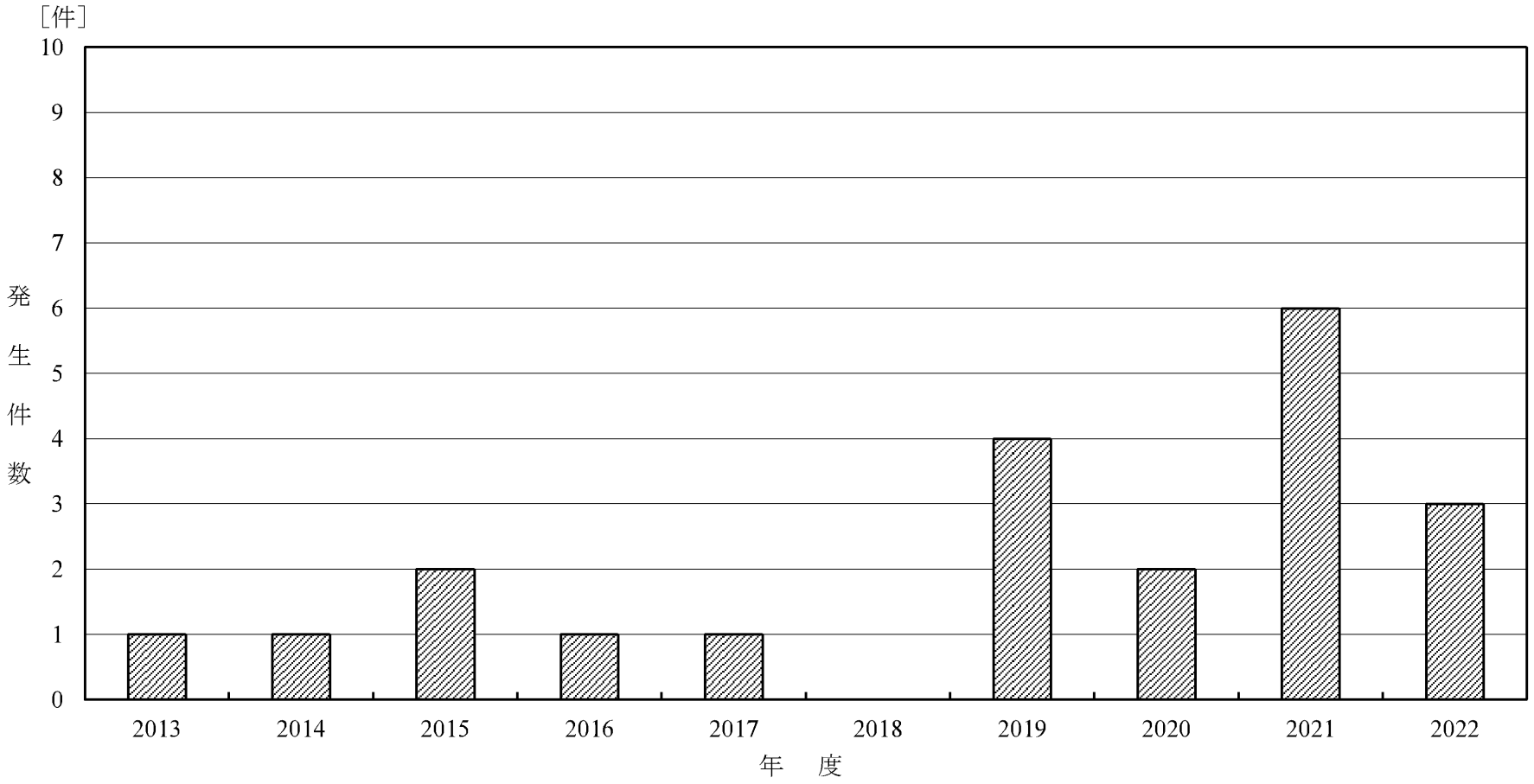
出力周波数

60.0±0.3Hz

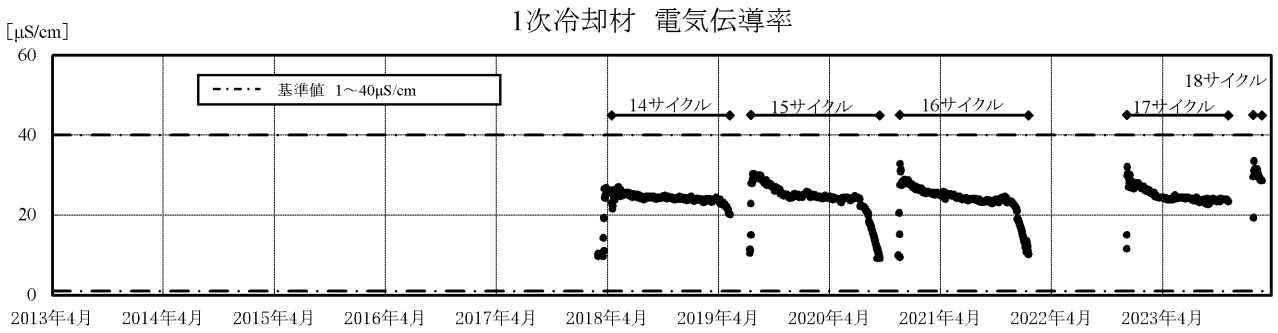
＜評価＞

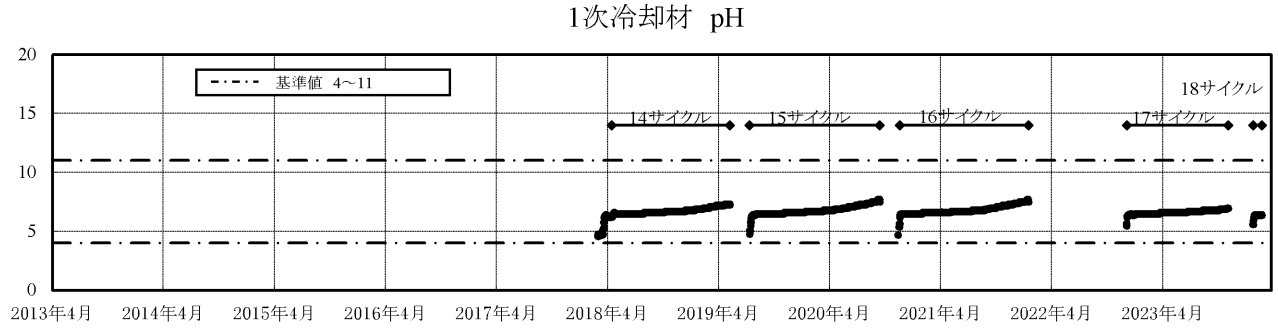
データは、判定基準内で安定して推移しており、著しい変化がなく、性能変化は認められなかった。

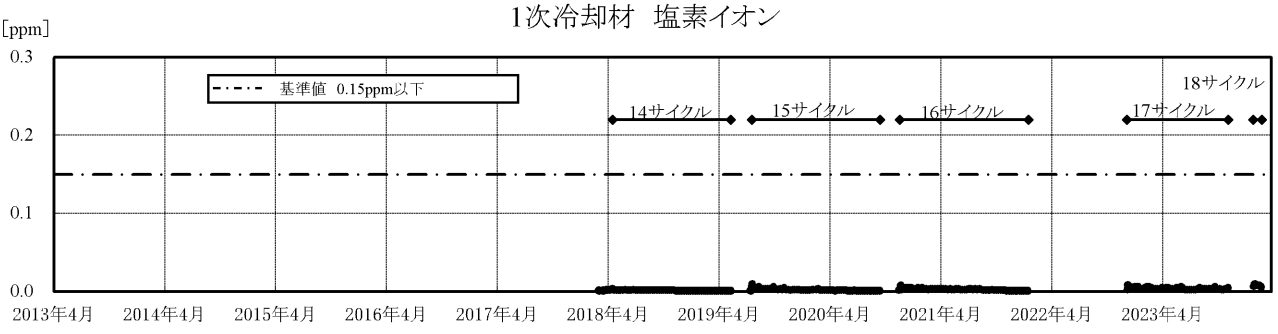
第2.2.1.3-3図 定期事業者検査測定データの確認結果（26/26）

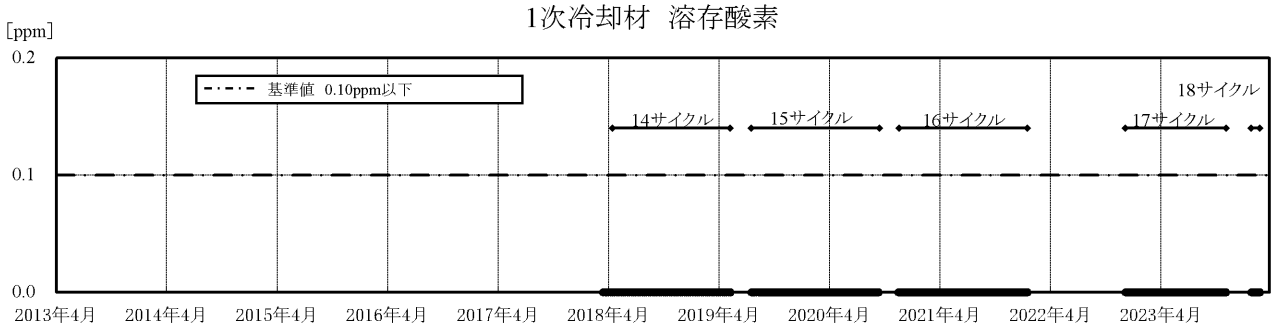


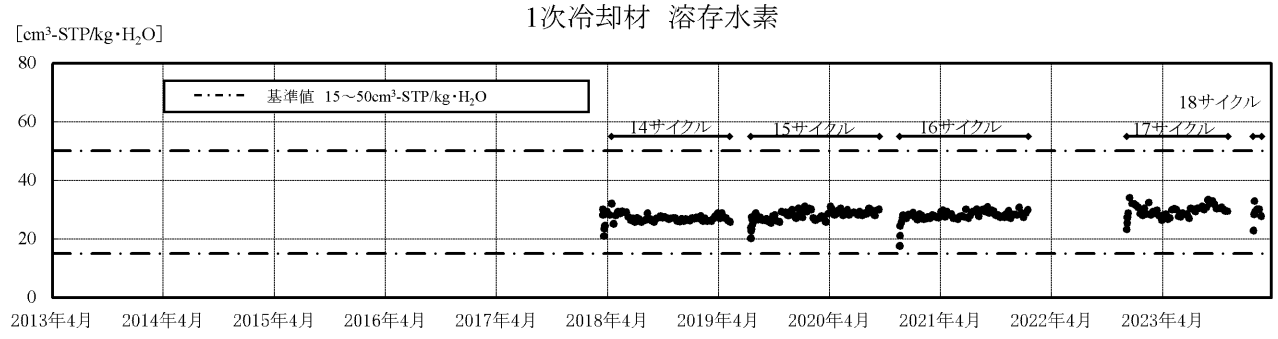
第2.2.1.3-4図　設備の不適合発生件数



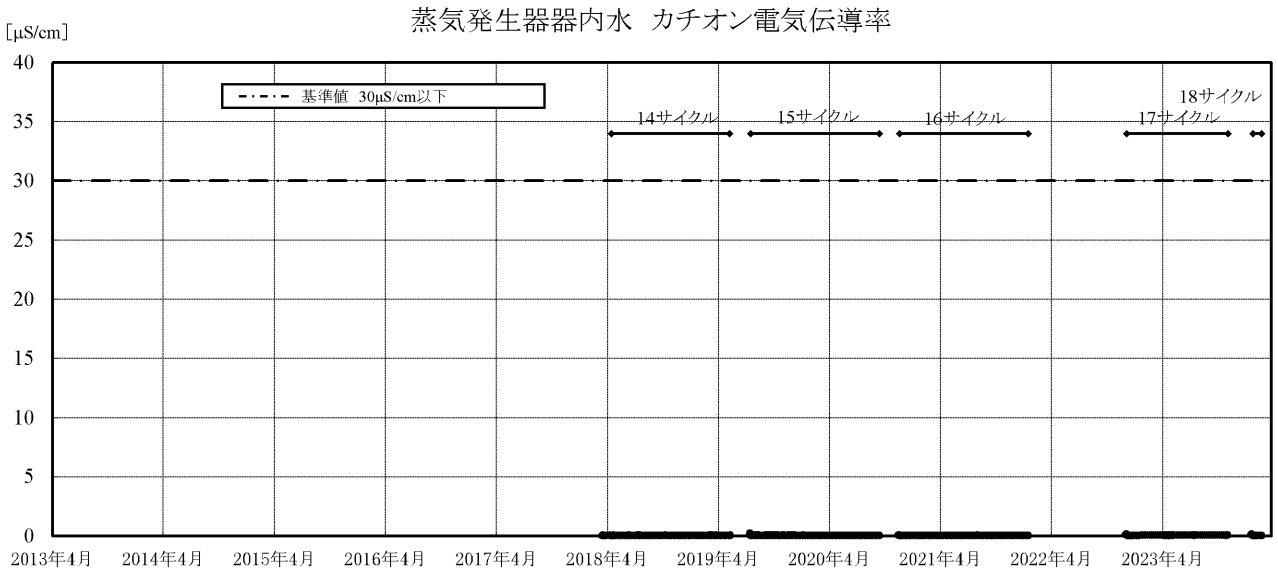


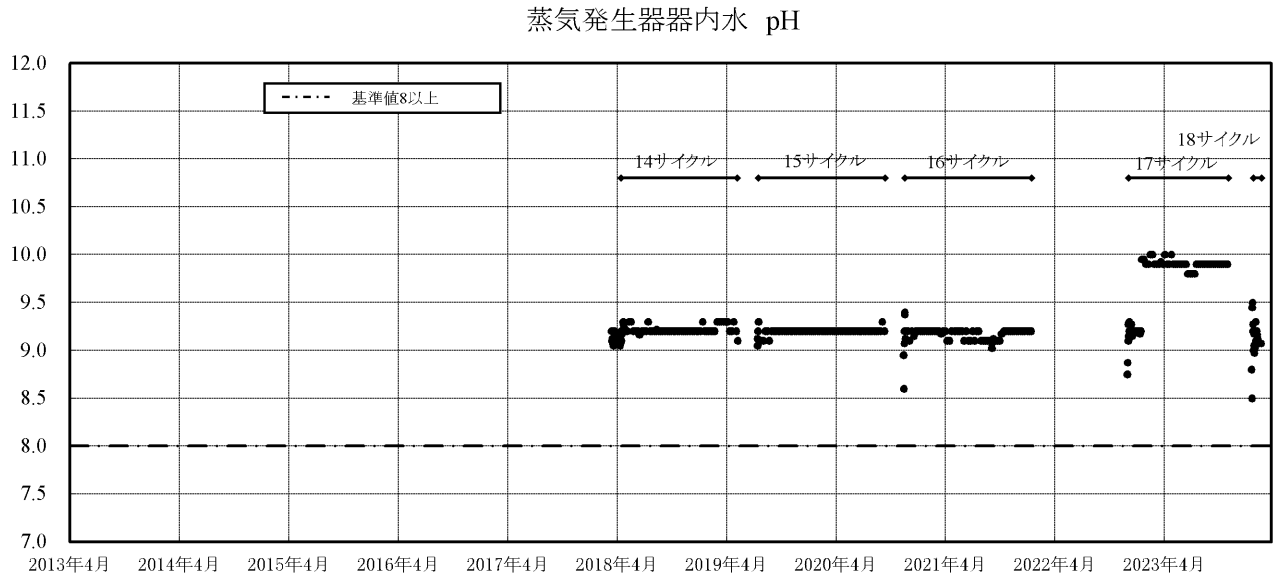






第2.2.1.3-5図　1次冷却材の水質





第2.2.1.3-6図 蒸気発生器器内水の水質

2.2.1.4 燃料管理

（1） 目的

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

(2) 燃料管理に係る仕組み及び改善状況

a. 燃料管理に係る組織・体制

(a) 燃料管理に係る組織・体制の概要

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

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

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

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

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

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

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

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

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

(b) 燃料管理に係る組織・体制の改善状況

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

b. 燃料管理に係る社内マニュアル

(a) 燃料管理に係る社内マニュアルの概要

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

(b) 燃料管理に係る社内マニュアルの改善状況

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

イ 軸方向中性子束出力偏差測定頻度の運用の明確化

軸方向中性子束出力偏差(ΔI)の測定頻度については、社内マニュアルにより出力分布測定時に実施することとしていたが、技術第二課長が必要と判断した際にもΔIの測定を行うことを明確化した社内マニュアルの

改正を実施した。

この結果、必要に応じてΔIの測定を行うことが明確になり、適切な炉心管理が図られた。

ロ　燃料装荷時の臨界管理の不具合に伴う社内マニュアルの改正

燃料装荷時には、炉外核計装装置（NE-31、NE-32）に接続している炉物理データ処理装置（以下「DAPS」という。）及び可聴計数率計にて計数率を測定し、未臨界であることを確認している。

玄海4号機の2体目燃料装荷直前に計数率を測定した際、DAPSの値と可聴計数率計の値が大きく違ったことから状況を確認したところ、電源接続の際に確認した手順書の添付図に電源設備が記載されていなかったことにより、DAPSの電源設備のうち直流36V電源が接続できていなかったため、2023年10月に社内マニュアルを改正し、電源設備を含む接続図を追加した。

この結果、DAPSの電源設備を含む接続図が明確化され、燃料装荷時の臨界管理が円滑に遂行された。

ハ　異物による燃料や機器の損傷防止に係る運用の見直し

使用済燃料ピットへの異物管理を強化するため、2023年度に社内マニュアルに、ピットフェンス内の異物管理区域では目立つ色付き結束バンドを使用すること、異物管理区域から原則2mの範囲を緩衝ゾーンとし異物管理を実施すること、定検中の原子炉キャビティ周辺においても使用済燃料ピットと同様に異物管理区域、緩衝ゾーンを設定し、異物管理を行うことを明記するとともに、発電所員及び協力会社社員に異物混入防止に関する教育を実施した。

この結果、異物混入による燃料損傷事象はなく、作業実施時における異物混入防止に関する認識の浸透が図られた。

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

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

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

（b） 燃料管理に係る教育・訓練の改善状況

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

(3) 燃料管理に係る設備改善状況

a. 燃料体の概要

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

b. 燃料体の改善状況

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

c. 燃料の取扱い及び貯蔵に関する設備の改善状況

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

（4） 燃料管理に係る実績指標

a. 1次冷却材中のよう素131濃度

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

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

今回の調査期間におけるよう素131濃度は、保安規定に定めている運転上の制限である$6.3\times10^{4}Bq/cm^{3}$に対して十分低い値で推移している。

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

（a） 通常運転中における1次冷却材中のよう素131濃度、よう素比（$^{131}I/^{133}I$線源強度比）及びキセノン133濃度のいずれかに有意な変化がある場合

（b） 通常運転中における1次冷却材中のよう素131濃度が管理値を超えている場合

（c） 原子炉低温停止時における1次冷却材中のよう素131増加量が管理値を超えている場合

（d） 負荷降下開始1時間前から1次冷却材系統大気開放に至るまでの間における1次冷却材中のよう素131濃度及びキセノン133濃度に有意な変化がある場合

第13サイクルでは、原子炉低温停止時における1次冷却材中のよう素131増加量が管理値を超えたため、燃料集合体シッピング検査を実施して放射

性物質が漏えいした燃料集合体を特定した。

また、第16サイクルでは、上記(a)、(c)及び(d)の事項に該当したため、燃料集合体シッピング調査を実施して放射性物質が漏えいした燃料集合体を特定した。

※:原子力規制における検査制度の見直しに伴う保安規定の改正により、第15サイクルの原子炉停止時から、燃料集合体シッピング調査という。

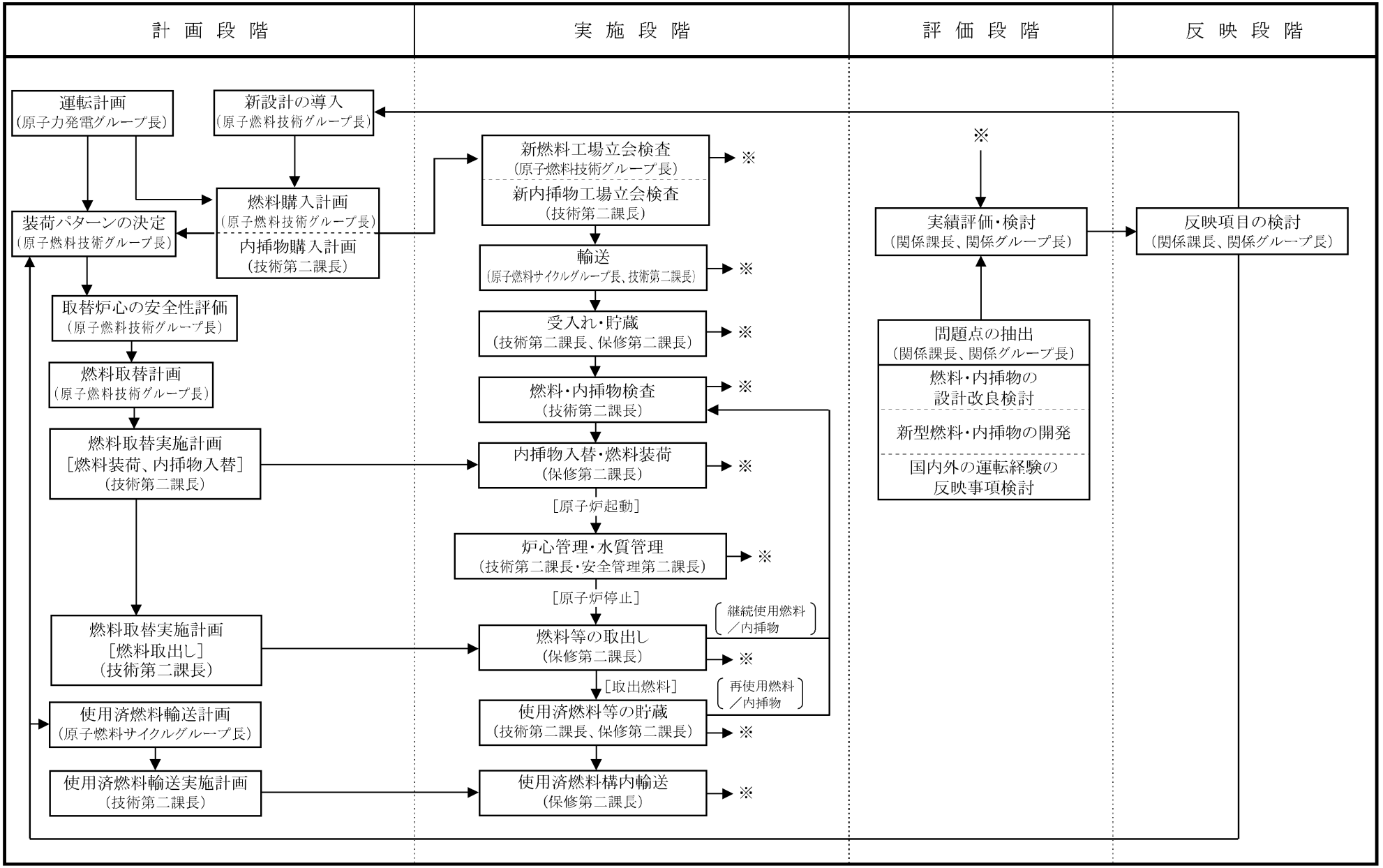
（5） 燃料管理に係る有効性評価結果

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

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

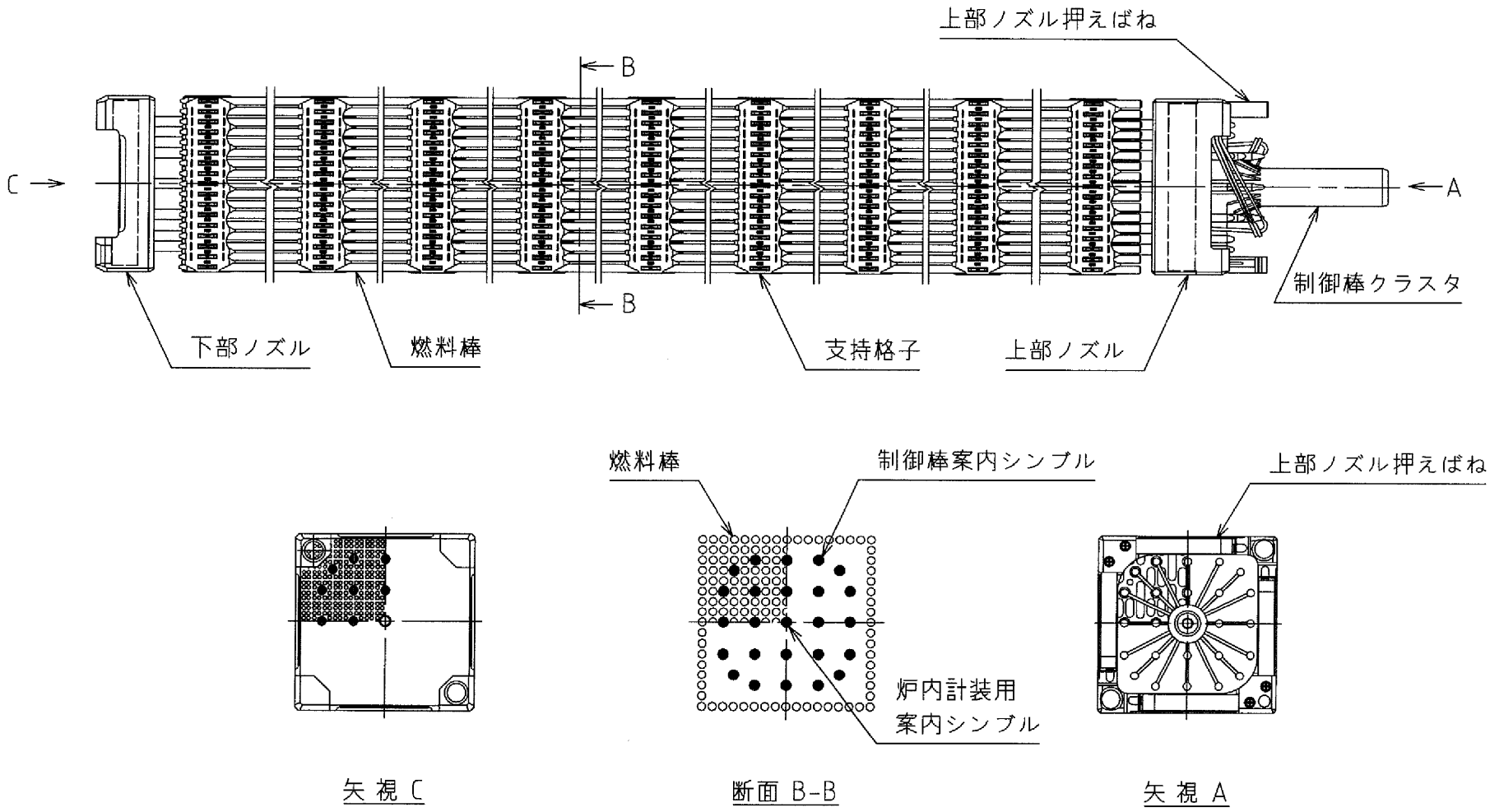
なお、CAPのプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

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

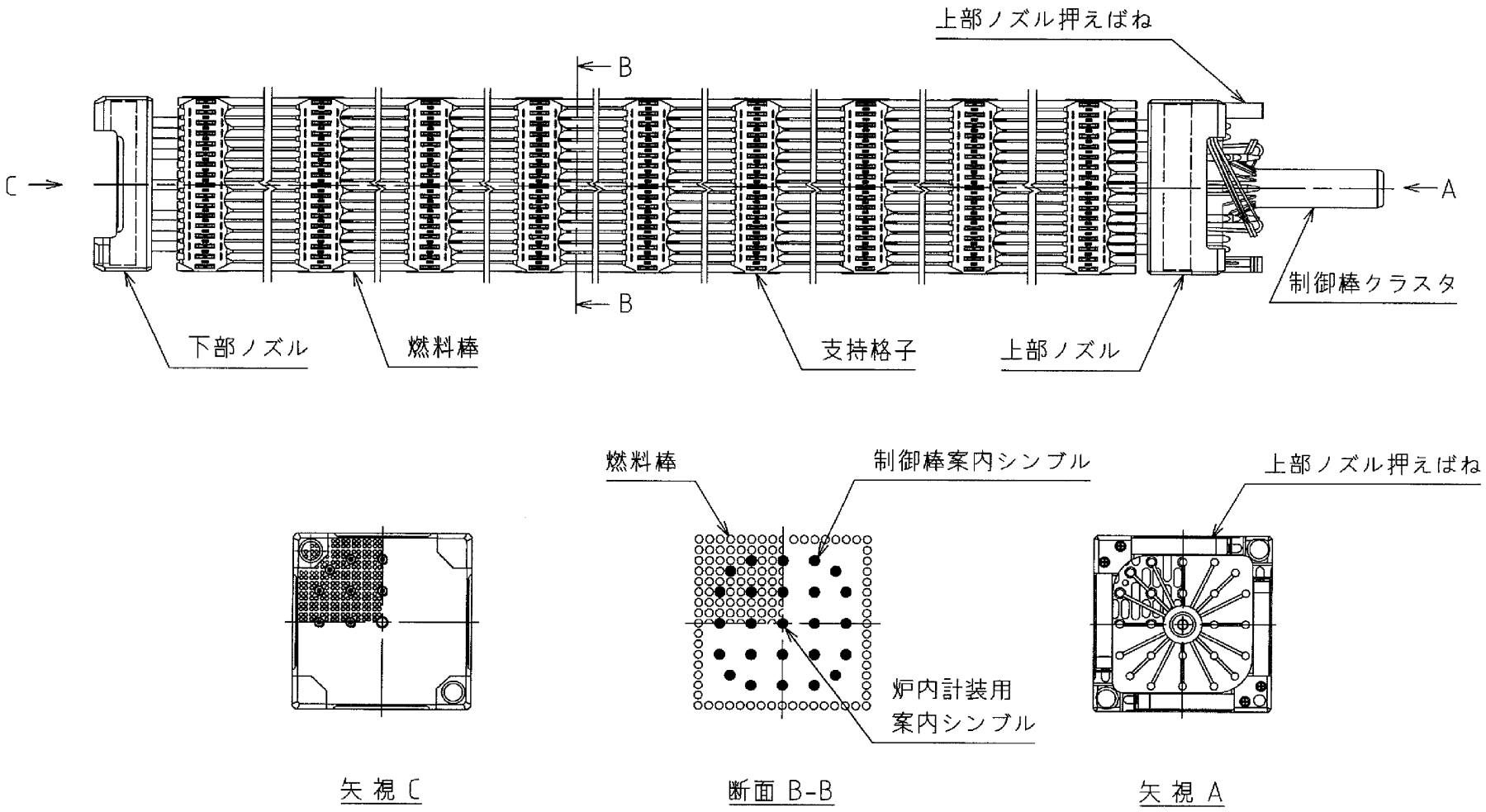


注:( )内は、主管を示す。

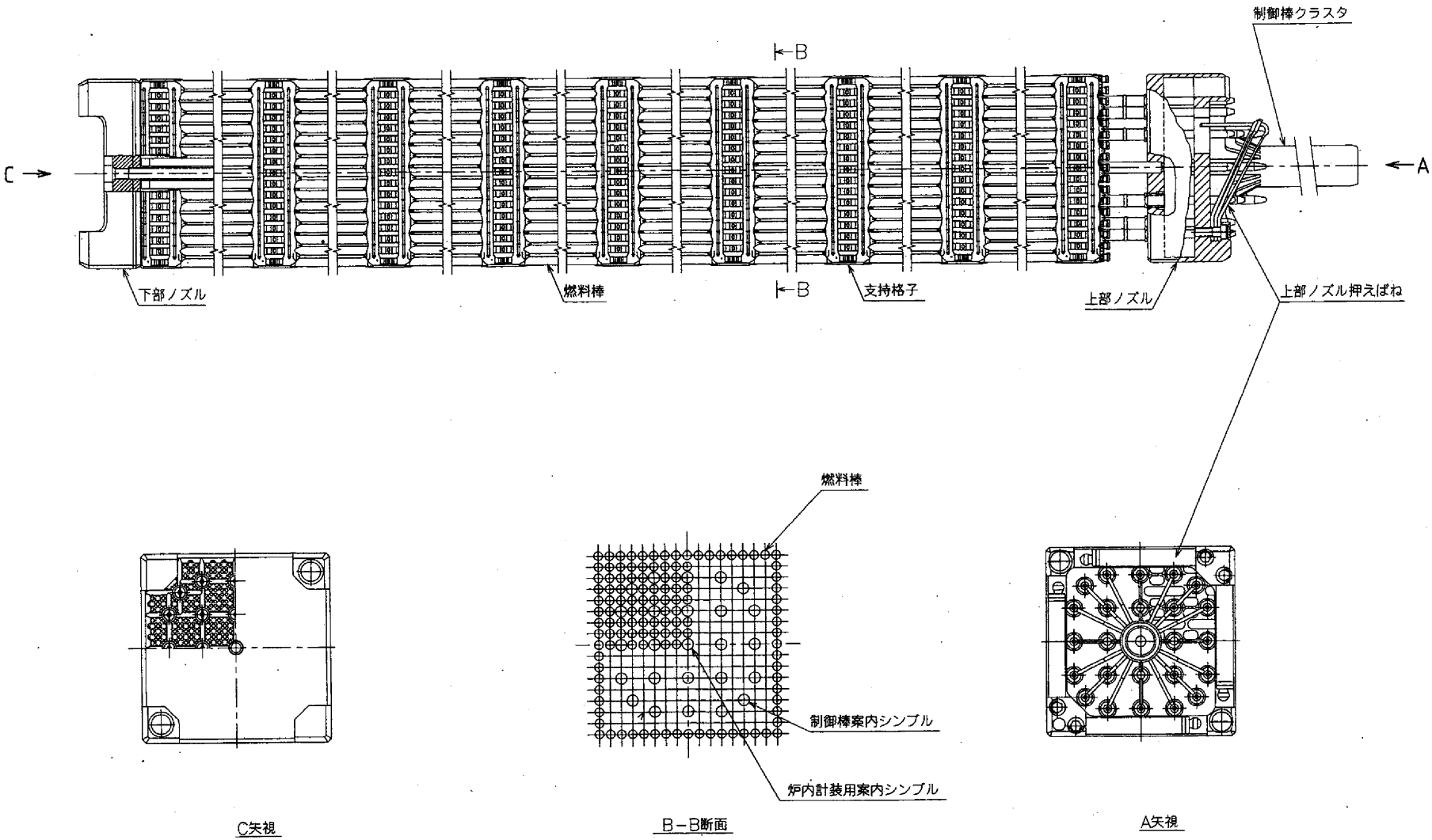
第2.2.1.4-1図　燃料に係る運用管理フロー



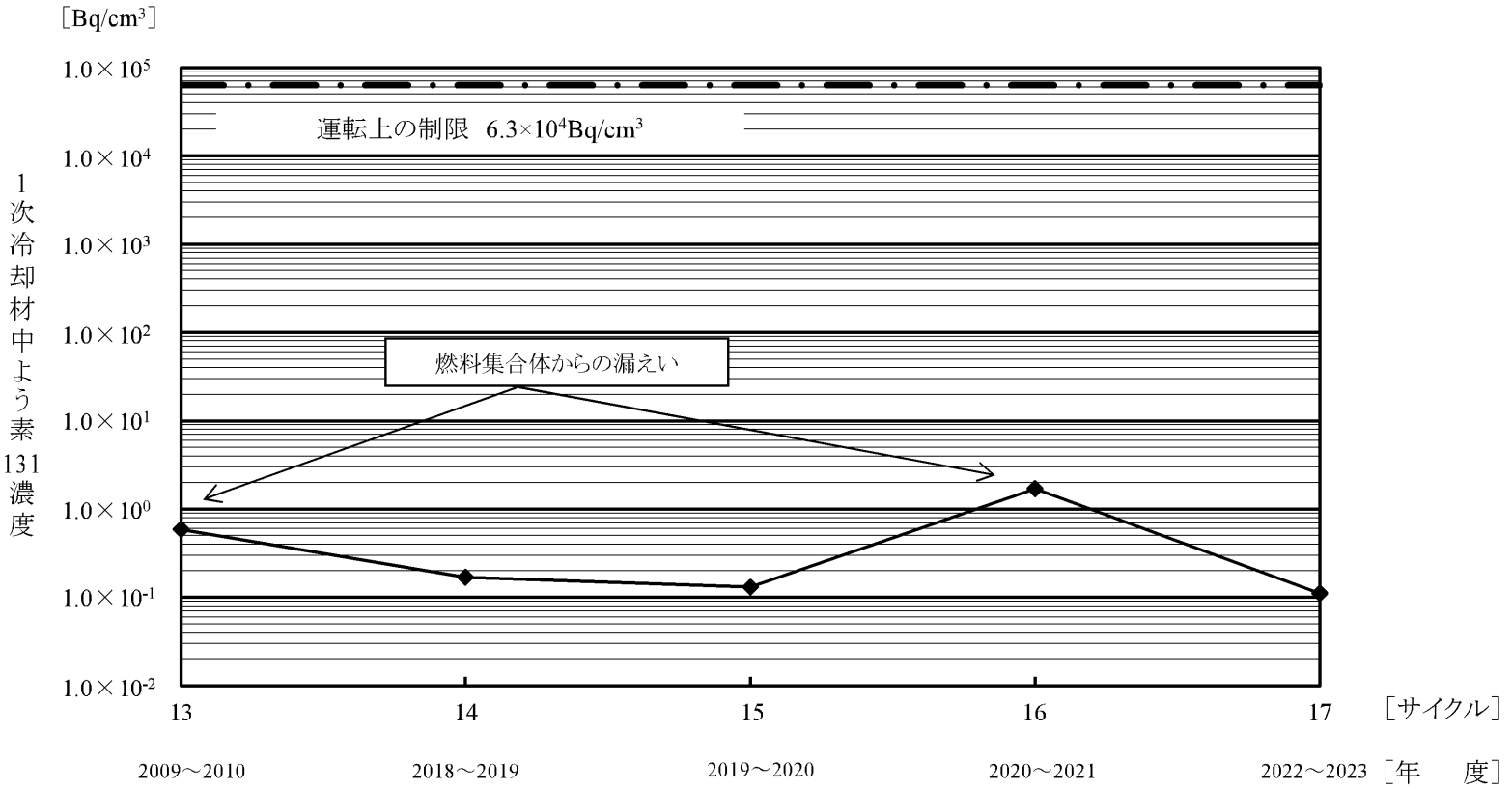
第2.2.1.4-2図　A型燃料集合体構造図［ウラン燃料］（1/2）



第2.2.1.4-2図　A型燃料集合体構造図［MOX燃料］（2/2）



第2.2.1.4-3図　B型燃料集合体構造図［ウラン燃料］



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

2.2.1.5 放射線管理

(1) 目的

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

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

（2） 放射線管理に係る仕組み及び改善状況

a. 放射線管理に係る組織・体制

（a） 放射線管理に係る組織・体制の概要

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

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

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

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

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

（b） 放射線管理に係る組織・体制の改善状況

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

b. 放射線管理に係る社内マニュアル

(a) 放射線管理に係る社内マニュアルの概要

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

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

イ 個人線量管理

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

(b) 放射線管理に係る社内マニュアルの改善状況

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

イ　マスク着用解除基準の明確化

2023年10月に、マスク着用を解除する場合は、空気中の放射性物質濃度をGeγ線多重波高分析装置にて測定し、核種分析結果が検出限界値未満であることを確認することを社内マニュアルに追加した。

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

ロ　ポケット線量計の校正方法見直し

ポケット線量計の定期点検において、個人線量計校正用ファントム※（以下「ファントム」という。）を用いて校正を行っているが、玄海1、2号機ポケット線量計定期点検においてファントムが破損し、ファントムが使用不可となった事象を受け、ファントムを使用しない「ファントム定数による校正」に見直し、2023年12月に「標準作業手順書」を改訂した。

この結果、ポケット線量計校正時におけるリスクの低減が図られた。

※：人体の皮膚、体内臓器が受ける放射線量を決めるため、人間の代わりとして用いられる模型

ハ　管理区域外への物品搬出時等における汚染拡大防止の改善

管理区域外への物品搬出時における汚染検査装置使用において改善の余地が見られたため、2023年度に汚染検査装置使用時の留意事項について、液晶モニタを用いた動画、音声による注意喚起や、汚染検査済みの物品置場の表示を明確化する等の汚染拡大防止の改善を実施した。

この結果、物品搬出時等における、より確実な汚染拡大防止措置が図られた。

c. 放射線管理に係る教育・訓練

（a） 放射線管理に係る教育・訓練の概要

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

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

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

（b） 放射線管理に係る教育・訓練の改善状況

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

（3） 放射線管理に係る設備改善状況

a. 放射線管理に係る設備の概要

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

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

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

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

b. 放射線管理に係る設備の改善状況

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

（a） 蛍光ガラス線量計評価システムの導入

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

この結果、線量当量測定に係る業務の確実性及び効率化が図られた。

（b） 簡易型全身表面汚染モニタの購入

管理区域内作業における身体汚染の早期発見及び汚染拡大防止を目的として簡易型体表面汚染モニタを導入している。本装置導入後、身体汚染発生率は低下していることから本装置が身体汚染発生防止に有効であると判断できる。しかしながら、時間帯によっては、多数の測定待機者によって渋滞し、待ち時間が生じていたことから、2023年11月に本装置を1台追加購入した。

この結果、渋滞の緩和が図られ、更なる利用率の向上によって、より一層の身体汚染の早期発見及び汚染拡大防止の効果が期待できる。

（4） 放射線管理に係る実績指標

a. 定期事業者検査中の作業被ばく線量

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

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

また、改良工事等分を除く通常定期事業者検査作業分の線量は、2010年度から2018年度にかけて実施した第13回定期検査時においては、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、他の定期事業者検査と比べて高くなっている。

第14回施設定期検査時から第17回定期事業者検査時については、改良工事等分及び通常定期事業者検査作業分の線量は0.44～1.12人・Svで推移している。

放射線業務従事者数は、第2.2.1.5-1表に示すとおり、改良工事等の規模や定期事業者検査期間の長短による変動はあるが、2010年度から2018年度にかけて実施した第13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、他の定期事業者検査の約3倍となっている。

また、放射線業務従事者が受ける平均被ばく線量は、第13回定期検査時から第17回定期事業者検査時については、0.19～0.48mSvで推移している。

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

b. 主要作業別の被ばく線量

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

第13回定期検査は、定期検査期間延長に伴い、定期事業者検査関係作業として原子炉容器関連作業が増加したため、他の定期事業者検査と比べて被ばく線量が増加した。

第14回施設定期検査時から第17回定期事業者検査時については、0.20～0.24人・Svで推移している。

c. 定期事業者検査時に測定した主要箇所の線量当量率の推移

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

1次冷却材配管表面線量当量率は0.11～0.27mSv/h、蒸気発生器水室内線量当量率は8.3～25.5mSv/h、原子炉容器上部ふた表面線量当量率は3.8～6.5mSv/hで推移している。

d. 環境試料中の放射能濃度

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

（a） 浮遊じん

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

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

(b) 土壌

土壌については、周辺監視区域境界付近において半期ごとに測定・評価している。

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

(c) 海水

海水については、放水口・取水口付近において四半期ごとに測定・評価している。

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

(d) 海底土

海底土については、放水口・取水口付近において半期ごとに測定・評価している。

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

（5） 放射線管理に係る有効性評価結果

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

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

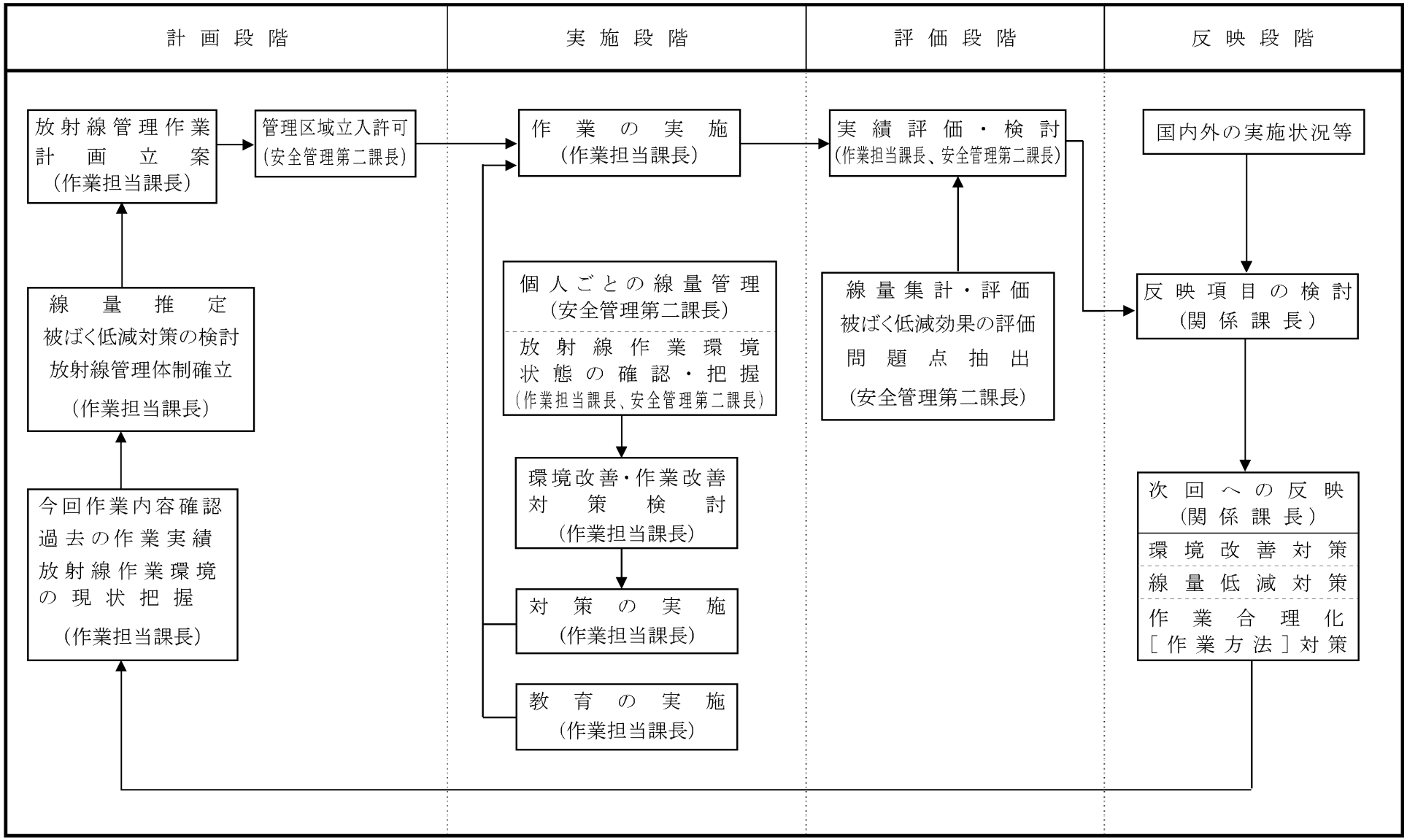
なお、CAPのプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

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

第2.2.1.5-1表　定期事業者検査中の被ばく線量状況

定期事業者検査回数		第13回			第14回			第15回			第16回			第17回		
定期事業者検査期間	解　列～並　列	2010年12月11日～2018年4月18日（2,686日）			2019年5月13日～2019年7月22日（71日）			2020年9月18日～2020年11月23日（67日）			2022年1月21日～2022年12月12日（326日）			2023年11月10日～2024年2月2日（85日）		
	解　列～定期事業者検査終了	2010年12月11日～2018年5月16日（2,714日）			2019年5月13日～2019年8月20日（100日）			2020年9月18日～2020年12月22日（96日）			2022年1月21日～2023年1月10日（355日）			2023年11月10日～2024年2月29日（112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］	693	5,905	6,598	415	1,881	2,296	423	1,838	2,261	546	2,792	3,338	437	2,037	2,474
	総　線　量［人・Sv］	0.07	3.07	3.14	0.02	0.60	0.61	0.02	0.42	0.44	0.02	1.10	1.12	0.01	0.55	0.56
	平均線量［mSv］	0.10	0.52	0.48	0.04	0.32	0.27	0.04	0.23	0.19	0.04	0.39	0.34	0.03	0.27	0.23
	最大線量［mSv］	2.82	11.98	－	3.23	6.88	－	3.25	5.69	－	2.76	9.20	－	1.04	5.07	－
線量分布［人］	5mSv以下	693	5,774	6,467	415	1,870	2,285	423	1,837	2,260	546	2,752	3,298	437	2,036	2,473
	5mSvを超え15mSv以下	0	131	131	0	11	11	0	1	1	0	40	40	0	1	1
	15mSvを超え25mSv以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	25mSvを超え50mSv以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	50mSvを超える	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

注：線量は、四捨五入した数値を記載してあるため合計値が合わないことがある。



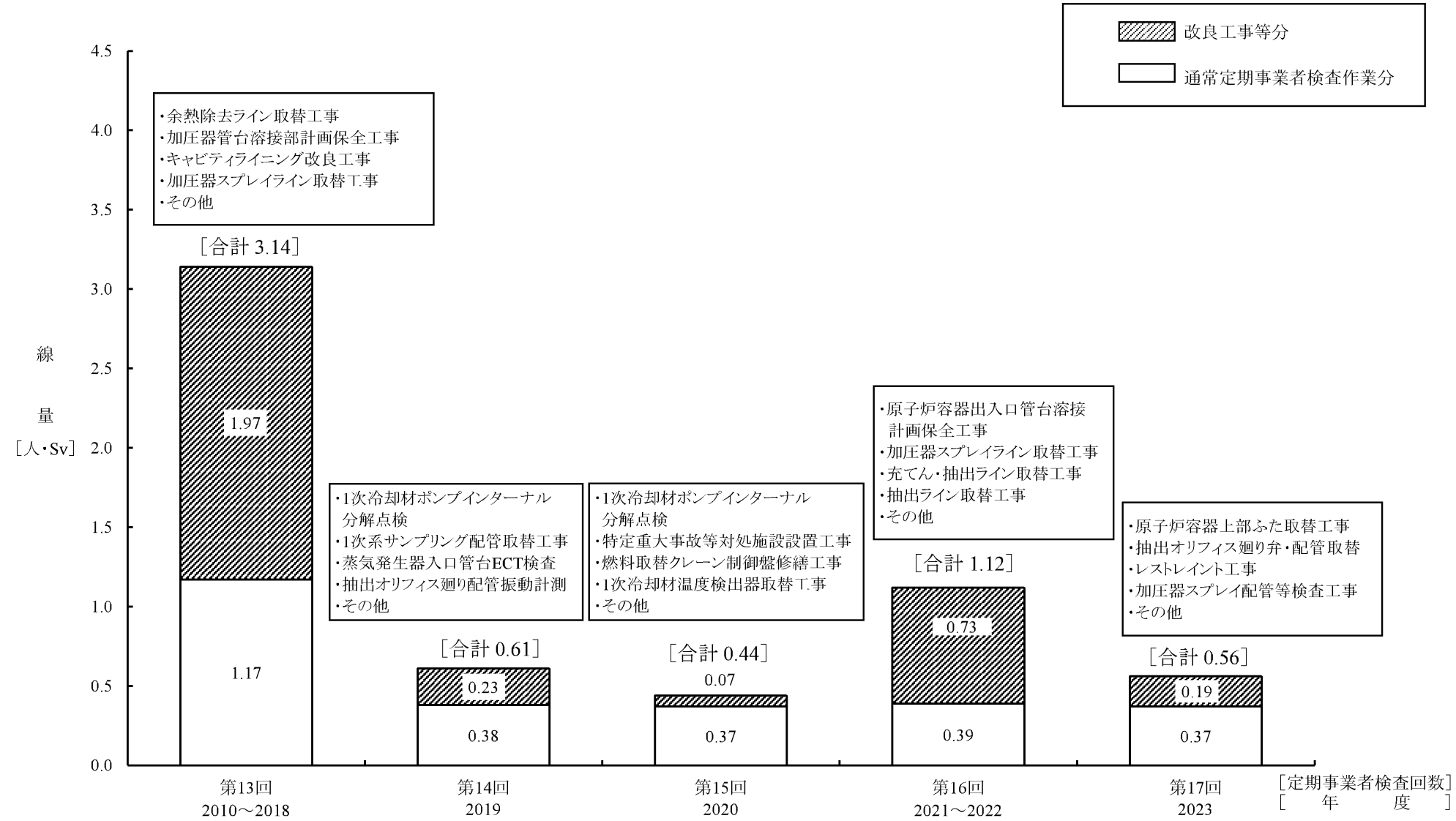
注:（ ）内は、主管を示す。

第2.2.1.5-1図　放射線管理に係る運用管理フロー

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

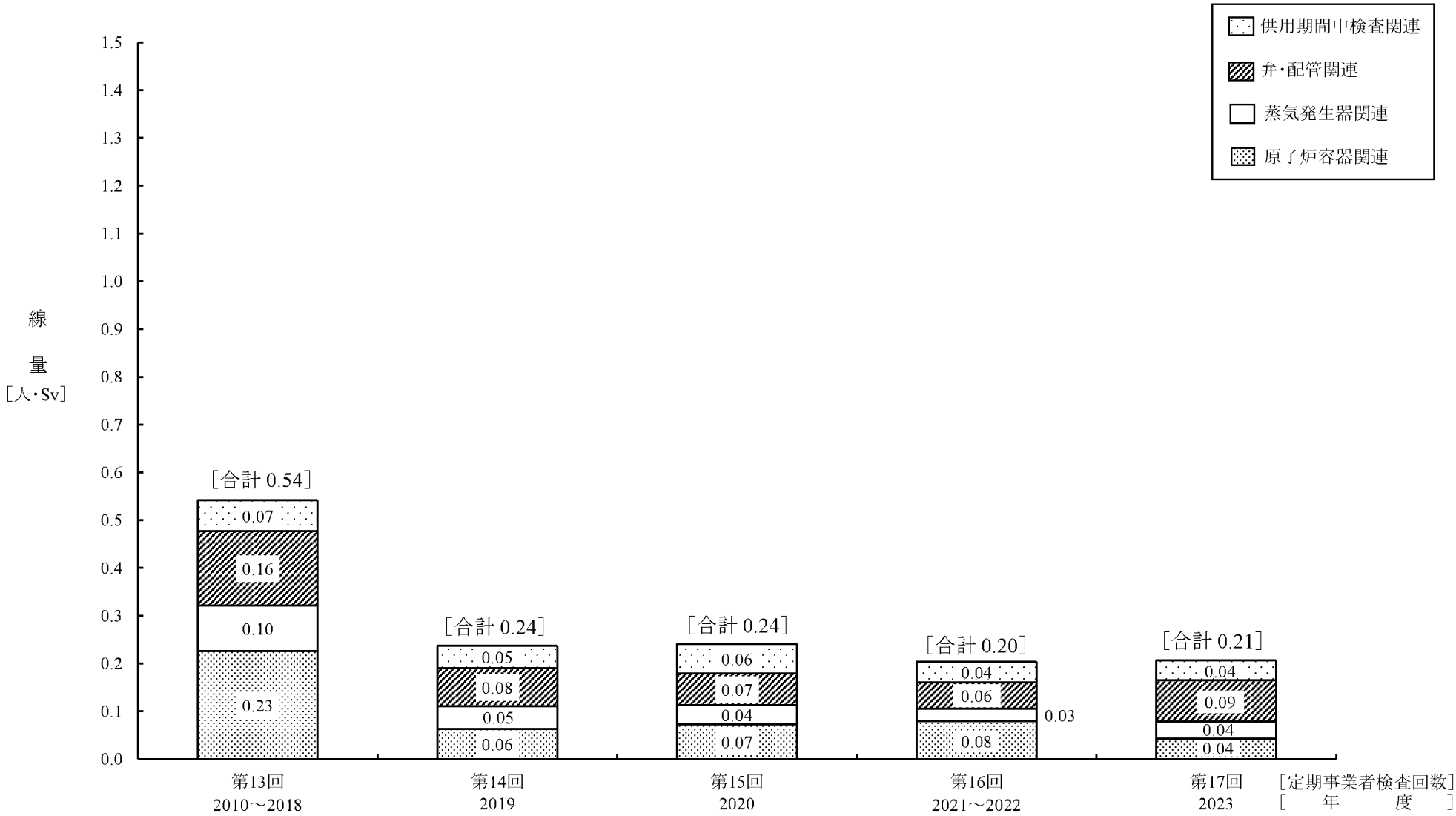
（用語説明）スミヤ法：ろ紙による拭き取り測定法　TLB：熱蛍光線量バッジ

第2.2.1.5-2図　管理区域内放射線環境監視の変遷



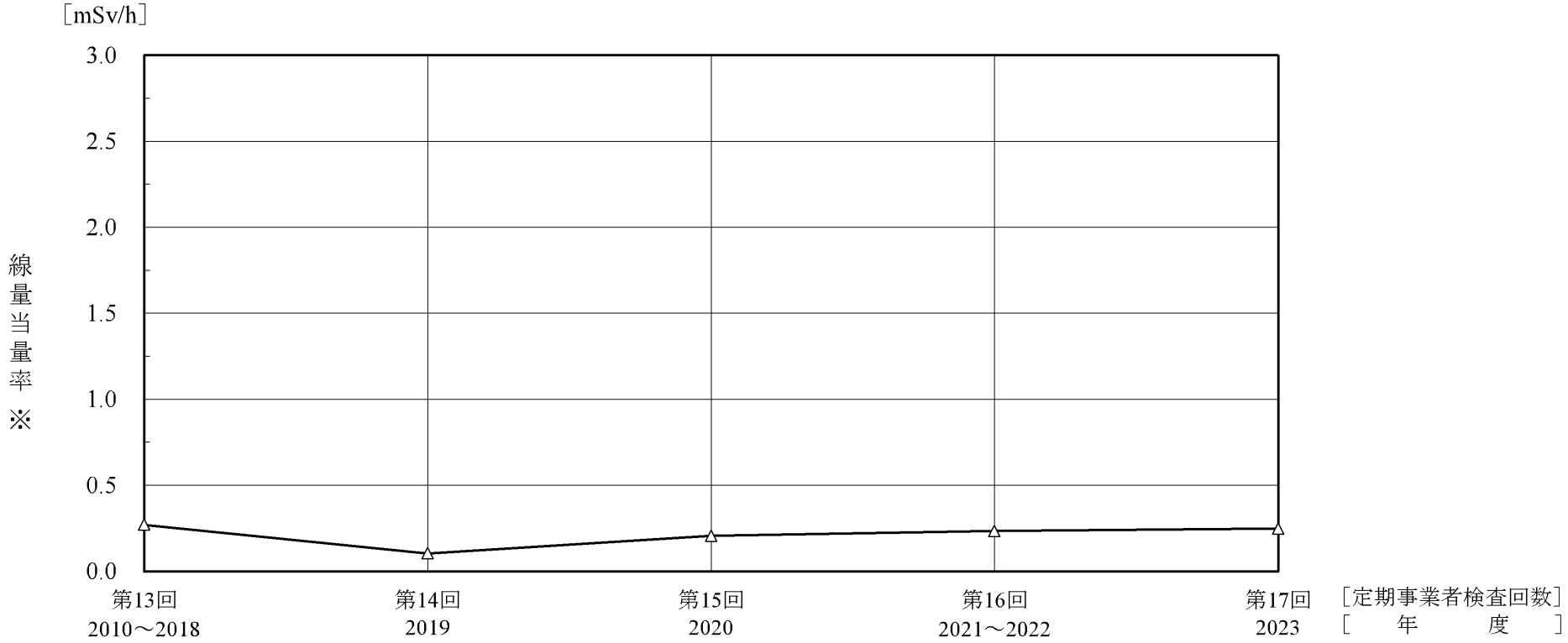
注：線量は、四捨五入した数値を記載してあるため合計値が合わないことがある。

第2.2.1.5-3図　定期事業者検査中の作業被ばく線量の推移



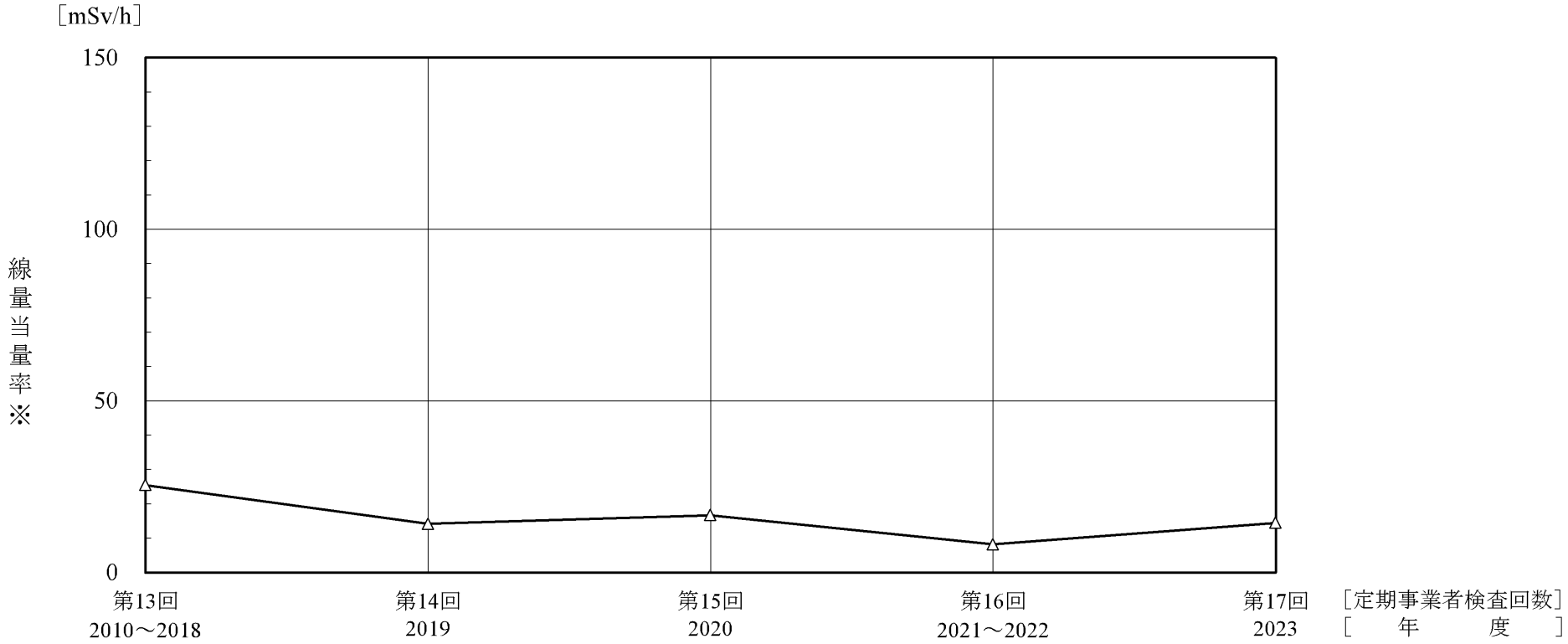
注：線量は、四捨五入した数値を記載してあるため合計値が合わないことがある。

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



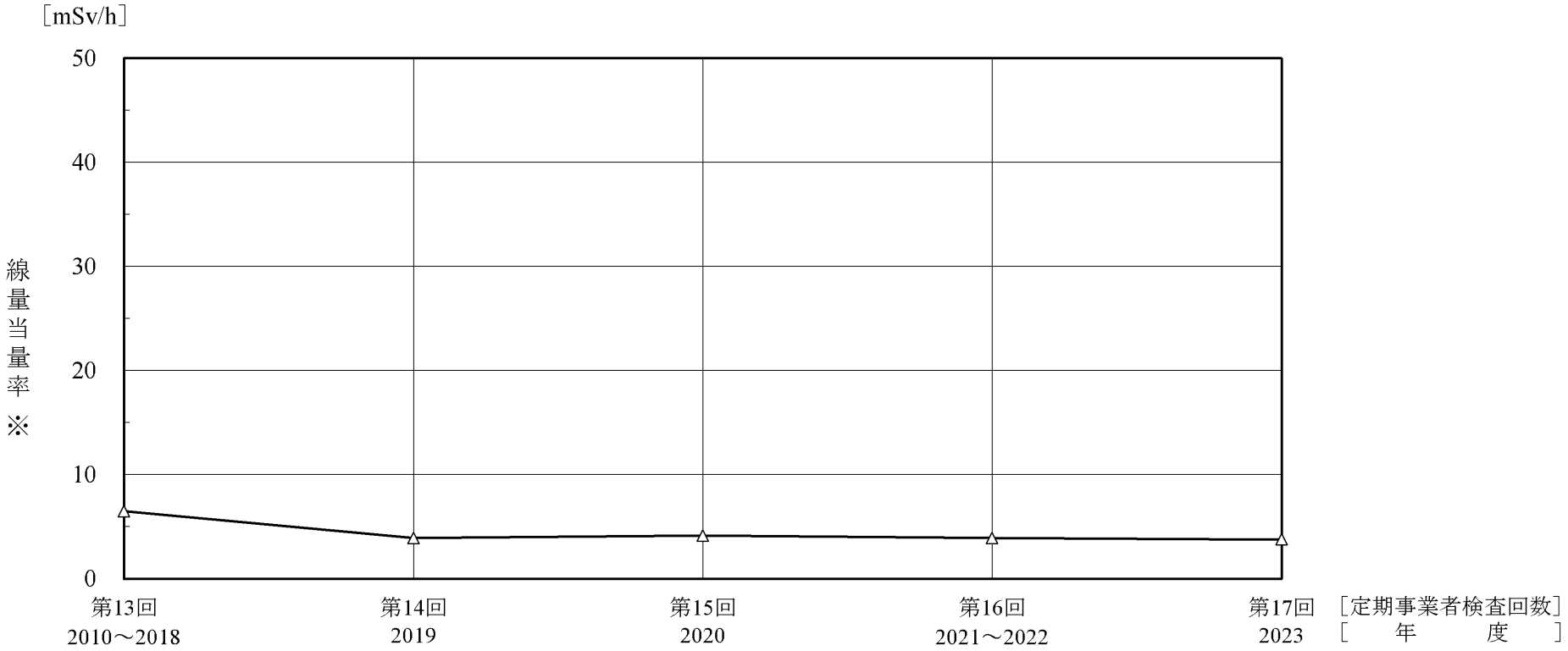
※:1次冷却材配管表面の平均値

第2.2.1.5-5図　1次冷却材配管表面線量当量率の経年変化



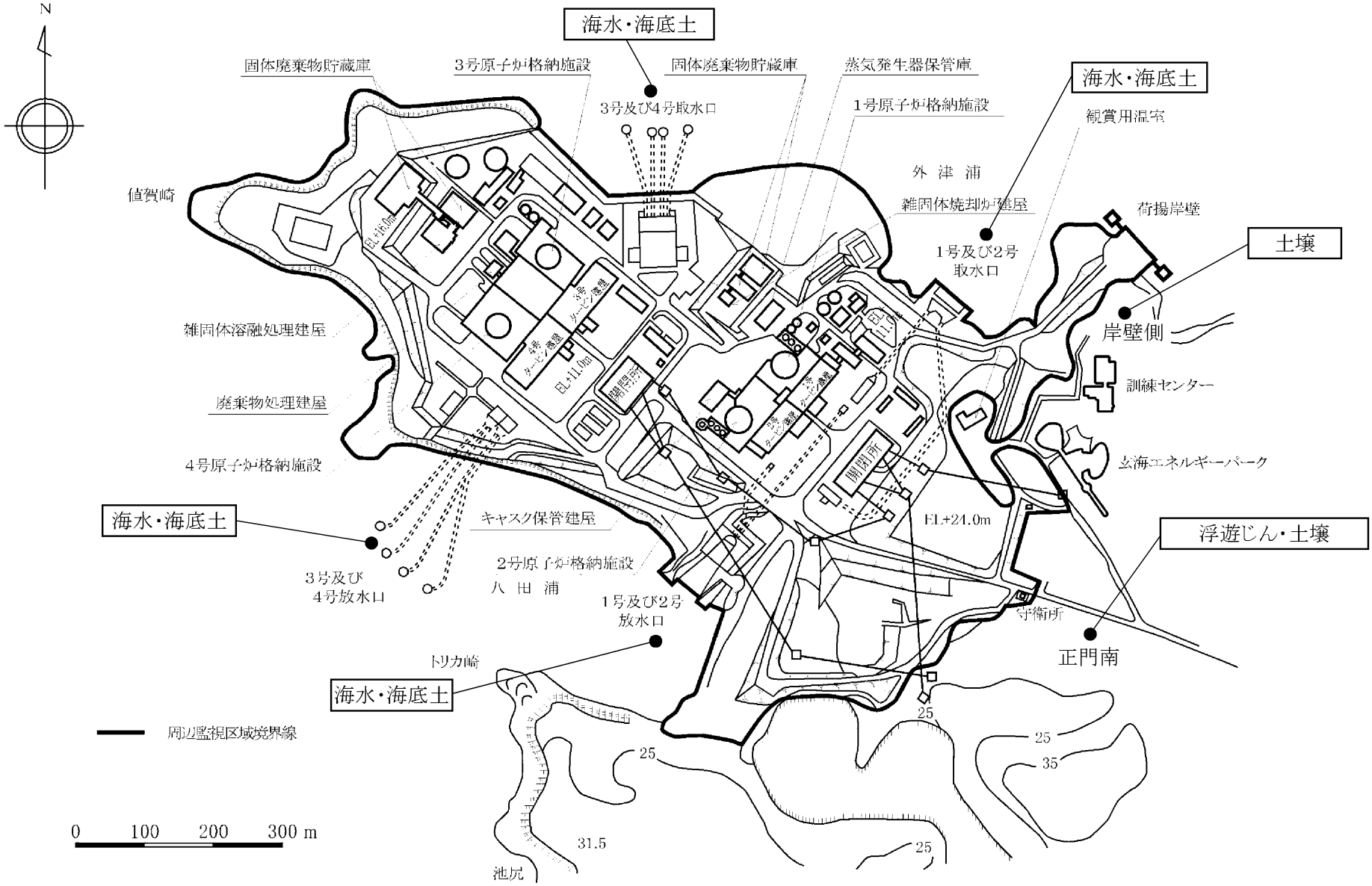
※:蒸気発生器高温側の平均値

第2.2.1.5-6図　蒸気発生器水室内線量当量率の経年変化

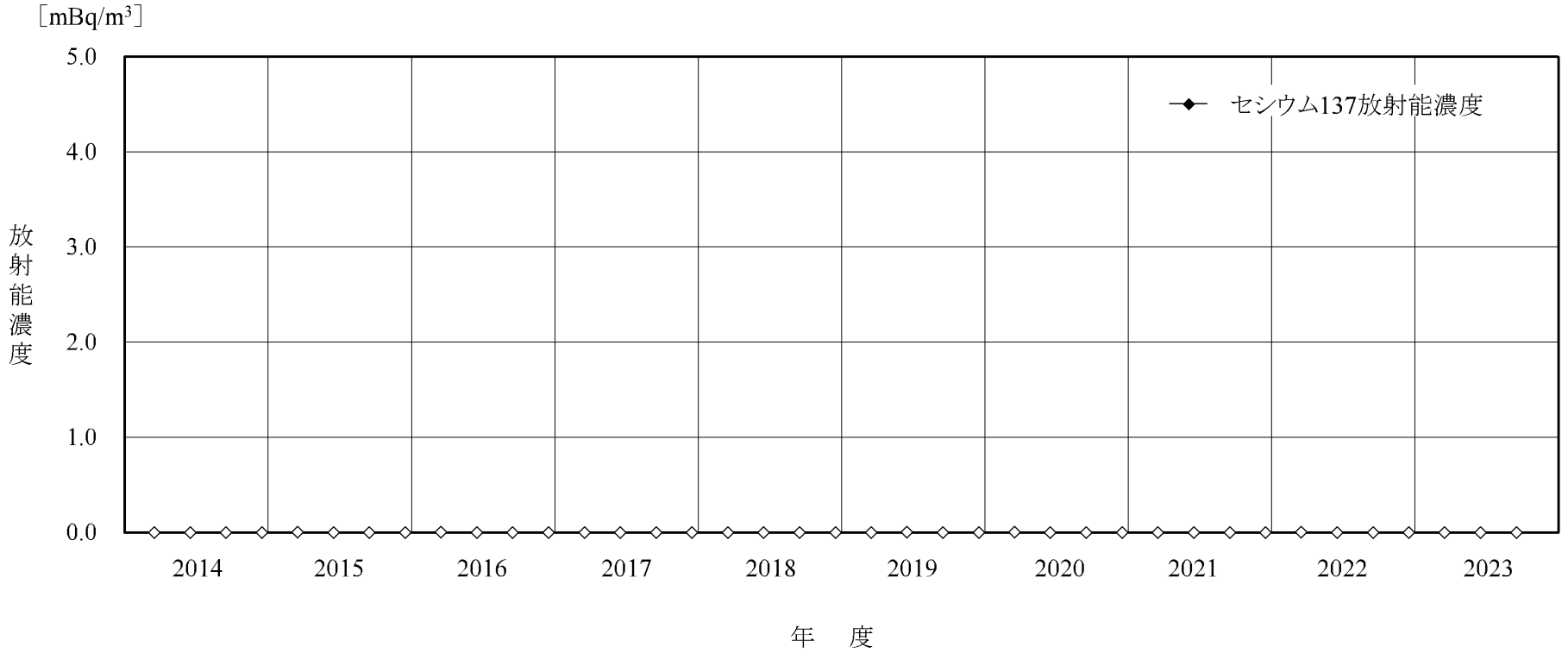


※:原子炉容器上部ふた表面の平均値

第2.2.1.5-7図　原子炉容器上部ふた表面線量当量率の経年変化

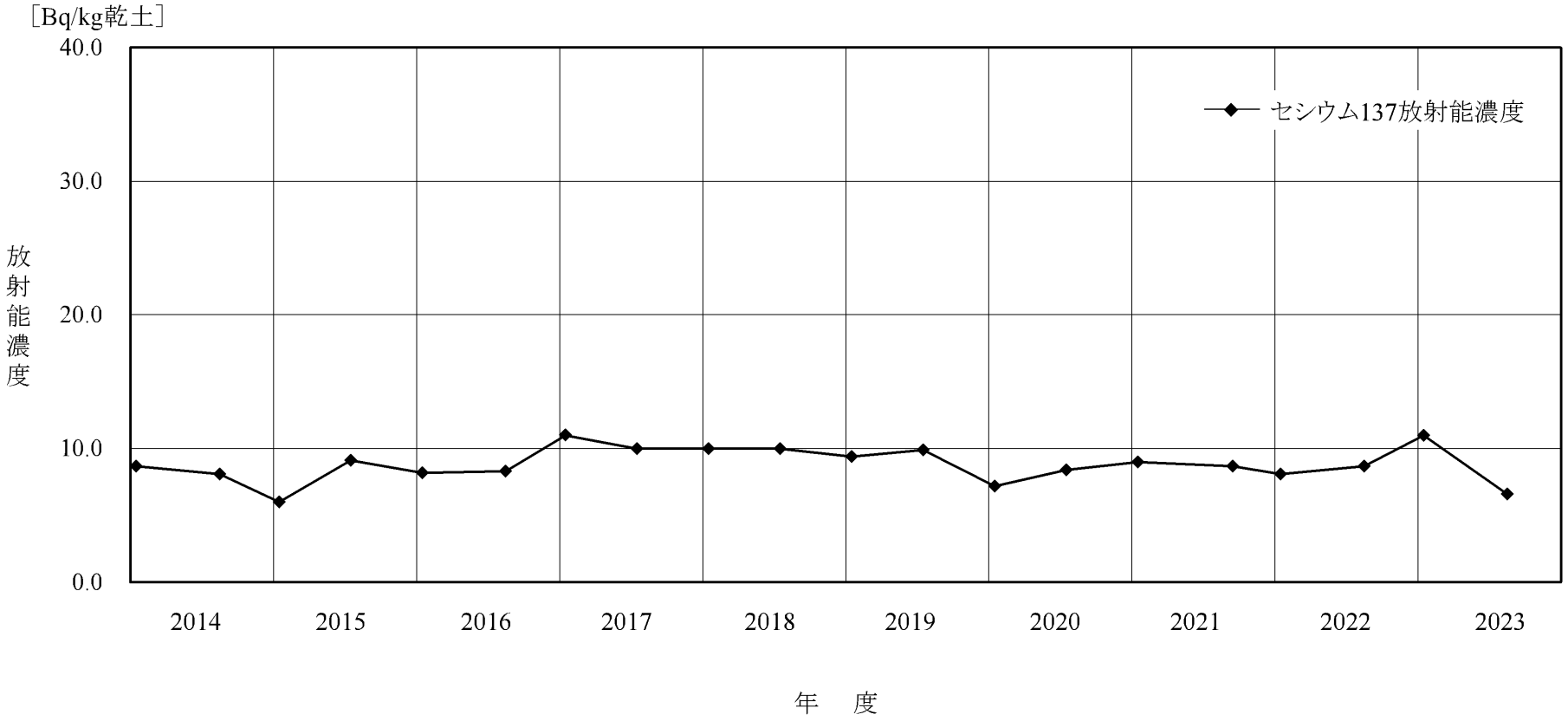


第2.2.1.5-8図　環境試料の採取地点

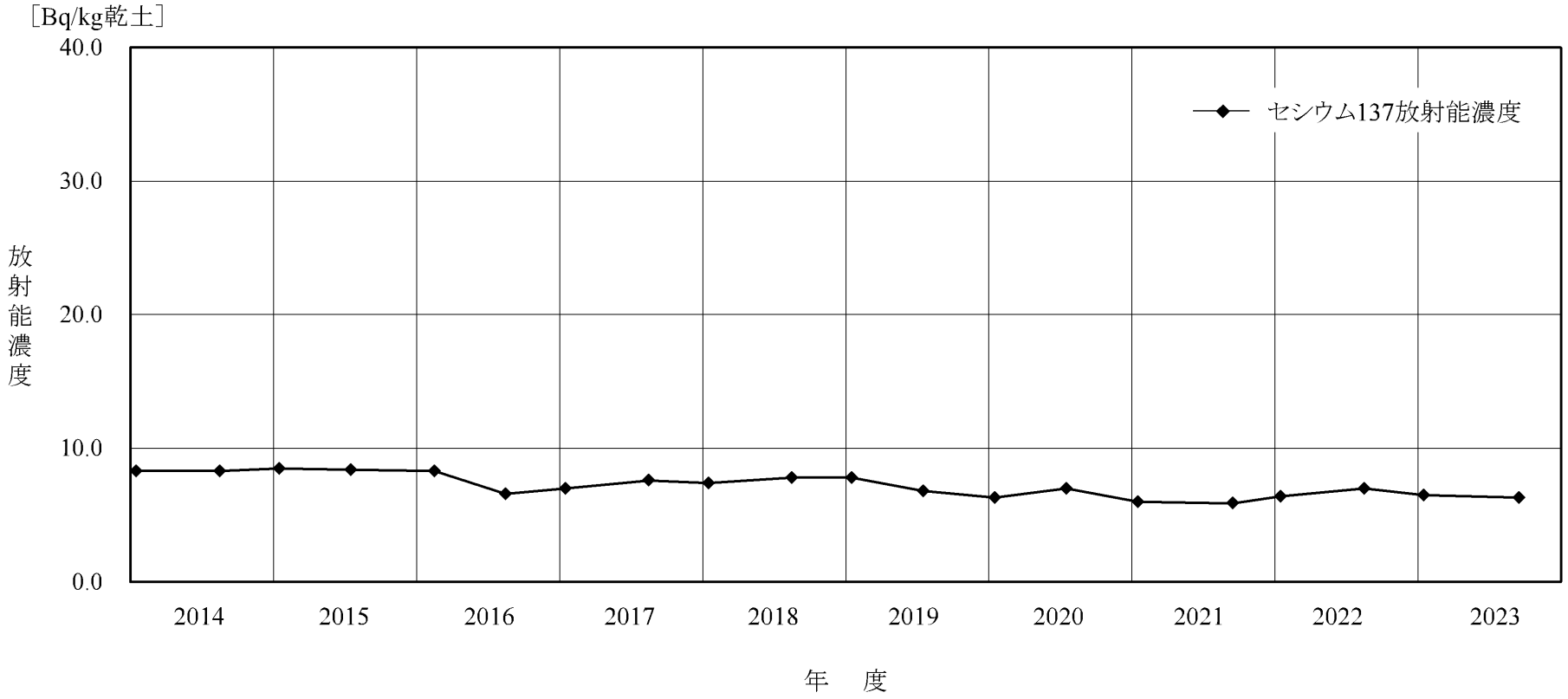


注：白抜きは、ND（検出限界値未満）を示す。

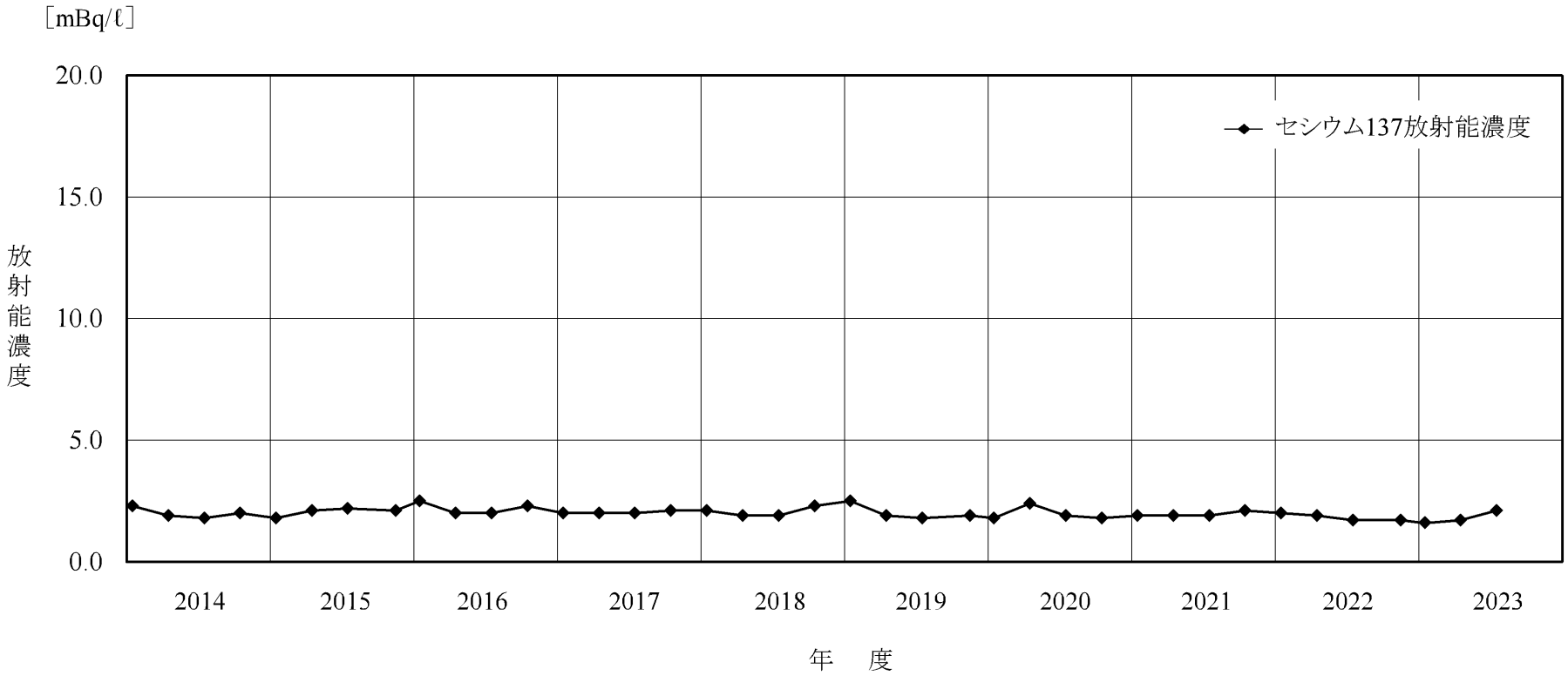
第2.2.1.5-9図　環境試料（浮遊じん）中の放射能濃度



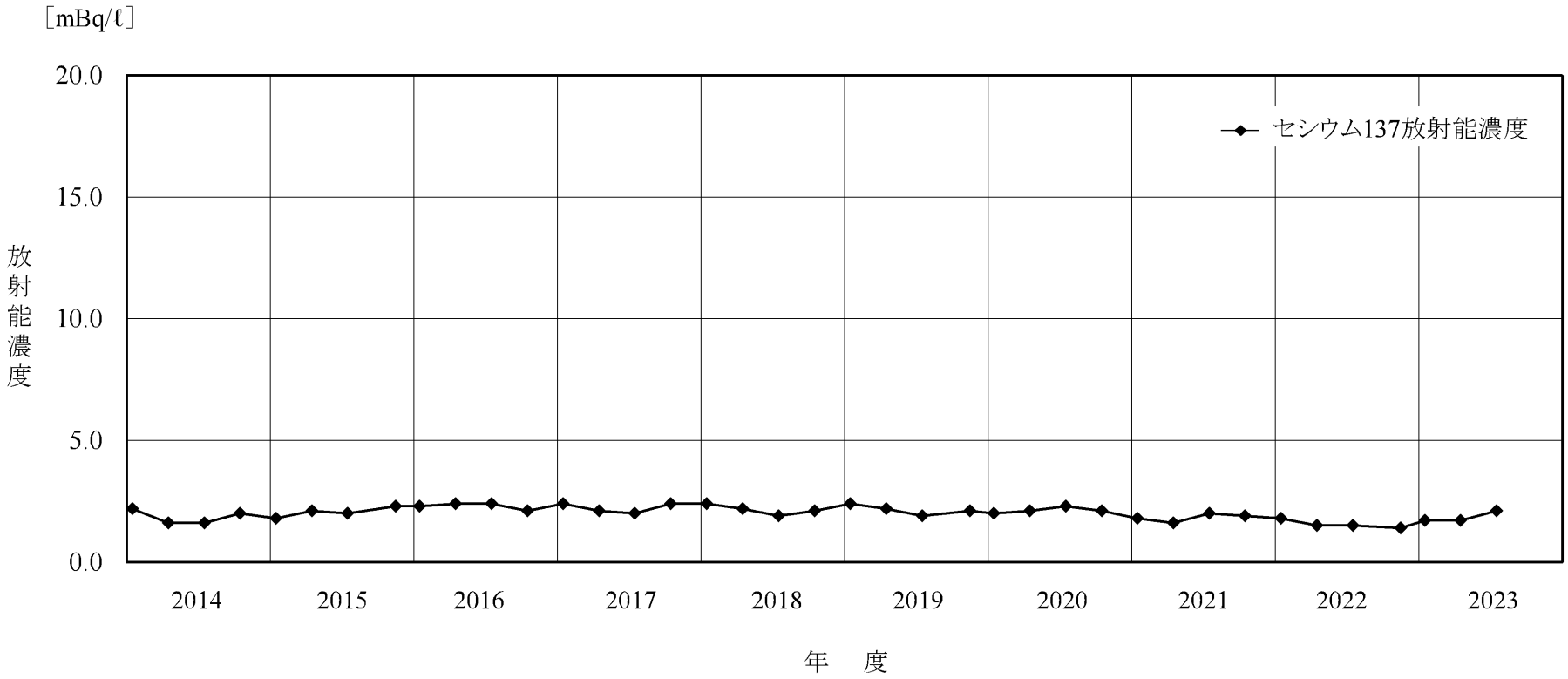
第2.2.1.5-10図　環境試料（土壌）中の放射能濃度（1/2）［正門南］



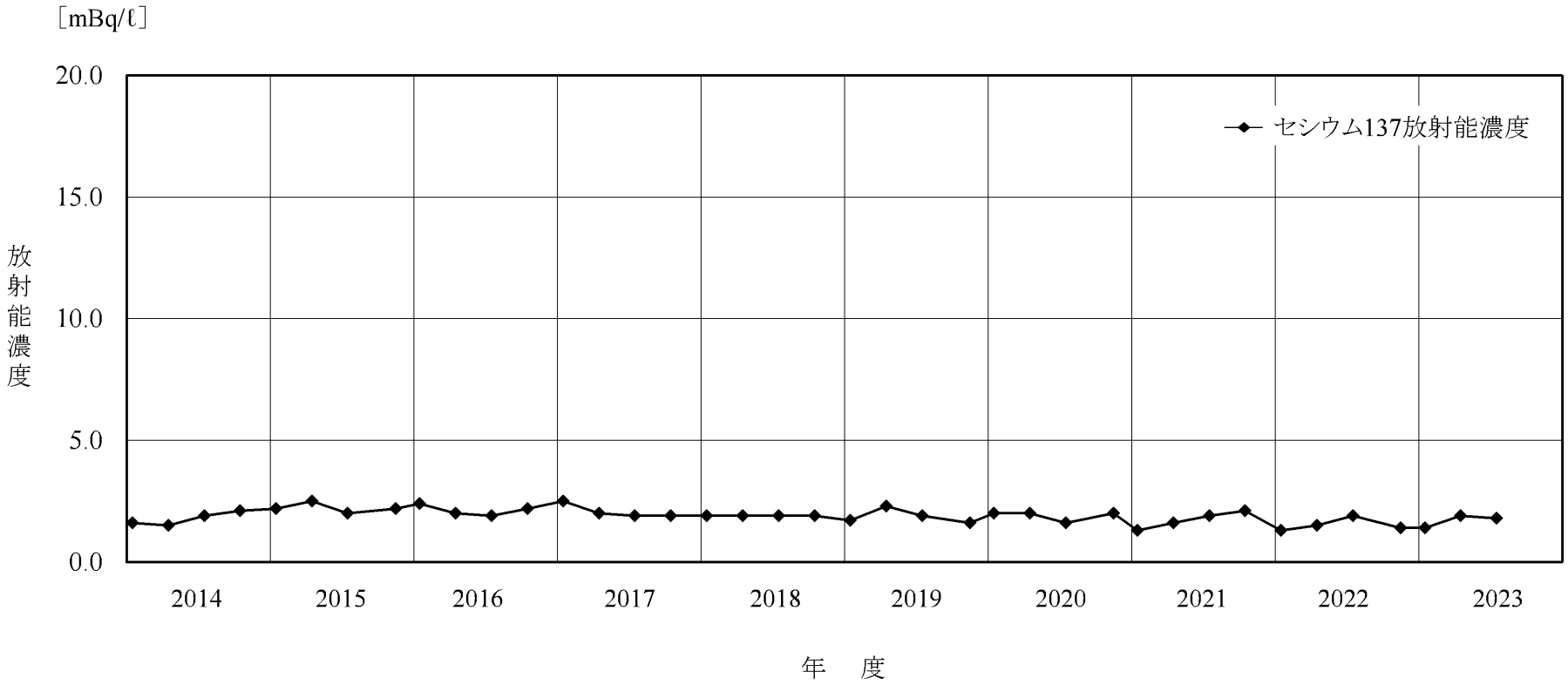
第2.2.1.5-10図　環境試料（土壌）中の放射能濃度（2/2）［岸壁側］



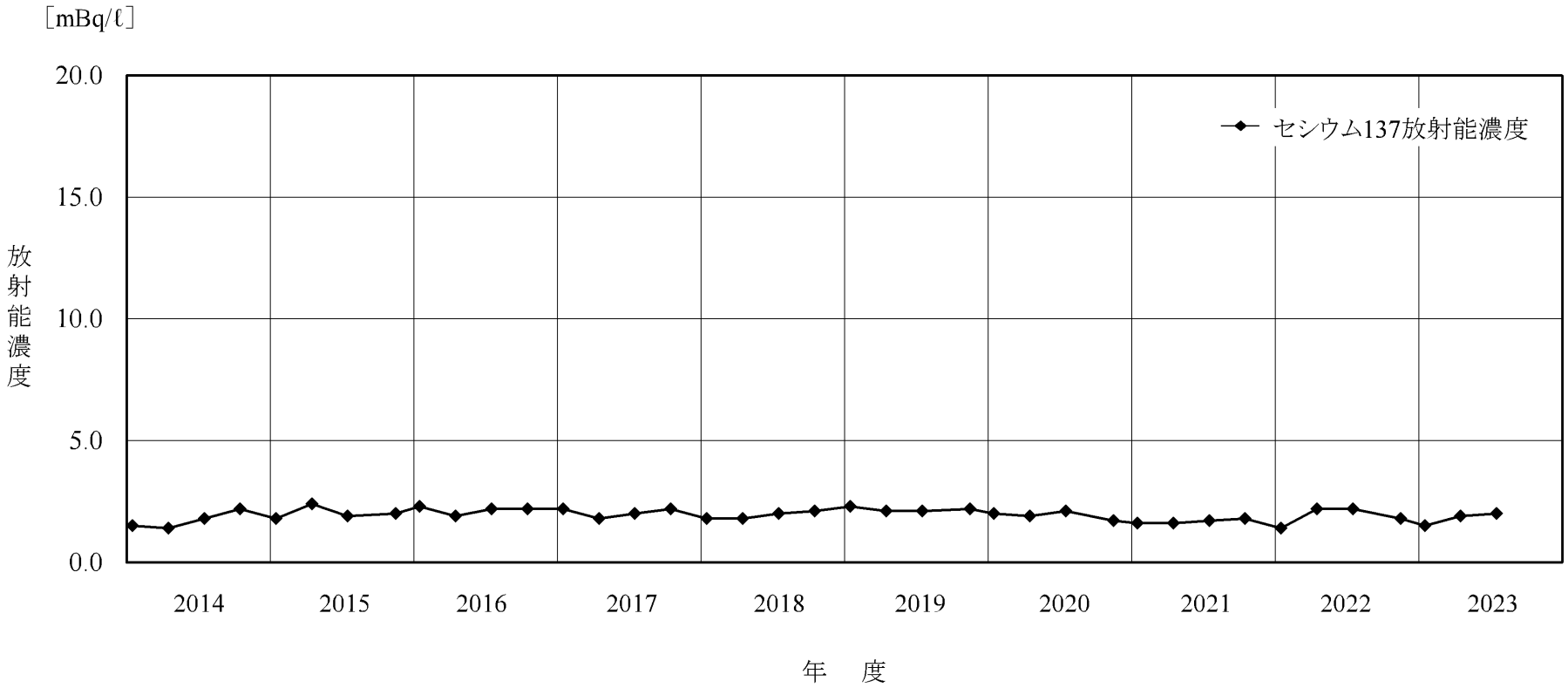
第2.2.1.5-11図　環境試料（海水）中の放射能濃度（1/4）［玄海1、2号機放水口］



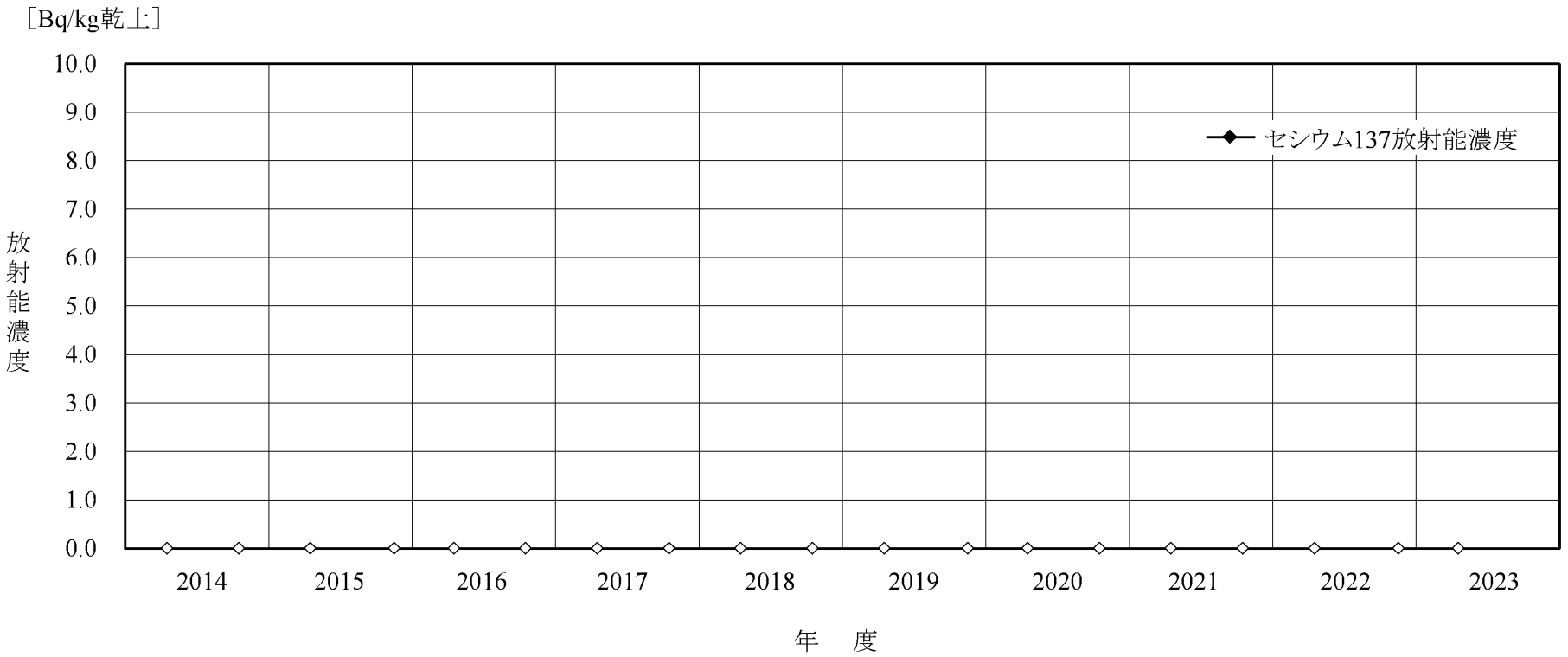
第2.2.1.5-11図　環境試料（海水）中の放射能濃度（2/4）［玄海3、4号機放水口］



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

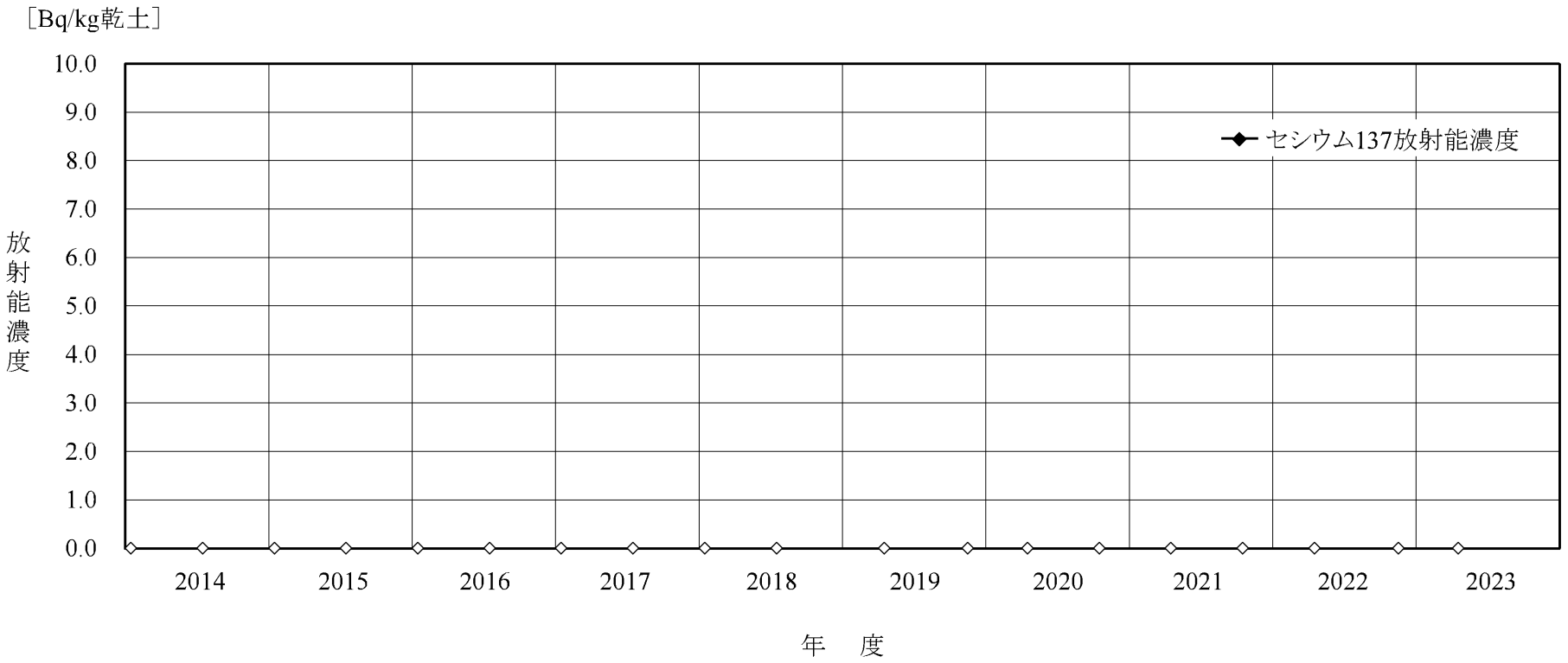


第2.2.1.5-11図　環境試料（海水）中の放射能濃度（4/4）［玄海3、4号機取水口］



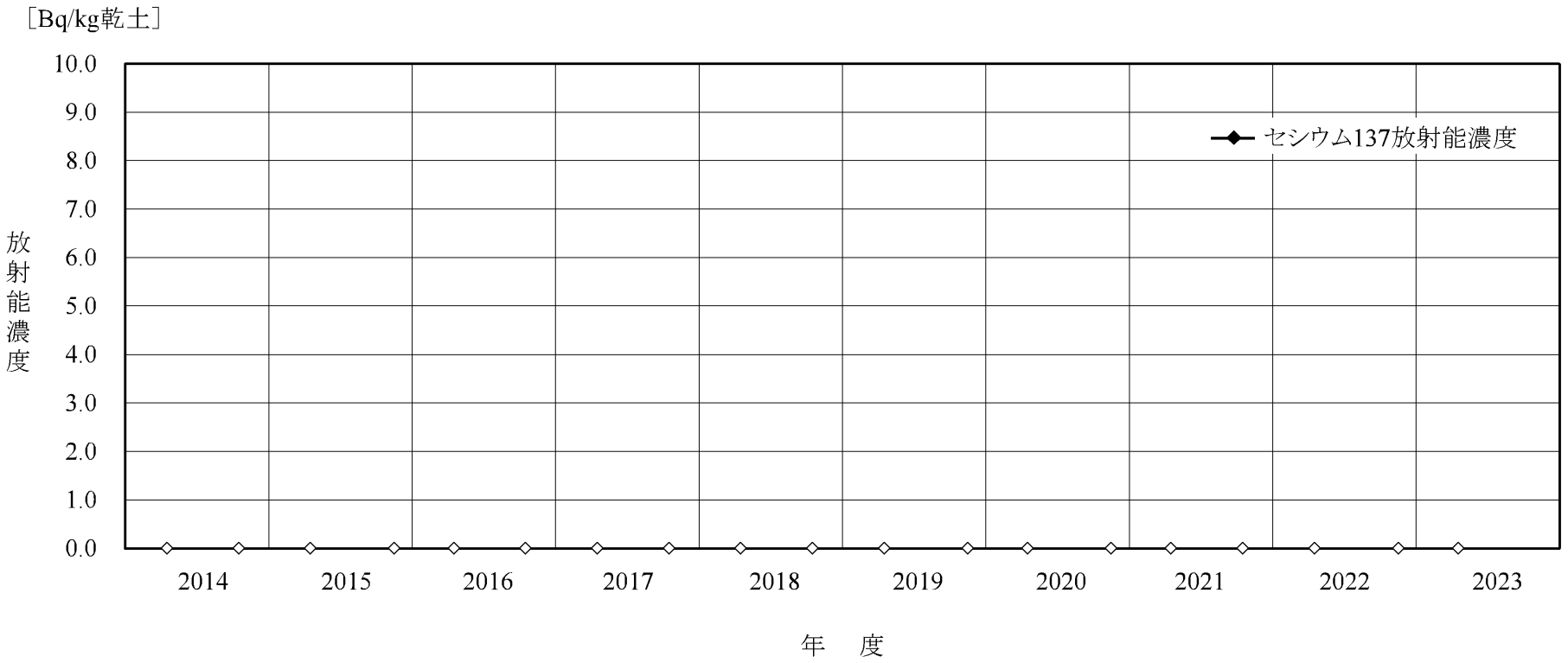
注：白抜きは、ND（検出限界値未満）を示す。

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



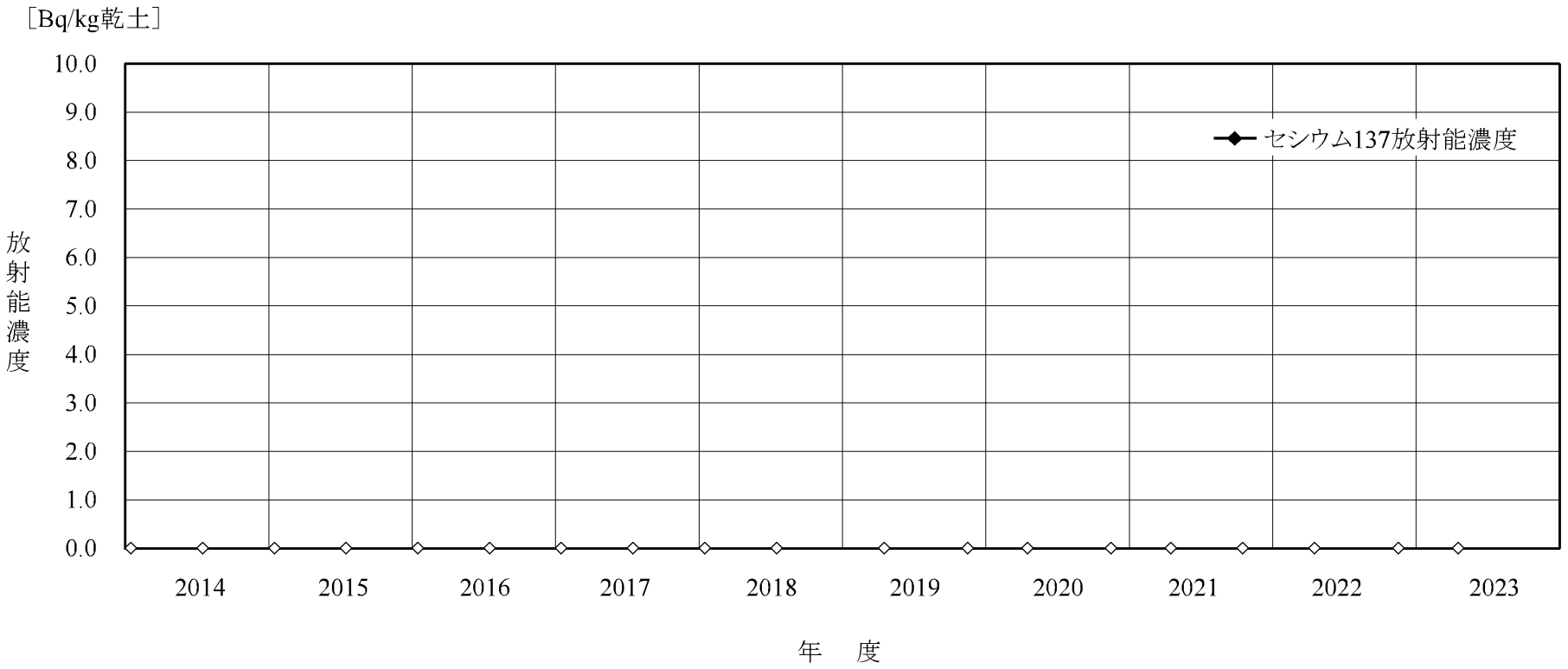
注：白抜きは、ND（検出限界値未満）を示す。

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



注：白抜きは、ND（検出限界値未満）を示す。

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



注：白抜きは、ND（検出限界値未満）を示す。

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

2.2.1.6 放射性廃棄物管理

（1） 目的

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

（2） 放射性廃棄物管理に係る仕組み及び改善状況

a. 放射性廃棄物管理に係る組織・体制

（a） 放射性廃棄物管理に係る組織・体制の概要

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

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

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

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

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

（b） 放射性廃棄物管理に係る組織・体制の改善状況

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

b. 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアル

（a） 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルの概要

放射性廃棄物管理については、放出放射能量及び廃棄物発生量を低減するため、放射性廃棄物管理に係る要求事項や業務手順等について社内マニュアルに定め、第2.2.1.6-1図から第2.2.1.6-3図に示す活動を実施している。

（b） 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルの改善状況

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 蒸気発生器保管庫の共用化及び保管対象物の変更に伴う社内マニュアルの改正

玄海3号機の原子炉容器上部ふた取替工事において、取り外した原子炉容器上部ふたを保管するため、放射性廃棄物の廃棄施設である蒸気発生器保管庫の玄海1、2号機共用から玄海1～3号機共用化に伴う社内マニュアルの改正を2023年に実施した。

この結果、取り外した原子炉容器上部ふたの保管管理の適正化が図られた。

c. 放射性廃棄物管理に係る教育・訓練

（a） 放射性廃棄物管理に係る教育・訓練の概要

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

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

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

(b) 放射性廃棄物管理に係る教育・訓練の改善状況

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

（3） 放射性廃棄物管理に係る設備改善状況

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

（4） 放射性廃棄物管理に係る実績指標

a. 放射性気体廃棄物の放出量

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

（a） 放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量

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

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

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

（b） 放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量

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

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

b. 放射性液体廃棄物の放出量

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

（a） 放射性液体廃棄物中の放射性物質の放出量（トリチウムを除く）

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

（b） 放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出量

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

c. 放射性固体廃棄物の発生量及び保管量（貯蔵量）の推移

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

年間の放射性固体廃棄物の発生量はほぼ同程度で推移している。

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

また、2013年度に808本、2018年度から2022年度にかけては合計8,392本の放射性固体廃棄物について、青森県にある日本原燃（株）低レベル放射性廃棄物埋設センターへ搬出を行い、放射性固体廃棄物の更なる貯蔵裕度の確保が図られた。

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

脱塩塔使用済樹脂の発生量は、脱塩塔ごとの取替周期や年度ごとの定

期事業者検査回数の相違によりばらつきはあるものの、平均約2.9m^3/年となっている。

d. 放射性廃棄物低減対策

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

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

（5） 放射性廃棄物管理に係る有効性評価結果

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

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

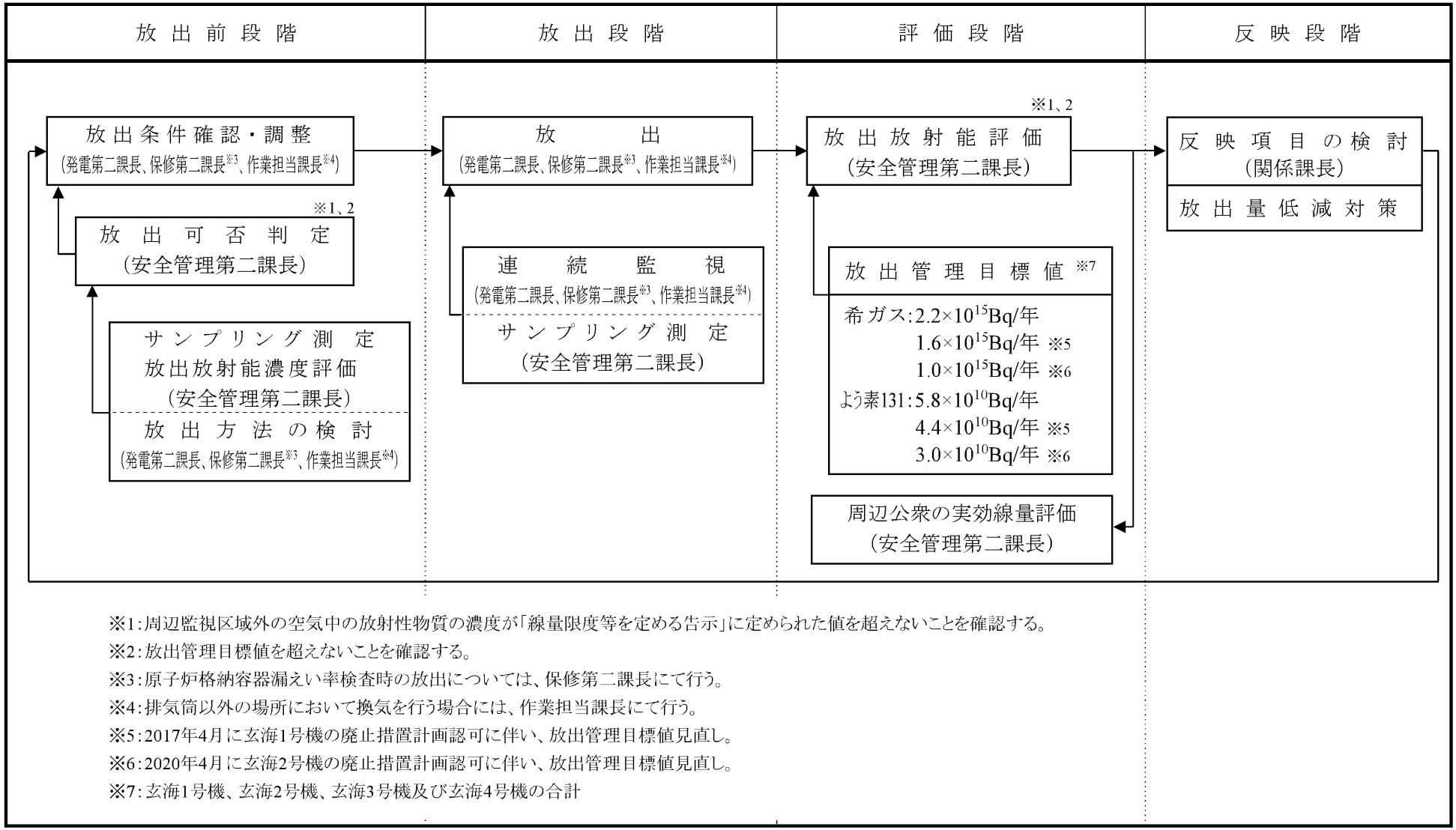
なお、CAPのプロセスを反映した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

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

第2.2.1.6-1表　放射性固体廃棄物データ（玄海1～4号機合計）

年　度	ドラム缶 発生量 ［本］	その他の 種類の 発生量 ［本相当］	発生量 ［本相当］	焼却等 減容量 ［本相当］	搬出減量 ［本］	累積保管量 ［本相当］
2013年度	3,506	1,924	5,430	6,088	808	37,304※
2014年度	2,648	1,700	4,348	2,790	0	38,862※
2015年度	2,549	1,432	3,981	2,652	0	40,191※
2016年度	2,838	928	3,766	3,275	0	40,682※
2017年度	2,675	790	3,465	3,240	0	40,907※
2018年度	1,900	212	2,112	1,915	1,848	39,256※
2019年度	2,175	320	2,495	1,613	1,720	38,418※
2020年度	2,994	468	3,462	2,012	1,720	38,148※
2021年度	2,323	660	2,983	1,437	1,384	38,310※
2022年度	3,638	522	4,160	2,031	1,720	38,719※

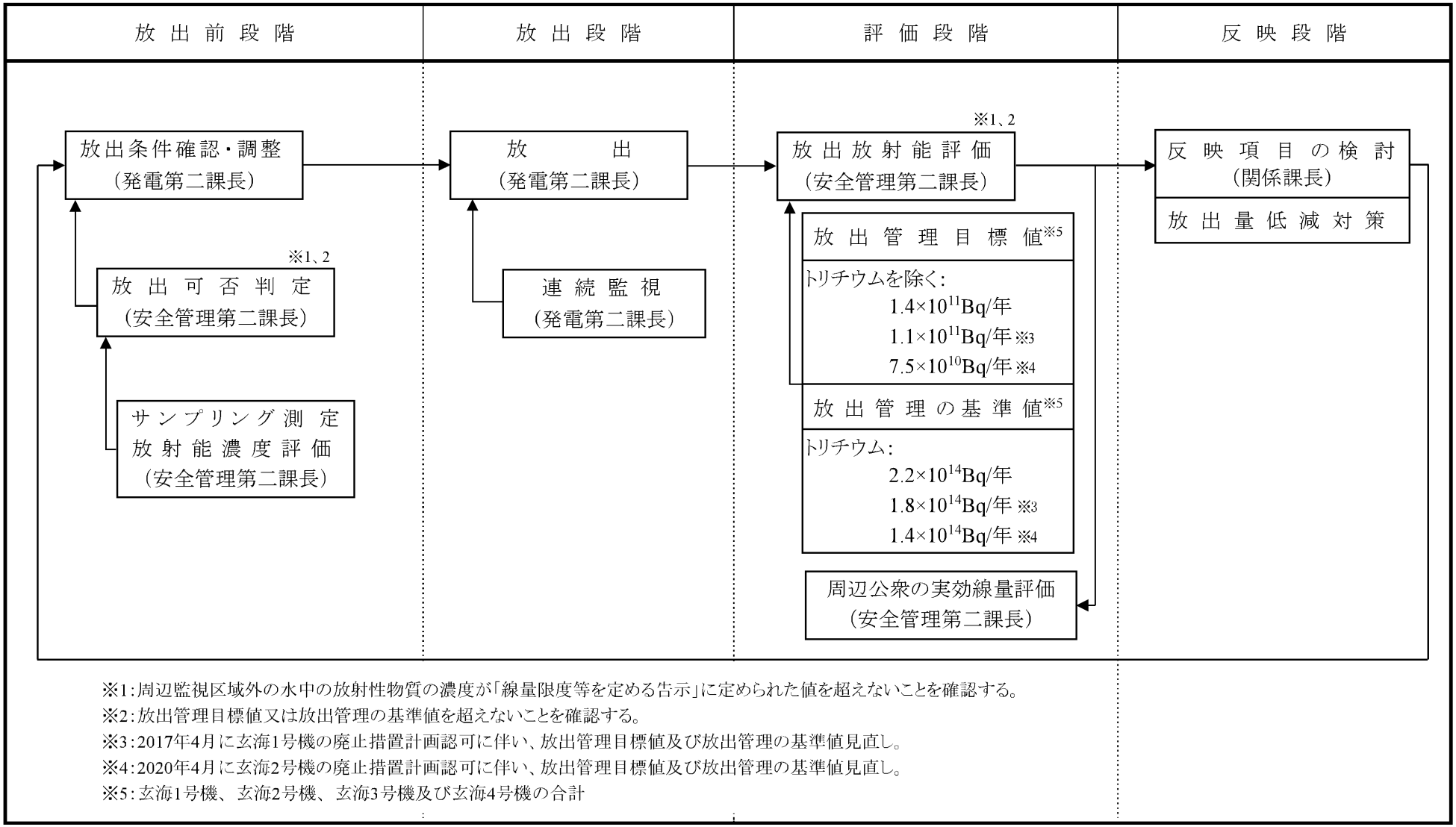
※：固体廃棄物貯蔵庫保管分以外として、蒸気発生器保管庫に蒸気発生器4基、保管容器663m^3（原子炉容器上部ふた及び炉内構造物を含む。）保管



※1:周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定められた値を超えないことを確認する。
※2:放出管理目標値を超えないことを確認する。
※3:原子炉格納容器漏えい率検査時の放出については、保修第二課長にて行う。
※4:排気筒以外の場所において換気を行う場合には、作業担当課長にて行う。
※5:2017年4月に玄海1号機の廃止措置計画認可に伴い、放出管理目標値見直し。
※6:2020年4月に玄海2号機の廃止措置計画認可に伴い、放出管理目標値見直し。
※7:玄海1号機、玄海2号機、玄海3号機及び玄海4号機の合計

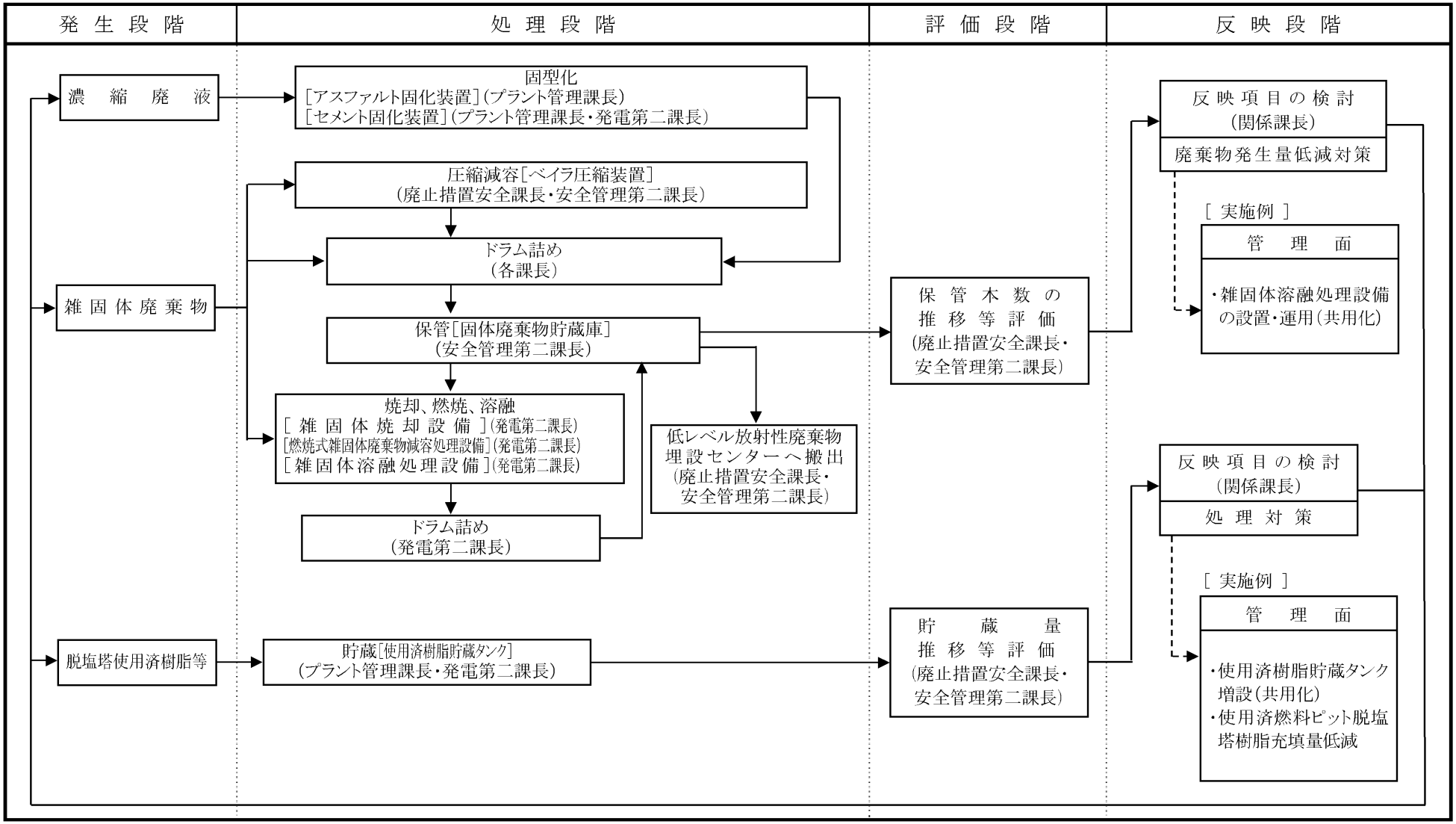
注:( )内は、玄海3、4号機における主管を示す。

第2.2.1.6-1図　放射性気体廃棄物に係る運用管理フロー



注：（ ）内は、玄海3、4号機における主管を示す。

第2.2.1.6-2図　放射性液体廃棄物に係る運用管理フロー



注:( )内は、主管を示す。

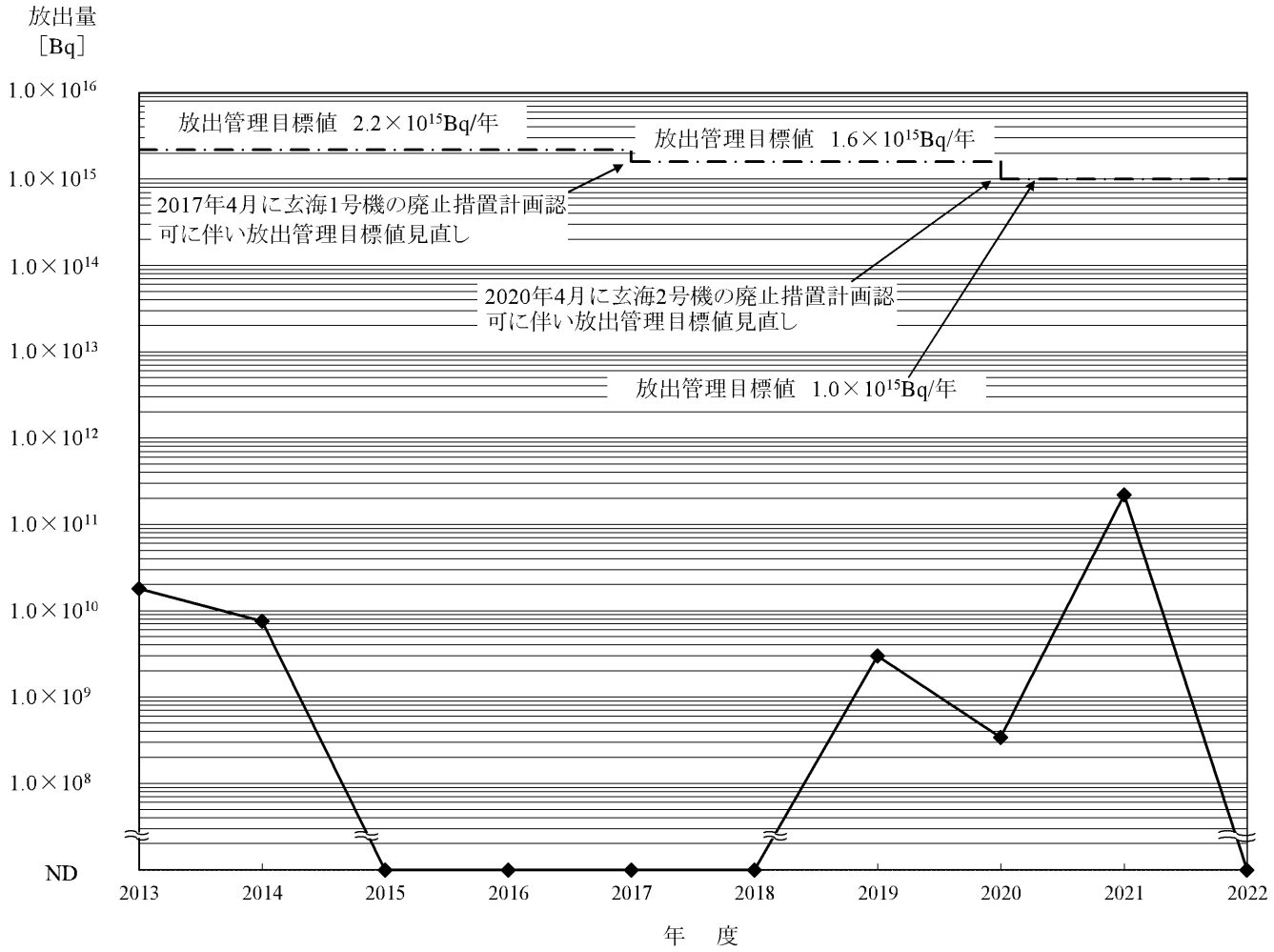
第2.2.1.6-3図　放射性固体廃棄物に係る運用管理フロー

［単位：Bq］

年　度	放射性希ガス放出量
2013	1.8×10^{10}
2014	7.6×10^{9}
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	3.0×10^{9}
2020	3.4×10^{8}
2021	2.2×10^{11} ※
2022	ND

※：玄海3号機における燃料集合体からの漏えい発生のため。

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



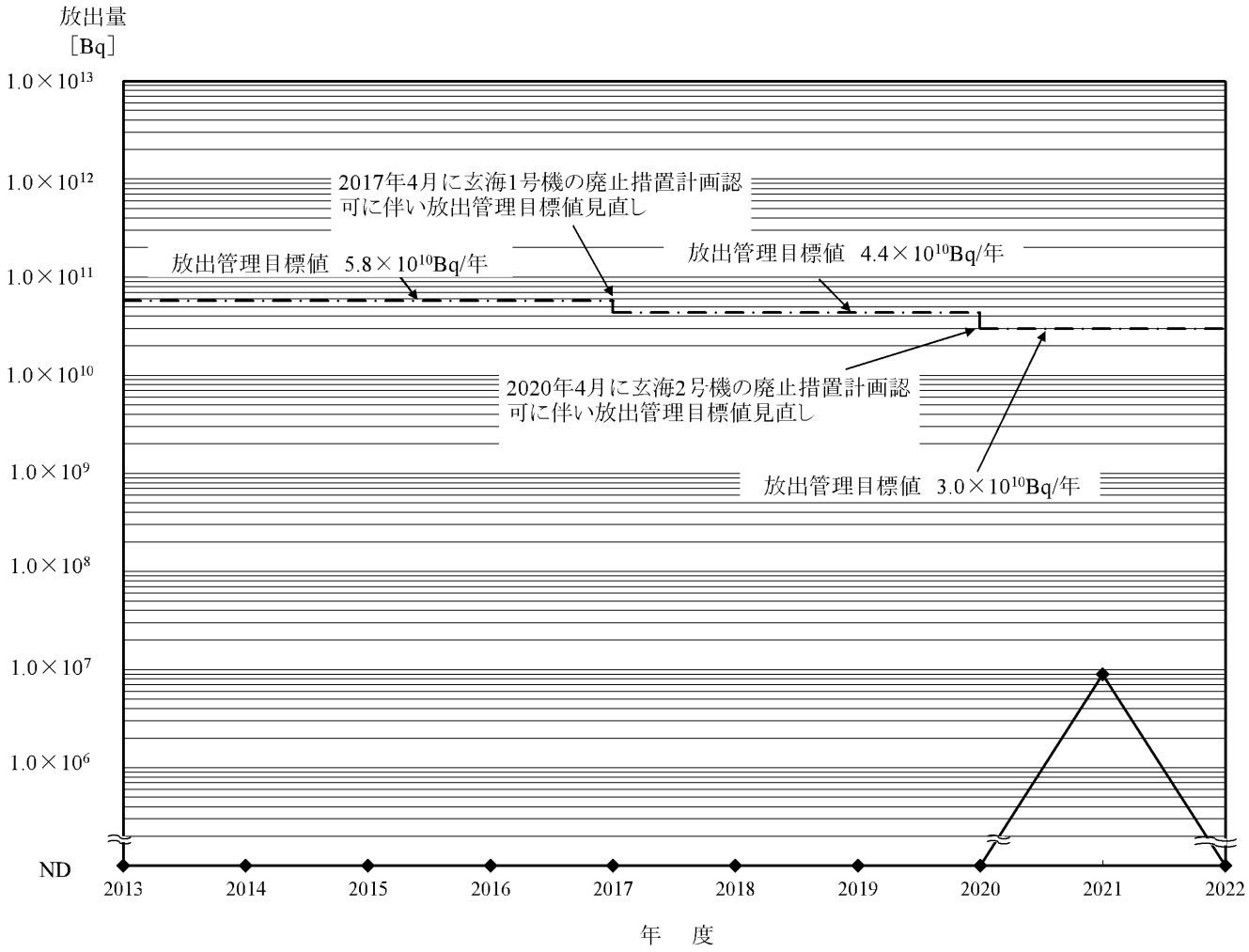
第2.2.1.6-4図　放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量（玄海1～4号機合計）

［単位：Bq］

年　　度	よう素131放出量
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	ND
2020	ND
2021	9.0×10^{6} ※
2022	ND

※：玄海3号機における燃料集合体からの漏えい発生のため。

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

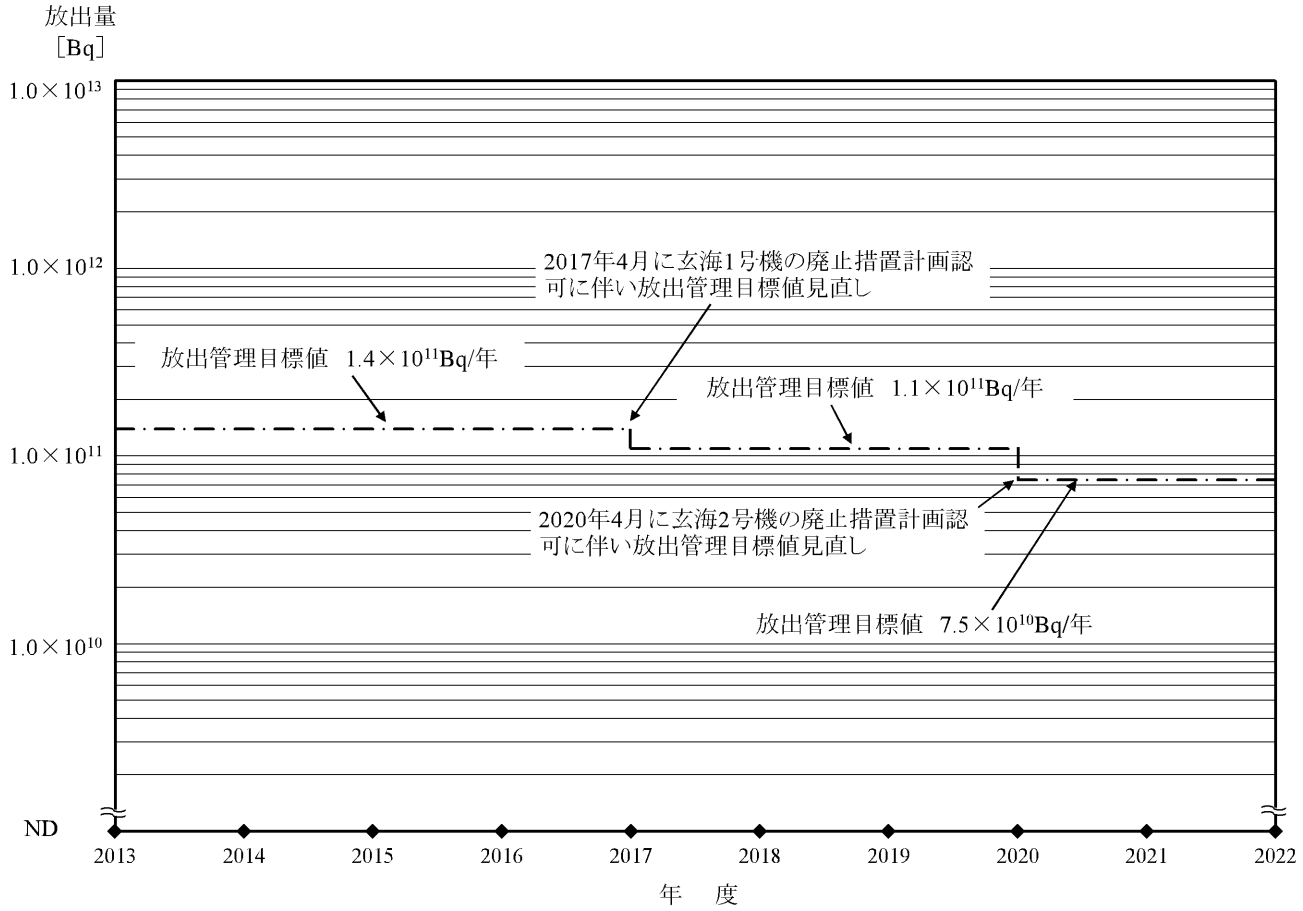


第2.2.1.6-5図　放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量（玄海1～4号機合計）

［単位：Bq］

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

注：放出量は、排水中の放射性物質の濃度に排水量を乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界値未満の場合は、NDと表示した。
なお、検出限界値は^{60}Coで代表：2×10^{-2}Bq/cm^{3}以下である。

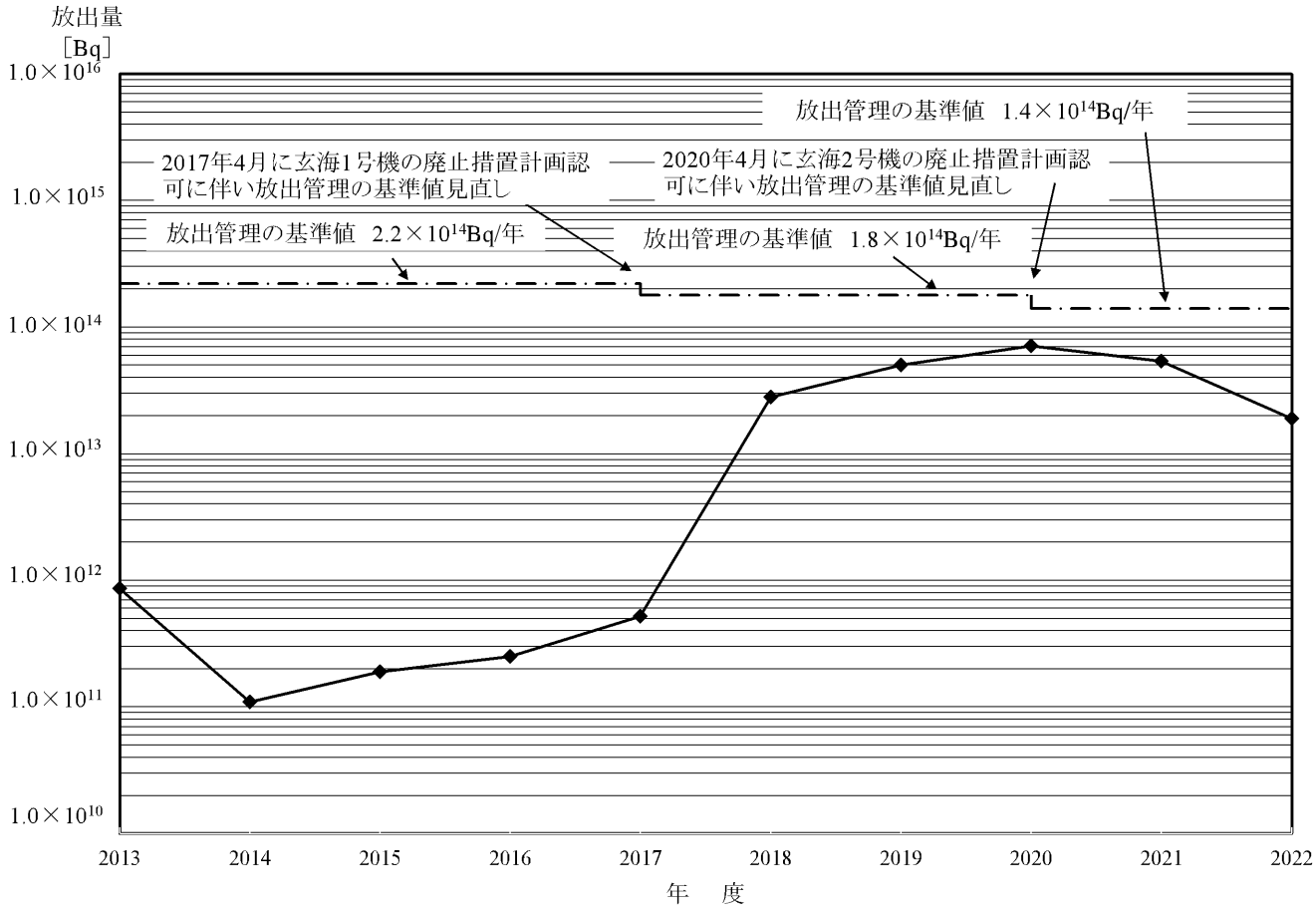


第2.2.1.6-6図　放射性液体廃棄物中の放射性物質の放出量（トリチウムを除く）（玄海1～4号機合計）

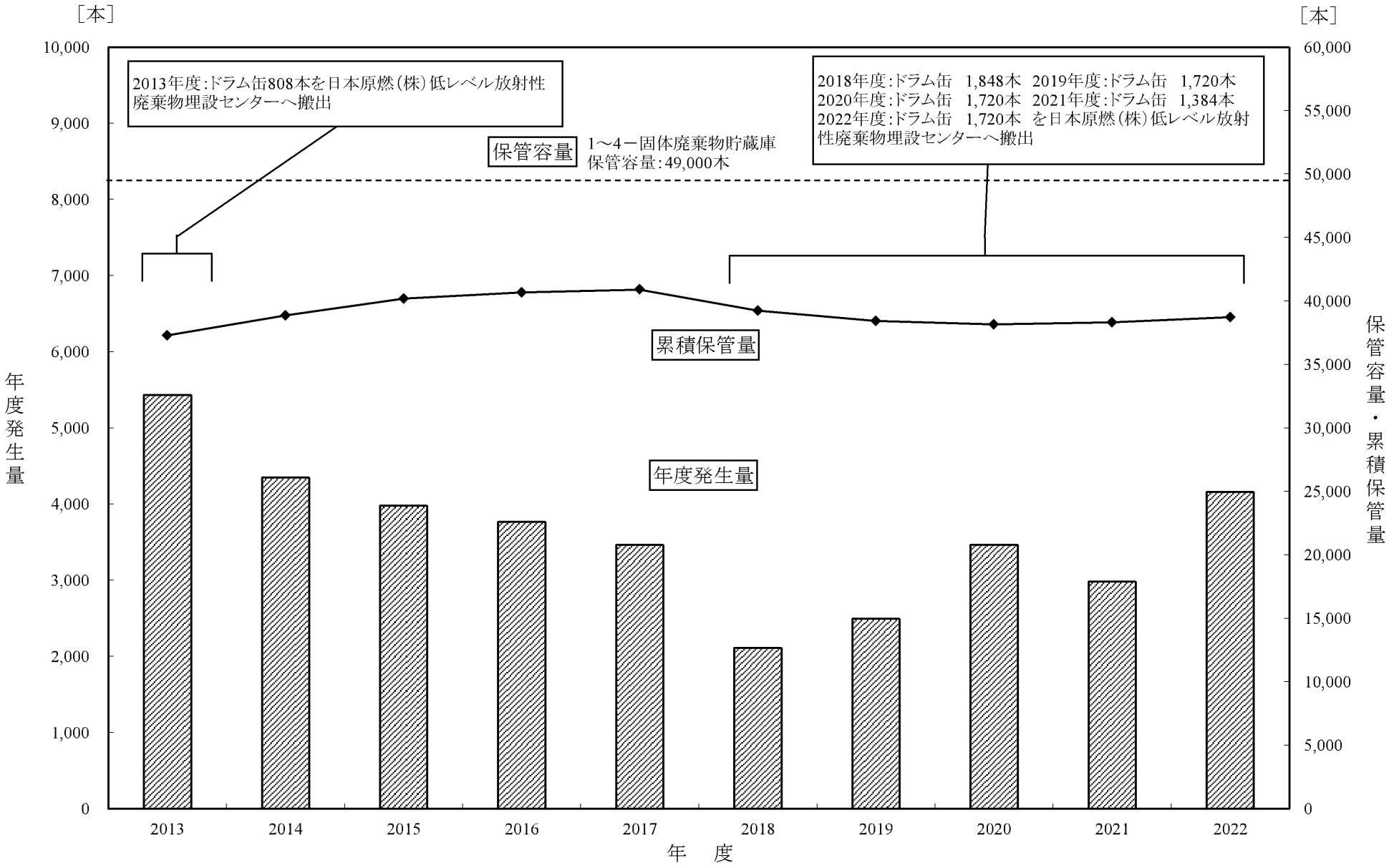
［単位：Bq］

年　　度	トリチウム放出量
2013	8.6×10^{11}
2014	1.1×10^{11}
2015	1.9×10^{11}
2016	2.5×10^{11}
2017	5.2×10^{11}
2018	2.8×10^{13}
2019	5.0×10^{13}
2020	7.1×10^{13}
2021	5.4×10^{13}
2022	1.9×10^{13}

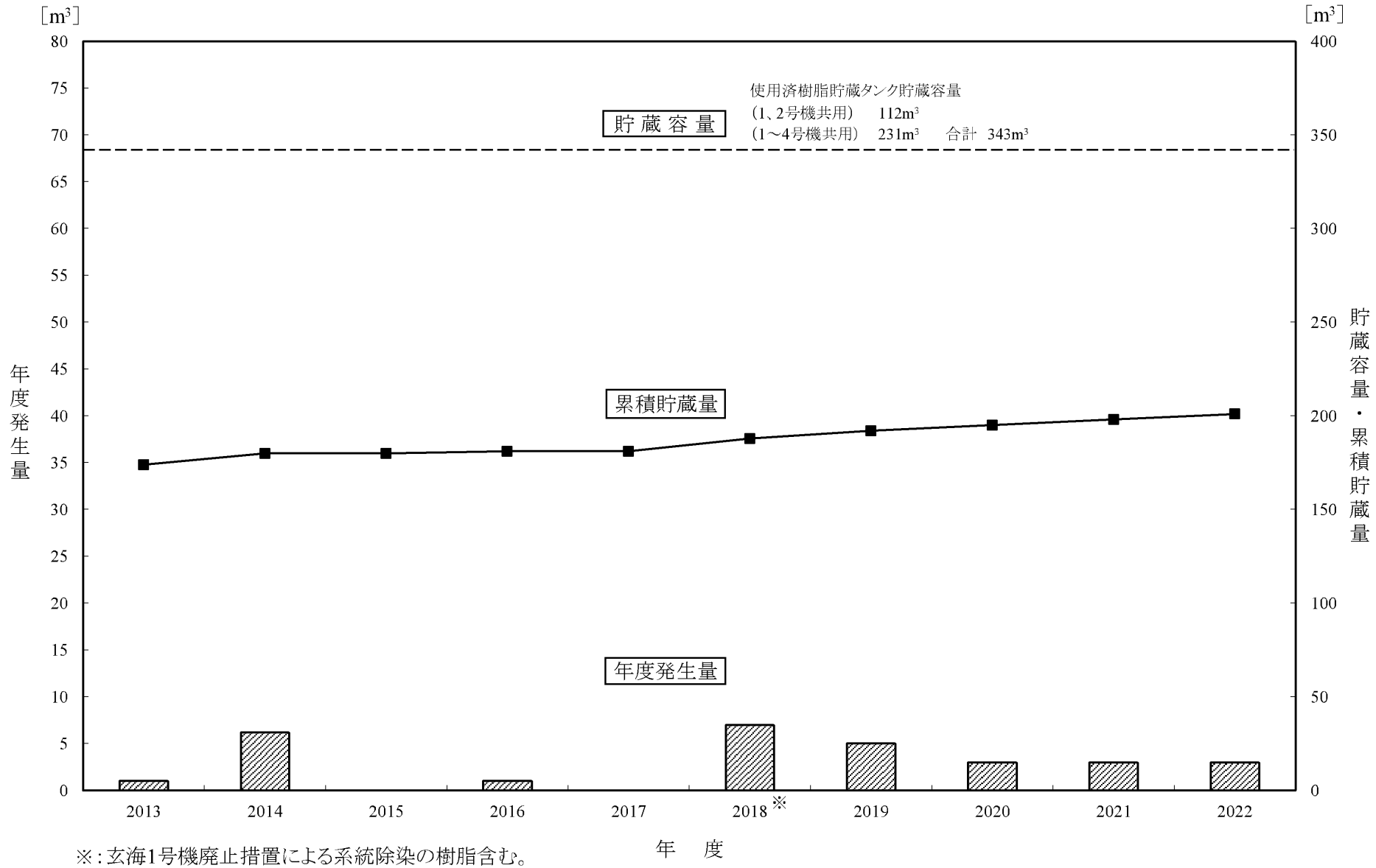
注：放出量は、排水中の放射性物質の濃度に排水量を乗じて求めている。



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



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



※：玄海1号機廃止措置による系統除染の樹脂含む。

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



第2.2.1.6-10図　放射性気体廃棄物放出低減対策の変遷

項目 ＼ 年度		2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	備考
液体廃棄物	・ほう酸回収装置の設置、運用	玄海3、4号機共用										（1993年度設置）
	・廃液蒸発装置の設置、運用	玄海3、4号機共用										（1993年度設置）
	・洗浄排水処理装置の設置、運用	玄海1～4号機共用										（1996年度設置）

第2.2.1.6-11図　放射性液体廃棄物放出低減対策の変遷

項目		年度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	備考
固体廃棄物	設備面	・ベイラ圧縮装置の設置、運用	玄海1～4号機共用										(1993年度設置)
		・雑固体焼却設備の設置、運用	1992年度より玄海1～4号機共用										(1981年度設置)
		・燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備の設置、運用	玄海1～4号機共用										(1993年度設置)
		・改良型セメント固化装置の設置、運用	玄海1～4号機共用										(1993年度設置)
		・雑固体溶融処理設備の設置、運用	玄海1～4号機共用										(2009年度設置)
	管理面	・雑固体焼却設備長時間運転による焼却量増加											(2001年度より実施)
		・燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備長時間運転による焼却量増加											(2002年度より実施)
		・物品持込み制限											(1987年度より実施)
		・消耗品の仕様変更、使用制限											(1987年度より実施)
		・モルタル固化設備残留モルタルの非管理区域側での排出											(2011年度より実施)
		・1次系廃樹脂低減対策 (使用済燃料ピット浄化流量運用見直し)											(2022年度より実施)

第2.2.1.6-12図　放射性固体廃棄物低減対策の変遷

2.2.1.7 緊急時の措置

（1） 目的

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

(2) 緊急時の措置に係る仕組み及び改善状況

a. 緊急時の措置に係る組織・体制

(a) 緊急時の措置に係る組織・体制の概要

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

イ 事故・故障等発生時の組織・体制

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

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

また、報告を受けた発電用原子炉主任技術者は、保安上必要な場合は、運転に従事する者(所長を含む。)へ指示等を行う。

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

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

ロ　原子力防災組織・体制

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

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

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

休日、時間外（夜間）も含め、重大事故等発生時の迅速な対応のため、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員を常時確保しており、加えて、大規模損壊発生時の迅速な対応のため、専属自衛消防隊を常時確保している。（第2.2.1.7-1表及び第2.2.1.7-4図参照）

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

ハ　原子力災害予防対策

（イ）　通報連絡体制及び情報連絡体制の整備

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

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

（ロ）　放射線測定設備、原子力防災資機材等の整備

I　放射線測定設備の設置等

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

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

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

II 原子力防災資機材の整備

必要な原子力防災資機材については、その整備状況を内閣総理大臣、原子力規制委員会、佐賀県知事、玄海町長、長崎県知事及び福岡県知事へ届け出るとともに、代替緊急時対策所及びその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2.2.1.7-2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その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2.2.1.7-3表参照)を発電所、本店及び資機材等保管場所に配備するとともに、緊急事態応急対策等拠点施設(以下「オフサイトセンター」という。)及び原子力規制庁緊急時対応センター(以下「ERC」という。)に配備する資料として国に提出し、地方公共団体にも提出している。

なお、これらの資料については、定期的に見直しを行っている。

(ニ) 原子力災害対策活動で使用する施設及び設備の整備・点検

発電所においては、代替緊急時対策所、応急処置施設(緊急時診療所)、気象観測設備、SPDS、所内放送装置等について、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。また、緊急時避

難のための集合場所をあらかじめ指定している。

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

（ホ） 関係機関との連携

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

（ヘ） 周辺住民への情報提供

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

ニ 緊急事態応急対策等

（イ） 通報及び連絡

原子力防災管理者は、原子力事業者防災業務計画に示す警戒事態に該当する事象、原災法第10条に該当する事象又は原災法第15条に該当する事象の発生について通報を受けたとき若しくは自ら発見したときは、速やかに国、地方公共団体等に通報連絡を行うとともに、緊急時体制の発令、原子力防災要員の非常召集及び緊急時対策本部の設置を行うこととしている。（第2.2.1.7-5図参照）

また、これら通報連絡を行った後には、事故状況の把握を行い、国、

地方公共団体等に報告又は連絡を行うこととしている。

（ロ） 応急措置の実施

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

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

また、傷病者に放射性物質による汚染がある場合は、移送前に医療機関、消防署及び現地到着時の救急隊員に汚染がある旨を伝えるとともに、原則として係員2名（放射線管理員1名、保健師1名）を付き添わせることとしている。（第2.2.1.7-4表参照）

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

国からオフサイトセンター運営の準備に入る旨の連絡を受けた場合、又は地方公共団体の長から要請があった場合、指定行政機関（原子力規制委員会等）の長及び指定地方行政機関（九州管区警察局等）の長並びに地方公共団体の長及びその他関係機関の実施する緊急事態応急対策等が的確かつ円滑に行われるようにするため、副原子力防災管理者及び原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与等を行うこととしている。（第2.2.1.7-5表参照）

（ハ） 緊急事態応急対策

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

ホ 原子力災害事後対策

（イ） 発電所の対策

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

（ロ） 原子力防災要員等の派遣等

指定行政機関（原子力規制委員会等）の長及び指定地方行政機関（九州管区警察局等）の長並びに佐賀県知事、玄海町長、長崎県知事、福岡県知事及びその他関係機関の実施する原子力災害事後対策のため、副原子力防災管理者及び原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与、その他必要な措置を行うこととしている。

ヘ 他の原子力事業者への協力

他の原子力事業所で原子力災害が発生した場合、「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」（2000年6月締結、2014年10月改正）

に基づき、原子力防災要員の派遣及び原子力防災資機材の貸与、その他必要な協力を行うこととしている。（第2.2.1.7-5表参照）

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

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

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

火災が発生した場合における発電用原子炉施設の保全のための活動（消防機関への通報、消火又は延焼の防止、その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る措置を含む。）並びに内部溢水、火山影響等及びその他自然災害（地震、津波及び竜巻等）が発生した場合における発電用原子炉施設の保全のための活動について、必要な要員の配置、要員に対する教育訓練の実施、保全のための活動に使用する資機材の配備及び保全のための活動を行うための手順書の整備を行っている。

有毒ガスが発生した場合における運転員、代替緊急時対策所で重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策本部要員及び特重施設要員の防護のための活動について、必要な要員の配置、要員に対する教育訓練の実施、要員の防護のための活動に使用する資機材の

配備並びに運転員、緊急時対策本部要員及び特重施設要員の防護のための活動を行うための手順書の整備を行っている。

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

チ　重大事故等及び大規模損壊発生時の対応

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

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

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

（b）緊急時の措置に係る組織・体制の改善状況

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

イ　本店対策本部及び原子力事業所災害対策支援拠点における対応要員の拡充

2023年7月の原子力発電本部の組織改正に併せ、本店対策本部の設営、運営等を行う総括班の対応要員及び原子力事業所災害対策支援拠点の原子力災害医療活動等を行う医療班の対応要員の拡充を行った。

この結果、事故時の本店対策本部及び原子力事業所災害対策支援拠点における対応業務の充実が図られた。

b. 緊急時の措置に係る社内マニュアル

（a） 緊急時の措置に係る社内マニュアルの概要

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

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

（b） 緊急時の措置に係る社内マニュアルの改善状況

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

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

公表を行っている。（第2.2.1.7-6表参照）

イ　竜巻対応訓練で抽出された課題対応に伴う社内マニュアルの改正

訓練で抽出された「竜巻の退避が遅れる人がいた」、「避難場所が不明確」等の気付き事項に対し、2023年6月に社内マニュアルを改正し、竜巻準備体制発令時における各事業所での所属員の安否確認を行う手順の追加、退避場所の明確化等を行った。

この結果、竜巻発生時の対応の充実が図られた。

ロ　大雨対策の実施に伴う社内マニュアルの改正

玄海地点において線状降水帯の発生等による大雨が予想される場合は、工事等による一時的な開口部に対する雨水流入防止を強化するため、チェックシートによる確認等、新たに大雨対策を行うことを2023年9月に社内マニュアルに追加した。

この結果、大雨発生時の対応の充実が図られた。

ハ　緊急時活動レベルの判断基準へ特重施設を構成する設備による原子炉停止機能の追加に伴う社内マニュアルの改正

緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）※の判断基準へ特重施設を構成する設備による原子炉停止機能を追加するため、2023年10月に社内マニュアルを改正した。

この結果、原災法に基づく通報基準及びEALを判断する基準の解釈の充実が図られた。

※：原子力施設の状況に応じて、緊急事態を、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の3つに区分し、原子力施設の状況が、こ

れらの緊急事態の区分に該当するか否かを原子力事業者が判断する基準

ニ　自火報感知器の監視範囲に係る社内マニュアルの改正

火災区域（区画）内の感知器が有効に感知できなくなることを考慮し、熱、煙感知器に対して、資機材、足場等を著しく近接して設置することを原則禁止、炎感知器の監視空間に対して、1.2mを超える高さの資機材、足場等を設置することを原則禁止することを2024年2月に社内マニュアルに明記した。

また、防火パトロールチェックシートに炎感知器の常設及び仮置き保管禁止エリアの巡視の観点に関する事項を追加した。

この結果、火災感知器が設置されている監視機能の確実性が向上した。

ホ　異常時通報連絡方法の見直しに伴う社内マニュアルの改正

警戒事態や原災法第10条事象発生後における警戒事態該当事象未満の異常時の通報連絡について、複数の連絡ルートがあることから、通報連絡の受け手の混乱を防止するため、警戒体制発令以降に異常時通報連絡対象事象が発生した場合は、原子力事業者防災業務計画で定める連絡ルートに基づき対応を行うよう、2024年2月に社内マニュアルを改正した。

この結果、通報連絡時における混乱防止が図られた。

c. 緊急時の措置に係る教育・訓練

（a） 緊急時の措置に係る教育・訓練の概要

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

イ 危険物保安教育及び防火管理教育

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

ロ 通報連絡訓練

異常発生時等に社内外の関係先へ、的確かつ迅速に通報連絡できることを確認するための訓練を実施している。（第2.2.1.7-7表参照）

ハ 防災教育

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

ニ アクシデントマネジメント※教育

重大事故等及び大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保

全のための活動に関することについて教育を実施している。

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

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

ホ　火災防護、内部溢水、火山影響等、その他自然災害対応教育

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

ヘ　有毒ガス発生時の対応教育

有毒ガス発生時の措置に関することについて、教育を実施している。

ト　原子力防災訓練

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

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

施している。（第2.2.1.7-8表参照）

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

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

チ　重大事故等発生時の対応に係る総合的な訓練

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

リ　大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練

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

ヌ　力量習得訓練

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

ル　力量維持訓練

重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等に係

る役割に応じた力量の維持・向上のための訓練を実施している。

ヲ　成立性確認訓練等

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

ワ　国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練への参画

国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練について、緊急時通報連絡・情報伝達訓練、在宅避難行動要支援者避難訓練等の訓練へ積極的に参画している。

なお、今回の調査期間においては、2023年10月に福岡県原子力防災訓練及び佐賀県原子力防災訓練に参画し、2024年2月に長崎県原子力防災訓練に参画した。

(b)　緊急時の措置に係る教育・訓練の改善状況

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

イ　重大事故等時における特重施設の活用に関する評価結果の教育

重大事故等時における特重施設の活用に関する教育を実施することにより、事故対応能力の向上及びリスク感受性の向上に期待できる。このため、2023年10月～11月に重大事故等時における特重施設の活用に関する評価結果の教育を実施した。

この結果、事故対応能力の向上及びリスク感受性の向上が図られた。

ロ　ECCS再循環切替操作に関する教育・訓練の継続

ECCS再循環切替操作を実施するための時間余裕が短いことから、設備対策及び訓練強化の両面からの対策がECCS再循環切替に対してのリスク低減に期待できる。このため、2023年10月～11月にECCS再循環切替操作に関する教育を実施した。

この結果、ECCS再循環切替に対してのリスク低減が図られた。

ハ　原子炉補機冷却水系補給操作、RCPシールLOCA発生後の重大事故等対策等に関する教育・訓練の実施

リスク寄与の大きいシナリオに対して、重要性の高い運転操作に関する教育、訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力の向上に期待できる。このため、2023年10月～11月に原子炉補機冷却水系補給操作、RCPシールLOCA発生後の重大事故等対策等に関する教育を実施した。

この結果、事故対応能力の向上が図られた。

ニ　破損側蒸気発生器隔離操作及び隔離失敗後の重大事故等対策に関する教育・訓練の実施

リスク寄与の大きいシナリオに対して、重要性の高い運転操作に関する教育、訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力の向上に期待できる。このため、2023年10月～11月に破損側蒸気発生器隔離操作及び隔離失敗後の重大事故等対策に関する教育を実施した。

この結果、事故対応能力の向上が図られた。

(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) 火災防護審査基準改正に伴う火災感知器追設工事

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準(以下「火災防護審査基準」という。)の改正により、安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置されている火災区域に対してエリア全体を網羅的に監視するよう火災感知器を設置(原則、消防法令の設置要件と同等の要件に基づき設置)することなどが追加要求されたことから、本要求へ適合するため、火災感知器の追加設置を実施した。

この結果、火災感知に対する信頼性の向上が図られた。

(b) 電線管内ケーブル系統分離対策工事

火災防護審査基準に基づき、耐火対策を要する火災防護対象ケーブルを収納する電線管に対して、耐火隔壁設置工事を第17回定期事業者検査時に実施した。

この結果、火災防護対象ケーブルを収容する電線管に対し火災防護対策が施工され、プラントの火災に対する安全性が向上した。

（c） 重大事故等対処設備の接続箇所等の現場表示の充実

緊急時の対応作業の効率化及びヒューマンエラーを低減するため、2023年度に可搬型重大事故等対処設備の接続箇所と設置箇所について、現場表示を強化した。

この結果、緊急時における作業性向上及びヒューマンエラー防止の点で改善が図られた。

（4） 緊急時の措置に係る実績指標

a. 原子力防災訓練回数

原子力防災訓練回数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.7-6図に示す。

原子力防災訓練については、原子力災害の発生を想定した訓練を年1回以上定期的に計画し、実施している。

b. 訓練等の改善状況

訓練等の改善状況について確認した結果を、第2.2.1.7-9表に示す。

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

（5） 緊急時の措置に係る有効性評価結果

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

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2.2.1.7-10表参照）

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

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

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

(6) 緊急時の措置活動の結果から抽出した今後の安全性向上のための自主的な取組み

緊急時の措置に関して、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、敷地地下深部の地下構造把握に資する調査及び地震計の設置を抽出した。

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2.2.1.7-1表　重大事故等対策に係る体制

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

第2.2.1.7-2表　原子力防災資機材一覧
（原災法に基づく届出に関する設備）

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

第2.2.1.7-3表　原子力災害対策活動で使用する資料

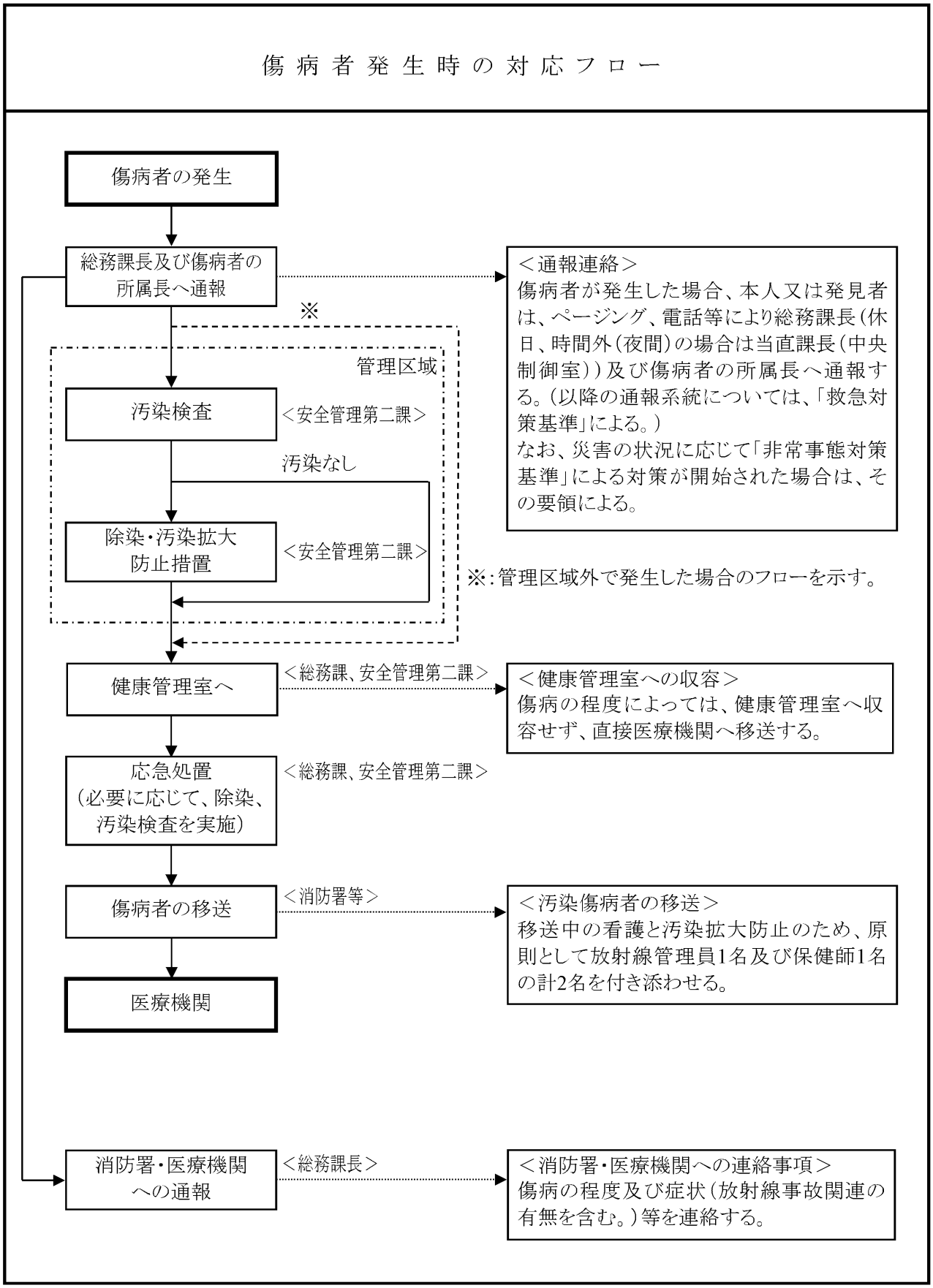
資　　料　　名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図(1/25,000)※ ② 発電所周辺地域地図(1/50,000)※
2. 発電所周辺航空写真パネル※
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ※ ② 毎時観測データ※
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング配置図※ ② 環境試料サンプリング位置図※ ③ 環境モニタリング測定データ※
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図(各ユニット)
7. 原子炉設置許可申請書(各ユニット)※
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ②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

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

第2.2.1.7-4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	(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。 (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。 (3)放射性物質による汚染を伴う場合は、傷病者をホットシャワー室に移したのち、当社による放射線管理上の指示に従って、速やかに除染を行うとともに汚染の拡大防止措置を実施する。
2	対応フロー	傷病者が発生した場合は、「傷病者発生時の対応フロー」に基づき、速やかに関係箇所へ通報連絡するとともに、傷病者に対する応急処置を実施する。 (第2.2.1.7-4表「傷病者発生時の対応処置(2/2)」参照)
3	救出及び応急の処置	発見者は、その状況を速やかに確認し、ページング、電話等により総務課長(休日、時間外(夜間)の場合は当直課長(中央制御室))及び傷病者の所属長に通報するとともに付近の者と協力して救出及び応急処置に着手する。 但し、傷病者が汚染しているとき、又は汚染しているおそれがあるときは安全管理第二課長が指示する除染等と並行して実施する。 総務課長(休日、時間外(夜間)の場合は当直課長(中央制御室))及び傷病者の所属長は、「救急対策基準」の通報系統等により迅速かつ適確に通報連絡する。
4	傷病者の移送	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。 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。 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。
5	救急用品の整備及び教育訓練	救急用品等を常に使用できる状態に整備している。 また、傷病者の発生時における早急な応急処置の必要性の観点から、当社社員及び協力会社社員を対象に消防署員による「普通救命講習会」を継続的に開催している。

第2.2.1.7-4表　傷病者発生時の対応処置（2/2）



第2.2.1.7-5表　原子力防災要員等の派遣、原子力防災資機材等の貸与一覧

【発電所で原子力災害が発生した場合】

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

【他の原子力事業者の原子力事業所で原子力災害が発生した場合】

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

※：当社の総数を示す。

第2.2.1.7-6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
2023年10月20日	原子力災害医療に関する記載の充実	・発電所に配備しているAEDや酸素ボンベ等の医療関連資機材を反映
	通報連絡様式に地震情報等を追加	・国や各自治体へ送付する通報連絡様式に地震情報（発生日時、発電所の観測結果）の記入欄や原子炉自動停止設定値を追加

第2.2.1.7-7表　通報連絡訓練の実績

実 施 年 度	概　　要
2023年度 （2023年9月25日実施）	地震発生に伴う玄海3号機原子炉冷却材漏えい等を想定し、異常時の通報連絡訓練を実施した。
2023年度 （2023年10月14日実施）	地震発生に伴う玄海4号機原子炉冷却材漏えい等を想定し、異常時の通報連絡訓練を実施した。

第2.2.1.7-8表　原子力防災訓練の実績

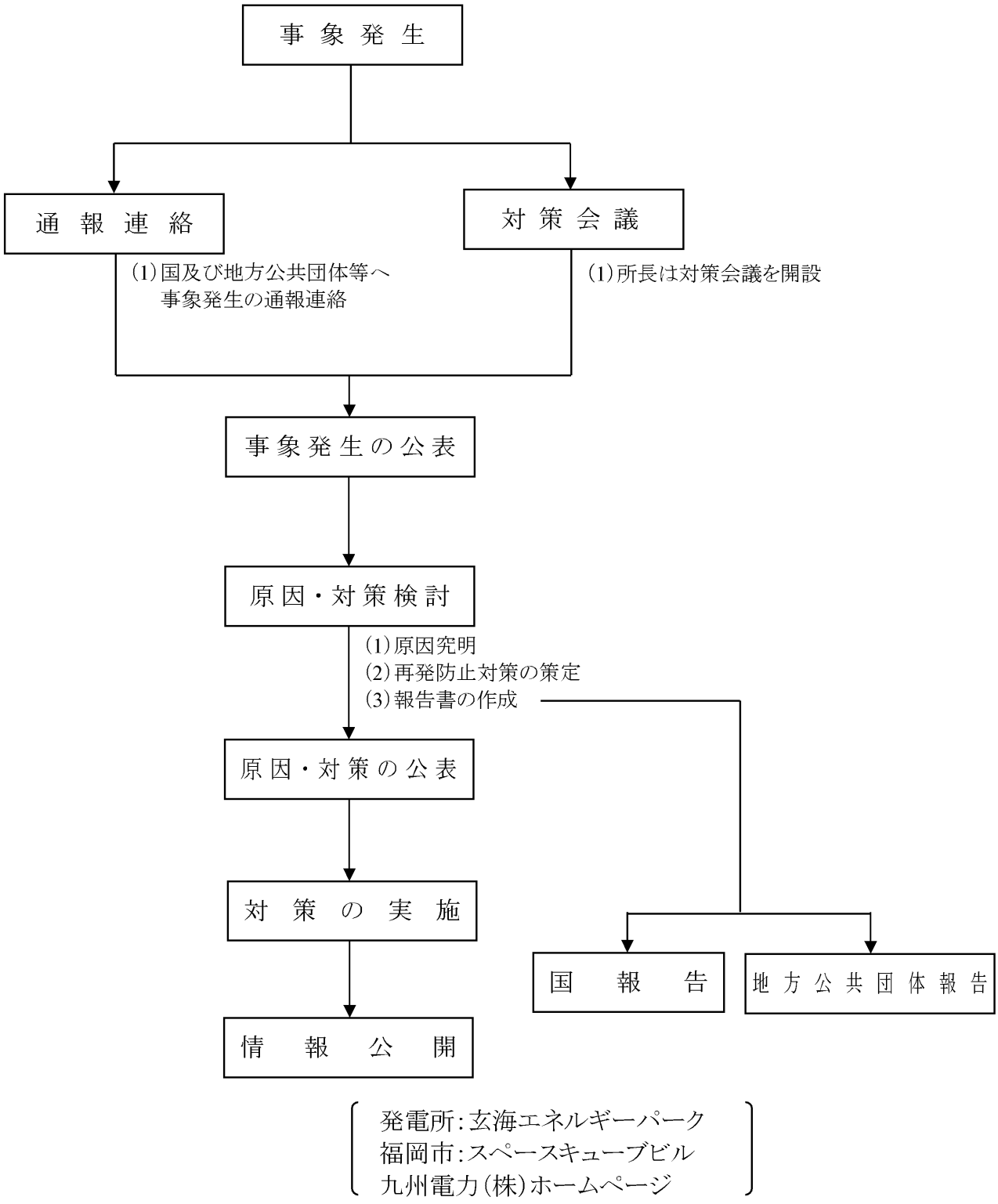
実施年度	概要
2022年度 （2023年2月28日実施）	総合訓練として玄海4号機において、原子炉冷却材漏えい、全交流動力電源喪失等により原子炉の冷却機能がすべて喪失し、発電所外への放射性物質放出、玄海3号機においては原子炉冷却材漏えい、玄海1、2号機においては全交流動力電源喪失を想定し、緊急時対応組織の各訓練を実施した。 なお、2月28日の総合訓練以外に、要素訓練（避難誘導訓練、AM訓練、緊急時対応訓練、通報訓練、原子力災害医療訓練、緊急事態支援組織対応訓練、モニタリング訓練及び後方支援拠点設置運営訓練）を実施した。
2023年度 （2024年2月27日実施）	総合訓練として玄海4号機において、原子炉冷却材漏えい、全交流動力電源喪失等により原子炉の冷却機能がすべて喪失し、発電所外への放射性物質放出、玄海3号機においては格納容器内での主蒸気管漏えい、玄海1、2号機においては全交流動力電源喪失を想定し、緊急時対応組織の各訓練を実施した。 なお、2月27日の総合訓練以外に、要素訓練（避難誘導訓練、AM訓練、緊急時対応訓練、通報訓練、原子力災害医療訓練、緊急事態支援組織対応訓練、モニタリング訓練及び後方支援拠点設置運営訓練）を実施した。

第2.2.1.7-9表　訓練等の改善状況

年度	主な気付事項		対応内容
2021	原子力防災訓練	・ERCへの情報共有や対策本部内の情報共有に使用する概略系統図等の情報共有シートについて、対象号機が容易に判別できるものとなっていなかったこと」を踏まえ、情報共有シートについて、対象号機が容易に判別できるように情報共有シートの様式見直しとして、号機ごとに異なる着色を行う等、分かりやすい記載について検討する。	・情報共有シートについて、号機ごとに異なる着色を行うとともに、上部に号機を記載した帯を付記した。また、IP-FAXを使用する場合も想定し、白黒でも識別ができるようハッチングパターンも号機ごとで区別した。 今回の訓練で、見直しを行った情報共有シートを使用することで、号機の判別が容易となり、ERCへの情報共有等において、号機の誤りもなく円滑な情報共有を行えていたことから、今回の対策について有効性を確認できた。
2022	原子力防災訓練	「通報連絡文について、EAL判断時刻やEAL該当事象の発生時刻に記載の誤りがあった。特に特定事象発生通報のうち、緊急事態の遷移の判断となる原災法第10条事象に係る通報連絡文のEAL判断時刻の記載に誤りがあったため、これを防止する必要がある」を踏まえ、以下の対策について検討する。	2022年度の訓練の課題を踏まえ、以下の対策を実施したことにより、同時に複数のEALを判断する状況下でも、「EAL該当事象の発生時刻や発出したEALの判断時刻を一元的に管理する一覧表」等を活用し、通報連絡文作成者は正確な通報連絡文を作成するとともに、発電所対策本部要員は、通報連絡文に記載された内容に誤りがないことを確認できていたことから、今回の対策について有効性を確認できた。
		・正確な通報連絡文を作成するため、通報連絡文作成者及び通報連絡文を確認する発電所対策本部要員が通報連絡文に記載すべき時刻を正確に情報入手できるよう、EAL該当事象の発生時刻や発出したEALの判断時刻を一元的に管理する一覧表を作成し、確認する要員を配置するとともに、発電所対策本部要員が閲覧しやすい箇所へ掲示することで共通認識を図ることを検討する。	・EAL該当事象の発生時刻や発出したEALの判断時刻を一元的に管理する一覧表を作成し、確認する要員を配置した。また、一覧表を発電所対策本部要員が閲覧しやすい箇所へ掲示した。
		・通報連絡文の記載内容を確認するポイントを整理するとともに、通報連絡文の作成ブースに掲示することで、総括班における通報連絡文の確認の徹底を図ることを検討する。	・通報連絡文の記載内容を確認するポイントを整理し、通報連絡文の作成ブースに掲示した。
		・発電所で使用している「通報連絡文の記載例」に通報連絡文の作成に関する手順、本事例等を追加して内容を充実させ、通報連絡文へ記載すべき内容の認識の統一を図ることを検討する。	・EAL該当事象の発生時刻や発出したEALの判断時刻を一元的に管理する一覧表を作成し、確認する要員を配置した。また、一覧表を発電所対策本部要員が閲覧しやすい箇所へ掲示した。
		・「EAL該当事象の発生時刻や発出したEALの判断時刻を一元的に管理する一覧表」、「通報連絡文の記載内容を確認するポイント」及び「通報連絡文の記載例」を個別教育等で周知を図るとともに、要素訓練等を通じて通報連絡文作成の習熟を図ることを検討する。	・「EAL該当事象の発生時刻や発出したEALの判断時刻を一元的に管理する一覧表」、「通報連絡文の記載内容を確認するポイント」及び「通報連絡文の記載例」を個別教育で周知するとともに、要素訓練を通じて通報連絡文作成の習熟を図った。

第2.2.1.7-10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）

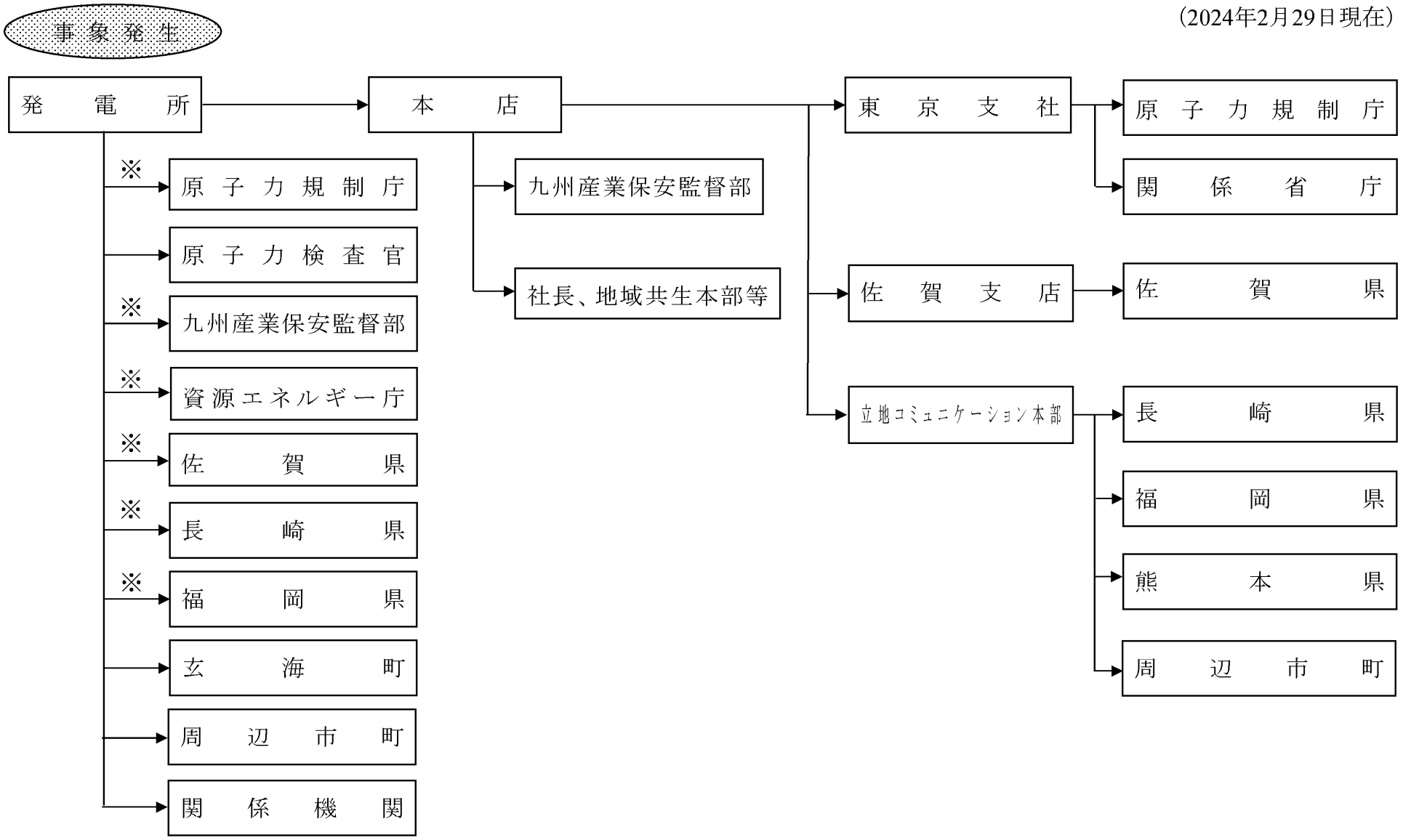
保安規定条文		指摘事項及び不適合の内容	考　察	再発性、類似性の有無
7.5.1	個別業務の管理	（2023年度　玄海原子力発電所　不適合管理） 2023年度玄海3号機現場シーケンス訓練（チーム検査）における指摘事項 （概要） 復水タンクへの供給訓練のうち、復水タンクベント管へのホース挿入作業（モックアップ）において、ベント管内でホースが折れ曲がった状態で訓練を終了した。 訓練終了後に時間計測員が、各設備の機能性を発揮できる状態にあるかを確認した上で訓練を終了する事としていたが、ホースの折れ曲がり（設備の機能性を発揮できる状態にない状態）に気付かず、その後、検査官の確認により「ホースの折れ曲がり」が判明した。 昨年度の訓練においても、「ディスタンスピース取替え作業時のボルトの緩み」に事業者が気付かず、検査官が発見した事例があった。 チーム検査の締めくくり会議において、訓練中に発生した不適合事象「復水タンクベント管（モックアップ）内のホース折れ曲がり」に対し、以下の評価がなされた。 (1) 不具合を事業者が見つけきれてない事象が連続して発生 ・前回訓練の事象（ボルトのゆるみ）の対策として「各設備の機能性を発揮できる状態であるか」を、時間計測員が目視又は作業完了後に触診等で確認する行為を追加したが、前回に引き続き、今回も同様な事象が発生している。 (2) 不備が起こった場合の対応プロセスが不十分 ・「成立性確認訓練実施要領」の中では、計画どおり訓練を進めていくプロセスの記載はあるが、訓練で不備が起こった場合の対応プロセスが定まっていない。 （原因） 訓練関係者は、復水タンクベント管（モックアップ）内のホース折れ曲がり状態が、重大事故等対処設備の機能性を発揮できない状態であるとの知見を有していなかったことから、ホースの折れ曲がりが発生している可能性に気付くことができなかった。 （是正状況） (1) 過去の訓練における失敗事例集を作成した。 継続して他プラントの現場シーケンス訓練をベンチマークし得られた事例を収集し失敗事例集に反映することをオーソライズに定めた。 また、2月からの力量維持訓練より失敗事例集を使った教育を開始した。 (2) 訓練確認者として、機能性確認者を新たに追加し、事業者が不具合を見つけられる体制を構築した。 (3) 機能性確認の判定基準について、実発災を想定した場合に本来の目的を達成できているか（設備が機能性を発揮できる状態にあるか）の観点で見直しを行いオーソライズに定めた。 (4) 事業者が不具合に気付く体制、訓練で不具合が起こった場合の対応プロセスについて「成立性確認訓練実施要領」に定め改正した。	「個別業務の管理」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発、類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。	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。

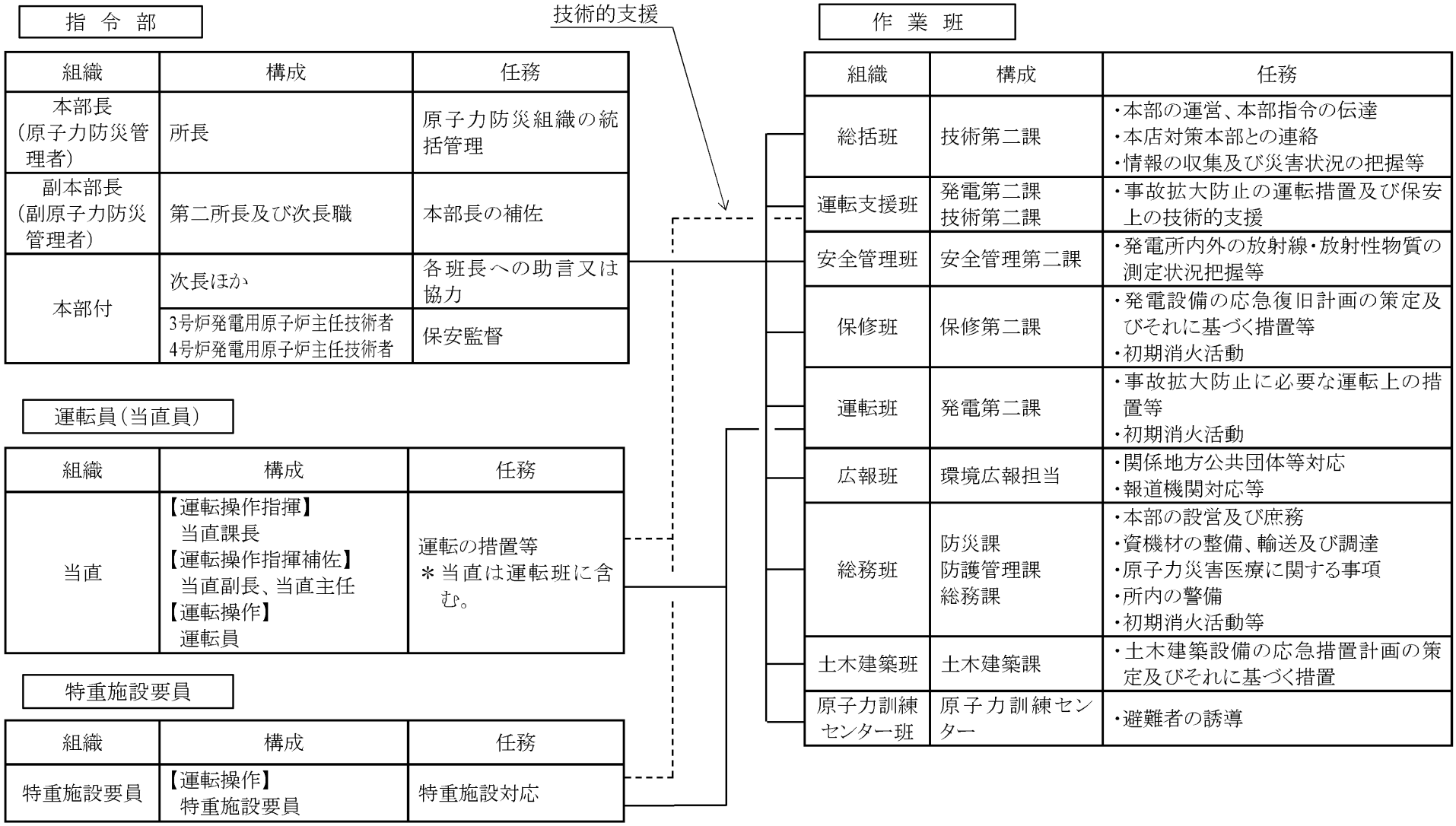
第2.2.1.7-1図　事故・故障等発生時の対応フロー

（2024年2月29日現在）

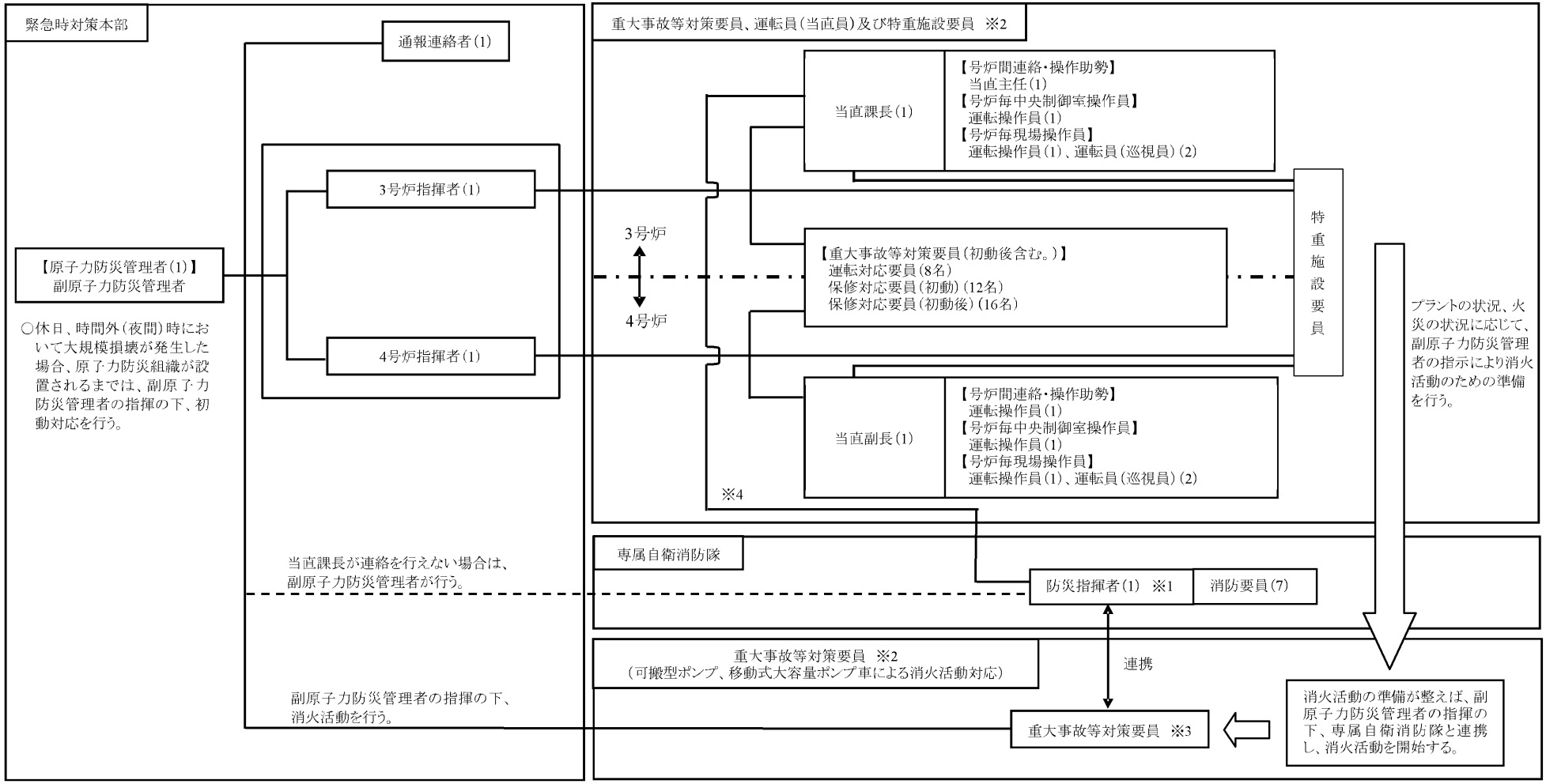


※：第1報のみ発電所から直接報告又は連絡
　九州産業保安監督部への報告は、電気関係報告規則第3条第1項関係のみ

第2.2.1.7-2図　事故・故障時の通報連絡ルート



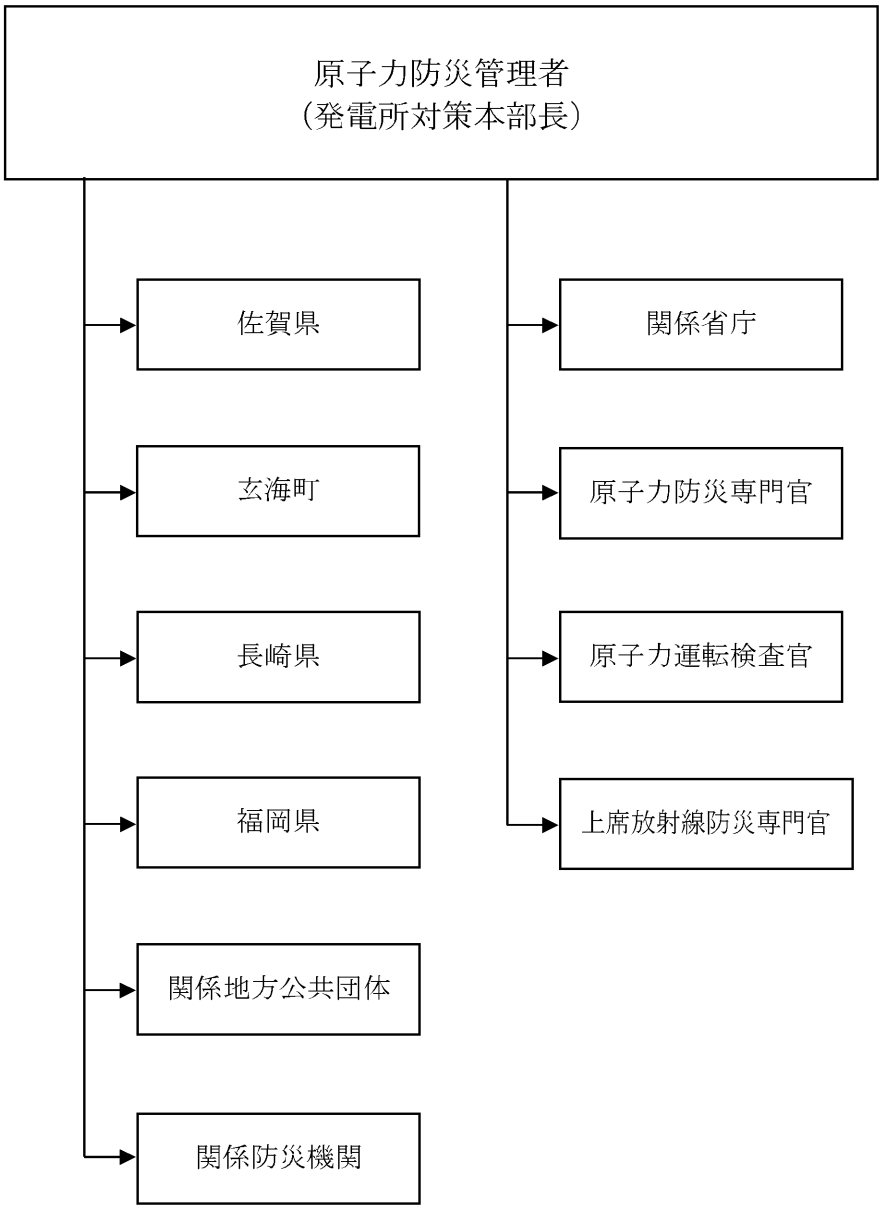
第2.2.1.7-3図　原子力防災組織とその主な任務



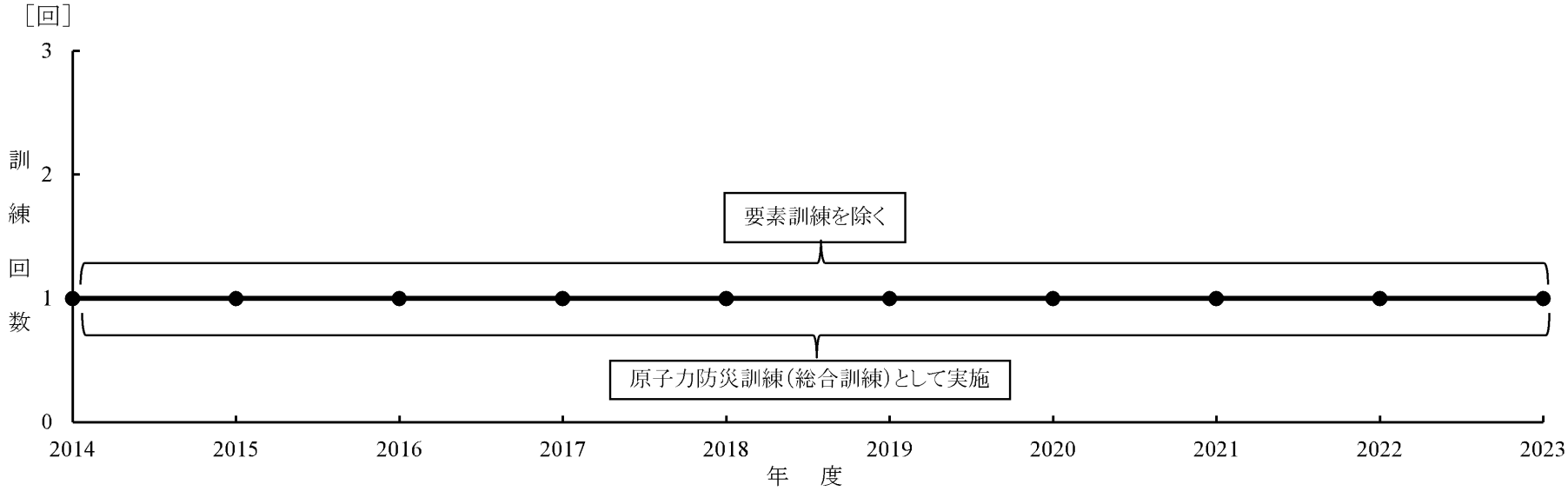
※1:大規模損壊発生時、早期に対応可能な化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を用いて専属自衛消防隊による消火活動を実施する。なお、現場での通信連絡については、プラントの復旧対応と同時使用を避けるため原則として別の無線通話装置の回線を使用する。
緊急時対策本部との連絡については無線通話装置等を使用し、副原子力防災管理者の指揮により対応を行う。
※2:大規模損壊発生時、火災及びプラントの被災状況に応じ、副原子力防災管理者の指示により可搬型ポンプ又は移動式大容量ポンプ車を用いた消火活動を実施する。
※3:重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、プラントの復旧対応と同時使用を避けるため、別の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

第2.2.1.7-4図　大規模損壊発生時の初動対応体制

（2024年2月29日現在）



第2.2.1.7-5図　緊急時の通報連絡経路



第2.2.1.7-6図　原子力防災訓練回数

2.2.1.8 安全文化の醸成活動

（1） 目的

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

（2） 安全文化の醸成活動に係る仕組み及び改善状況

a. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの概要

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

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

b. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況

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

（a） 靴カバーの運用変更

原子炉キャビティ内の斜め階段を昇降する場合、靴カバーを着用した状態では滑りやすいことから、靴カバーは着用しないことをオーソライズし、2023年4月に業務連絡票にて社員及び協力会社に周知した。

この結果、更なる労働安全の徹底が図られた。

（b） 安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）と保安活動の関係の認識

安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）と保安活動の関係を認識するため、「安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透活動」を実施した。

2022年度は、安全文化醸成活動プロセス（課題の設定、課題の要因分析、分析を踏まえた改善活動）を実施した結果、安全文化アンケートの確

認により、活動は有効であったと評価したが、安全文化懇談会（インタビュー）にて、一部の一般職において、理解されていない状況が確認された※ため、2023年度も活動を継続した。

2023年度は、前年度の状況を踏まえ、事務局による所内説明会を実施し、活動の目的と理解・浸透を主とした活動に取り組むことを周知した。各課の活動の評価において、理解度確認テストや聞き取りによる確認の結果、課内全員が理解できたとの評価が得られたことから、「安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透活動」は、課員全員が理解できたと評価した。

この結果、安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）と保安活動の関係について、更なる認識の向上が図られた。

※：保安活動を行う中で、我々が今まで意識せずとも実践してきた活動（コミュニケーションや安全を最優先にする意識等）が、安全文化を醸成する上で、どのような安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）に関係するかを認識しているかインタビューにて確認したところ、本取組みの窓口を中心として課員に理解・浸透活動が展開されていたが、業務が繁忙期だった課や要員数の多い課については、一部の一般職において理解・浸透されていない状況が確認された。

なお、本取組みは、安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）と保安活動の関係を認識し、実際の保安活動の中で更に安全文化を意識した行動をとれるようにすることを目的として実施した。

(3) 安全文化の醸成への取組み

a. 安全文化醸成に係る具体的な取組み

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

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

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

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

発電所においては、2008年度から安全文化醸成活動を計画し、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。

安全文化のあるべき姿と安全文化要素との関連を第2.2.1.8-1表、発電所における安全文化総合評価報告書を第2.2.1.8-2表、安全文化醸成に関する業務フローを第2.2.1.8-1図に示す。

b. 安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）

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

なお、「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」（令和元年12月25日付け原規規発第1912257号-5）において、審査又は検査する視点が定められており、健全な安全文化の育成と維持に関するリーダーシップの発揮、健全な安全文化の育成と維持に関する取組み、安全文化に関する状態の評価及び改善並びに安全文化に関して組織内部で保持すべき能力について確認される。また、原子力事業者が定めた「安全文化のあるべき姿」を確認する上で安全文化要素を10の特性と43の属性に分類している。

c. 安全文化の醸成への取組みに係る改善状況

安全文化要素に対して、安全文化の醸成への取組みに係る改善状況を確認した。

今回の調査期間における安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況について、安全文化要素との関係を第2.2.1.8-3表に示す。

d. 安全文化要素に沿った改善状況の評価

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

活動の目的が達成されていると評価できる。

（4） 安全文化の醸成活動に係る実績指標

a. 安全文化に関する教育の受講率

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

安全文化に関する教育の受講率について、安全文化に関する教育の受講率の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.8-2図に示す。

新規制基準適合性審査対応に伴う長期出張等による影響により、2013年度から2016年度にかけて若干の減少は見受けられるものの、受講可能である要員に対しては適切に2017年度以降、2012年度までの受講率と同等の水準に維持している。

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

b. 安全文化に問題があり発生した不適合件数

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

（5） 安全文化の醸成活動に係る有効性評価結果

社内マニュアルに基づく安全文化の醸成活動が適切に実施されており、これまでの安全文化醸成状態の自己評価及び規制機関等の外部評価においても安全文化が醸成されている状態から劣化兆候の傾向は認められていない。

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

これらのことから、安全文化の醸成活動が有効に機能していると評価できる。

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

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

安全文化のあるべき姿（安全文化評価指標）

1. 安全を最優先とする方針と実行

①トップマネジメントは、「原子力安全の取り組みに終わりはない」との強い意志をもって、安全を最優先とすること、そして健全な安全文化を育成・維持することを方針として定め、組織員全体に認識され理解されている。

②原子力発電所の設備を守ることよりも、地域・社会の皆さまや従業員の安全を第一とした行動と対応が何よりも優先されることが組織員全体で共有されている。

③管理責任者、本店組織の各部長及び発電所組織の所長は、トップマネジメントの方針を踏まえ、原子力発電所の安全性向上に不断に取り組み、すべての組織員に対し安全に関する責任をもって業務を遂行することを認識させるとともに、組織員がその方針に基づく目標達成に向けた活動と意思決定を主体的に行うための環境を整えている。

④組織員は業務運営に当たって、立ち止まり考え、行動し、現状を問い直す（STAR：Stop, Think, Act, Review）姿勢をもち、安全を損なう要因が潜んでいないか、安全最優先を怠るとどのような結果が生じるかを常に想起している。

⑤組織員一人ひとりがリーダーシップを発揮している。すなわち、常に当事者意識をもって原子力安全の達成のために何をできるのかを考え、主体的に行動するとともに、周りの人たちの共感を得ている。

2. 安全を確保する仕組み

①誠実かつ高い倫理観をもちコンプライアンスを十分に意識した業務運営が行われている。法令等を単に遵守するだけでなく、法律では定められない「社会のルール」を守り、社会的責任を果たしている。

②原子力安全を達成するためのQMSに基づく保安活動が確実に実施され、原子力安全を最優先とする文化の育成・維持のための活動が推進されている。原子力発電所の安全性向上に向け、現場を第一とした3現主義／5ゲン主義の原則（「現場」、「現物」、「現実」／「原理」、「原則」）のもと、保安活動に着実に取り組んでいる。

③安全を最優先した無理のない工程・計画が策定されているとともに、安全を無視した組織的活動並びに集団浅慮による誤った意思決定を避けるための仕組みが確立されている。ルールや手順、計画等の変更に当たっては、変更による安全性への影響等を適切に評価するとともに、重要度に応じて組織的なチェックが行われる仕組みが確立され、機能している。

④リスクを認識し、確実なリスクマネジメントが実施されている。原子力安全のパフォーマンスの継続的な監視やCAP等を通じて、原子力発電所の運営に関わる全員が安全に関わる課題を兆候レベルから幅広く捉え、そのリスクの影響度や頻度を評価・理解し、リスク低減対策が効果的に優先順位を付けながら確実に実施されている。

⑤原子力安全には核セキュリティが関係する場合があることを認識し、関係者間で必要な情報共有がされている。

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

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

安全文化のあるべき姿（安全文化評価指標）

3. 学習する組織

①原子力発電に「リスクゼロ」はないことを認識し、現状に満足することなく、原子力安全に関わる課題を自ら見出し、継続的にそのリスクを低減させるための仕組みが的確に機能し、確立した仕組みやルールに対しても、安全を考慮の上、より有効性を高めるための改善が自発的に行われている。

②社内外の第三者の客観的・専門的な視点を活用したリスクマネジメントの強化に継続して取り組んでいる。地震・津波・火山等の不確実性の高い自然災害、シビアアクシデント対策及びPRA等への対応においては、広く国内外の最新の知見や教訓を学び続け、より高みを目指した継続的改善に取り組んでいる。

③原子力発電所の保安活動において、技術的、人的及び組織的要因並びにこれらの相互作用が安全に対して影響を及ぼすことを認識し業務を遂行するとともに、ヒューマンエラーの防止・低減に向けた活動に取り組んでいる。

④重大事故等のあらゆる事態において迅速かつ的確な対応ができるよう、危機管理能力の向上に取り組んでいる。保安活動の実施責任者を含む関係者に対する実践的な教育訓練に確実に取り組み、不測の事態が発生した場合においても、能力のある多様な人材が常に最高のパフォーマンスを発揮し、臨機応変に対応できる人材育成に取り組んでいる。

4. コミュニケーション

①地域・社会の皆さまから信頼され安心され続ける原子力発電所を目指したコミュニケーション活動に取り組んでいる。地域・社会の皆さまやお客さまの目線に立ち、不安の声や苦言にも真摯に耳を傾け、原子力安全に対するお互いの思いを共有し、相互理解を深め、信頼関係を醸成している。

②社内においては経営層を含む全社員が上下関係や職場間の壁にとらわれない風通しのよい組織風土が醸成されている。当社にとって不利益・不都合な情報であっても速やかに報告され、社内で共有されることが奨励される職場風土が醸成されている。また、安全に寄与した組織や個人に対しては、称賛がなされている。

③職場の管理職は、部下の意見に耳を傾ける姿勢をもち、相互の意識ギャップを埋め、理解し合うための活動が行われている。また、管理職が率先垂範によるリーダーシップを発揮し、活気ある職場づくりが推進されている。

④協力会社と原子力安全に対する意識を共有し、技術や技能の向上に向けた努力と創意工夫に一体となって取り組み続けている。問題解決に当たっては立場を越えて協力し合える関係が構築されている。

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

項目	評価結果
自己評価結果	【日常評価の結果】 日常評価としては、「自らの問題を認識し、改善につなげている」、「あるべき姿に対し、望ましい行為が顕著である」ことから、安全文化状態は醸成されている状態であると評価した。 なお、日常評価の中で、醸成状態に影響を及ぼす可能性のある、気になる点を抽出し、不明瞭な部分は「安全文化懇談会」にて、インタビューを行うなどして、まとめた結果を以下に示す。 【気になる点】 ① 更なる力量の向上がうまくいかないのは、意識がないわけではなく、忙しいことが掲げられる。現状は忙しさも解消されつつあり、力量向上に向け良い方向に向かっている課もある。このため一部の課だけでなく、その意識が全体に浸透することが重要である。（CL：継続的学習） ② 玄海3、4号機同時定検や特定重大事故等対処施設設置工事とも相まって、工程管理（変更含む。）の情報が、すべての関係者に行き渡らない場合があった。それらは、情報共有が図られ改善に向かった。 しかしながら、工程の短縮検討の際、一部に余裕を縮めることへの不安感等で、納得感が得られていないとの意見があったため、検討を行う場合は、安心と安全最優先の共通認識が必要である。（DM：意思決定） ③ 文書受信、業務連絡票、メール等多種多様なツールによる発信に伴い、膨大な情報が共有できる反面、必要な情報が、埋もれてしまう可能性がある。（CO：コミュニケーション） ④ 管理者は忙しい時期に、所員の業務実態を把握できずに、業務を行わせるだけの状況が確認された。（WE：尊重しあう職場環境） ⑤ 新検査制度導入に伴い、課を横断した協働（PA.3）、権限、役割、及び責任（LA.8）に関して不十分な状況が見られた。具体的には、検査要領書等の誤記については、すべてをなくすことは不可能であるが、作成・審査・承認の過程で、十分に機能していない可能性がある。（CO：コミュニケーション） ⑥ 上層部は、保安活動の中で得られた課題に対して自ら振り返ると、解決への取組み・関与が不足していると感じている。（LA：リーダーシップ） 【安全文化アンケートの結果】 アンケートについては、昨年度実施された、JANSI安全文化アンケート（以下「JANSIアンケート」という。）を基に、今年度より、同じような設問を行い、傾向も分析できるよう改善した。 また、今年度の品質目標4「安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透」に関する活動の状況についても確認した。 ※保安活動から得られた安全文化に係る情報にて述べる。 これらの結果では、昨年度のJANSIアンケートよりも、安全文化要素（10特性）のすべての項目で若干ではあるが低下傾向が見られている。しかしながら、JANSIアンケートに回答した全国の原子力発電所の平均値よりは高い状況であった。 設問の項目ごとでは、問題提起できる環境（RC）、尊重しあう職場環境（WE）について、上司と部下の間に意識のギャップが見受けられたため、「安全文化懇談会」にて、インタビューを行うなどして、まとめた結果を以下に示す。

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

項目	評価結果
自己評価結果	【昨年度と比較し全体が低下した要因】 全体が低下したことについては、忙しい等によるモチベーション低下と予想していたが、原子力業界への先行きの不安要素からくるものであり、これから長い期間原子力業界に携わることとなる若年層になるにつれ不安感が増大すると考えられる。よって、管理職は一般職に対して、業務だけではなく、メンタル的なマネジメントも重要である。（CO：コミュニケーション） 【問題提起できる環境（RC）、尊重しあう職場環境（WE）について、上司と部下の間に意識のギャップ】 聞き取りによると、管理職、一般職ともに「設問：気になることを表面化しない雰囲気がある」との回答は確認できず、管理職と一般職の関係は良好であり、課内の雰囲気は良いことから、ギャップが確認されなかった。 しかしながら、アンケート結果は事実として受け止め、管理職はアンケート結果を意識して良好なコミュニケーションを築くことが重要である。（CO：コミュニケーション）
独立評価結果	2023年2月27日～3月3日の間で、所員に対してJANSI安全文化アセスメント現場診断を受けた。 具体的内容については、JANSIとの取り決めにより非開示情報の扱いとしている。
内部監査結果及び外部評価結果	【原子力内部監査結果】 2022年度原子力内部監査について、2023年1月に実施され、2021年度の安全文化総合評価報告書等を確認された結果、安全文化に関する指摘事項及び要望事項等はなく、安全文化醸成活動の実施状況については、問題となる事項はなかった。 【JANSIピアレビュー】 2021年度に実施したJANSIピアレビューの結果から、ピアレビュー報告書における要改善事項10件については、安全文化醸成活動にて改善活動を実施する件名はなかった。 【原子力規制検査】 2021年度第4四半期及び2022年度第1四半期から第3四半期までの原子力規制検査報告書を受領しており、安全文化に関する指摘事項はなかった。
保安活動から得られた安全文化に係る情報	【改善活動の実施状況のレビュー及びCRの評価（パフォーマンスモニタリング）】 2022年度上期のパフォーマンスモニタリングの結果として、類似性・頻発性の観点から分析し、問題のないことを確認している。 しかしながら、2022年度下期分については、現在評価中であるため、CRデータを用いて、安全文化要素の視点で分析した結果は、以下のとおり。 今年度、コロナ感染対策の中で、玄海3、4号機同時定検や特定重大事故等対処施設設置工事による膨大な業務が影響したと考えられる、気になる点として、以下の要素を抽出した。 ・検査誤記・記録の修正・作業手順の誤記に対しては、人の記憶（手順書等の確認不足）に左右される面があり、勘違いや思い込みに気付かない場合があるため、意思決定には十分なコミュニケーションが必要である。（CO：コミュニケーション）

第2.2.1.8-2表　発電所における安全文化総合評価報告書
（2022年度の例）（3/5）

項目	評価結果
保安活動から得られた安全文化に係る情報	・検査プロセスにおいて、関係者との調整は行われているものの、必要以上に他人に任せる又は、誰かが解決してくれる等の意識による作用が生じ、体制、役割、責任が不明確になっており、機能していない可能性がある。（DM：意思決定） ・検査において、質問に対する理解不足により、説明性に弱い面が見られる。（DM：意思決定） 補足：膨大な業務量の増加に比べ、事象発生は、比較的数は少なく影響も小さく抑えられている。これらは、応援者による資源の投入や、安全に対するグレード分け（重要度に応じた処置）が有効に機能したと考える。しかしながら、勘違いや、思い込みは、早期に影響が出やすいため、開始前の十分なミーティング、責任者のリーダーシップの発揮が適切に機能することが求められる。 【「不適合管理基準」に基づき実施した原因分析において組織文化に分類される原因に係る情報】 2022年度に発生した不適合のうち、原因分析が組織文化に分類される可能性があるものとして、「玄海3号機使用前事業者検査（施設）要領書QGN3-2（3）-0312における計算方式の誤記について」が挙げられるが、当該事象については原因分析中であるため、2023年度の安全文化総合評価に含めるものとする。 【「根本原因分析実施基準」に基づき実施したRCAにおいて組織文化に分類される原因に係る情報】 2022年度において、RCAの実施が必要な事象はなかった。 【品質目標4「安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透活動」の状況】 品質目標4の状況において、各課の自己評価、アンケート、安全文化懇談会により効果の確認を行った。 安全文化醸成活動プロセスの理解浸透活動については、おおむね、自らの改善活動を実践することにより理解浸透が向上しており有効であったと評価する。 しかしながら、安全文化懇談会（インタビュー）にて、一部の一般職において、安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）と保安活動の関係が理解されていない状況が確認された。 よって、次年度、安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）と保安活動の関係が理解されるように、更なる理解・浸透活動を実施することが望ましい。

【評価結果】

総合評価	日常評価は、全体を網羅的に判断するもので、「自らの問題を認識し、改善につなげている」「あるべき姿に対し、望ましい行為が顕著である」ことから、安全文化状態は醸成された状態であると評価する。 しかしながら、全体（自己評価、独立評価、外部評価、保安活動から得られた安全文化に係る情報）を通して、事象の関係性から以下（①【LA：リーダーシップ】、②【CO：コミュニケーション】、③【DM：意思決定】、④【CL：継続的学習】）が挙げられる。

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

総合評価	①【LA:リーダーシップ】 ・上層部は、保安活動の中で得られた課題は把握するものの、解決への取組み・関与が不足している。 ②【CO:コミュニケーション】 ・膨大な情報の共有の難しさや、細かなルールに一貫性が乏しいなど、情報の流れにおいて影響がある場合は、連絡を取り合うなど十分なコミュニケーションが必要である。 ・要領書等の誤記・修正については、作成・承認をする際に、関係者で調整するなどのコミュニケーション不足が考えられる。 ・安全文化アンケート結果において、管理職と一般職で職場環境に対するギャップが確認されたため、更なる信頼関係を築く必要があり、メンタル面も含めた良好なコミュニケーションが必要である。 ③【DM:意思決定】 ・安全に関する意思決定に際し、関係者との調整は行われているものの、個人に任せる又は、誰かが解決してくれる等の作用が生じ、体制、役割、責任が不明確又は、機能していない可能性がある。 上記については、技術的・人的・組織的要因並びにこれらの間の相互作用（HTO）から要因を推測すると、玄海3、4号機同時定検や特定重大事故等対処施設設置工事等の大型工事を実施している業務多忙に加え、コロナ感染対策によるコミュニケーション不足が大きな要因と考えられる。 具体的には、業務をこなすためだけの会話となり、個人の性格を知らない、個人の業務量を把握していない、逆に上長の多忙な姿を感じとり相談できない等、コミュニケーションで得られる情報が不足したことによるものと考える。 このため、コロナ感染対策は緩和傾向にあり、今後は、個人の性格（メンタル含む。）を知る、組織（課）を横断したコミュニケーションの充実が望まれる。 ④【CL:継続的学習】 品質目標4「安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透活動」について有効であったと評価するものの、課内全体が、理解を確実なものとする取組みが望まれる。 品質目標4「安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透」活動の主目的は、総合評価でまとめた気付きを、自課の業務と向き合い、どこに問題があり、どう取り組めば良いかについて取り組んだ。これらは、更に理解を確実なものとするため、引き続き取り組むことが望まれる。 以上より、これら気になる①～④については、品質目標4での取組みを活かし、自課の業務に向き合い意識して保安活動に取り組むとともに、以下について、組織全体で共通の課題として取り組むことが望まれる。 ✓ 個人の性格（メンタル面）まで踏み込むとともに、組織（課）を横断したコミュニケーションの充実が必要である。（CO:コミュニケーション） ✓ 安全文化醸成活動プロセスの更なる理解・浸透に取り組む必要がある。（CL:継続的学習）

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

次年度への改善事項	次年度での改善事項については、以下のとおり。 ✓ 個人の性格（メンタル面）を知り、組織（課）を横断したコミュニケーションの充実。（CO：コミュニケーション） ・各課の体制、業務の実態に合わせ、コミュニケーションを充実する方法を検討し、実効性のある取組みを検討し、実施する。 ✓ 安全文化醸成活動プロセスについて更なる理解・浸透。（CL：継続的学習） ・事務局は、「安全文化醸成活動の目的※」を分かりやすく説明し、理解させる。 ※：昨年度の取り組みをもっとわかりやすく。 ・各課は、これまでの活動を基に、課員全員に対し、理解を確実なものとする。

第2.2.1.8-3表　仕組みの改善状況と安全文化要素との関係（1/4）

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

第2.2.1.8-3表　仕組みの改善状況と安全文化要素との関係（2/4）

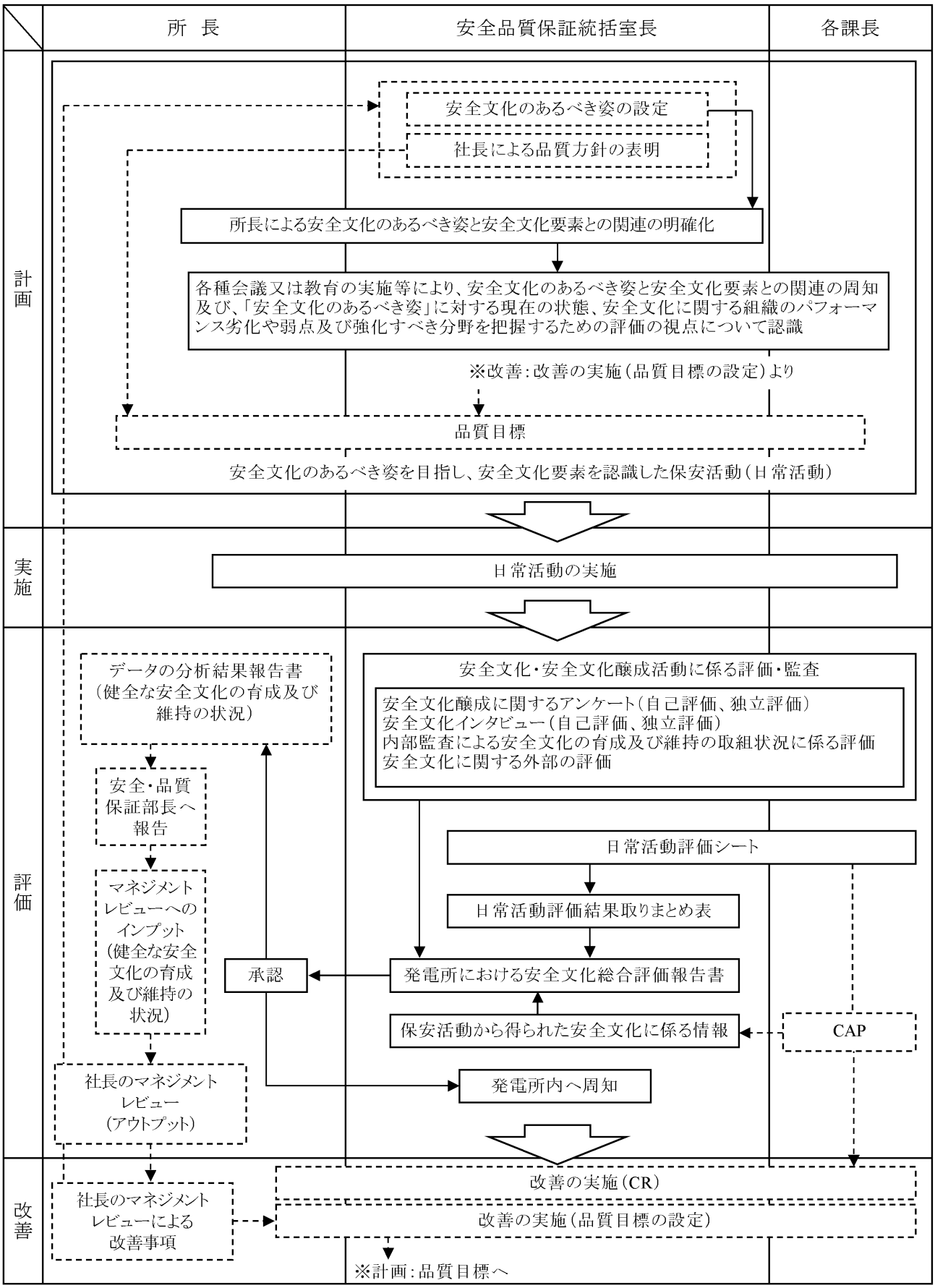
仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
（品質目標に対する対応状況） 安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透	（教育・訓練の改善） 以下の活動により、安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透を図った。 (1) 管理者向け説明会、原子力安全教育の実施 (2) 安全文化醸成活動プロセスに関する理解度テストの実施 (3) 安全文化醸成に係るアンケートの実施 (4) JANSI提供のeラーニング受講 （2022年度）	・常に問いかける姿勢 ・尊重しあう職場環境 ・継続的学習	
（玄海原子力発電所品質保証委員会） 玄海原子力発電所品質目標	（社内マニュアルの改善） 玄海原子力発電所品質目標の設定内容について説明 （2023年度）	・リーダーシップ	
（原子力品質保証委員会） 原子力発電本部品質目標	（社内マニュアルの改善） 「原子力発電本部品質目標」の設定内容について説明 （2023年度）	・リーダーシップ	
（その他） 靴カバーの運用 玄海4号機EL.+11.3mからキャビティへ降りるタラップを、作業者が、靴カバーを着用した状態で降りていた。着用の指示に基づいた行動と思われるが、靴カバーを着用した状態は滑りやすいことから、改善が必要と思われる。 （2022年度）	（教育・訓練の改善） 原子炉キャビティ内の斜め階段を昇降する場合、「労働安全」の観点から、靴カバーは着用しないことをオーソライズし、業務連絡票にて社員及び協力会社に周知した。 （2023年度）	・安全に関する責任 ・問題の把握と解決	
（その他） 原子炉キャビティ内への移動時における手荷物の運搬 現場ウォークダウンにて、玄海4号機のC/V EL.+11.3mから原子炉キャビティ内へ降りる作業者が、両手に物を持った状態でタラップを降りている様子を見かけた。両手が塞がった状態でタラップを昇降するのは安全上好ましくない。 （2022年度）	（教育・訓練の改善） (1) 原子炉キャビティへの階段昇降時は手すりを持つなど、手荷物運搬時のルールを周知した。 (2) 標準作業手順書へ原子炉キャビティへの階段昇降時は両手に物を持たないことを追記した。 （2023年度）	・安全に関する責任 ・問題の把握と解決	

第2.2.1.8-3表　仕組みの改善状況と安全文化要素との関係（3/4）

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		
（その他） QMSの運用に係る原子力規制検査（安全文化） 「令和3年度（第4四半期）原子力規制検査報告書」において、品質マネジメントシステムの運用（BQ0010）に係る検査に関するコメントを受けた。 (1)安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）と保安活動の関係を認識させるための具体的な計画、活動が定められていないことから、本来意図する醸成活動が展開されていない。 (2)「技術的、人的及び組織的側面に関する知識」を有する指導者が適切に配置されておらず、活動が規定文書に示す活動と乖離があり、実効性のある活動となっていない。 （2022年度）	（教育・訓練の改善） (1)安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）と保安活動の関係を認識するため、「安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透活動」を実施した。 2022年度：安全文化醸成活動プロセス（課題の設定、課題の要因分析、分析を踏まえた改善活動）を実施した結果、安全文化アンケートの確認により、活動は有効であったと評価したが、安全文化懇談会（インタビュー）にて、一部の一般職において、理解されていない状況が確認されたため、2023年度も活動を継続した。 2023年度：前年度の状況を踏まえ、事務局による所内説明会を実施し、活動の目的と理解・浸透を主とした活動に取り組むことを周知した。各課の活動の評価において、理解度確認テストや聞き取りによる確認の結果、課内全員が理解できたとの評価が得られたことから、「安全文化醸成活動プロセスの理解・浸透活動」は、課員全員が理解できたと評価した。 (2)CAPや安全文化を推進する事ができる人材（専門家）を配置する計画については、原子力発電所品質目標（2023年6月1日）の目標1「人的資源の強化」として、品質保証グループ、原子力運営グループを中心として具体的な計画の立案に向けた対応を行っていることから、目標に基づく管理に移管する。 （2023年度）	・継続的学習	

第2.2.1.8-3表　仕組みの改善状況と安全文化要素との関係（4/4）

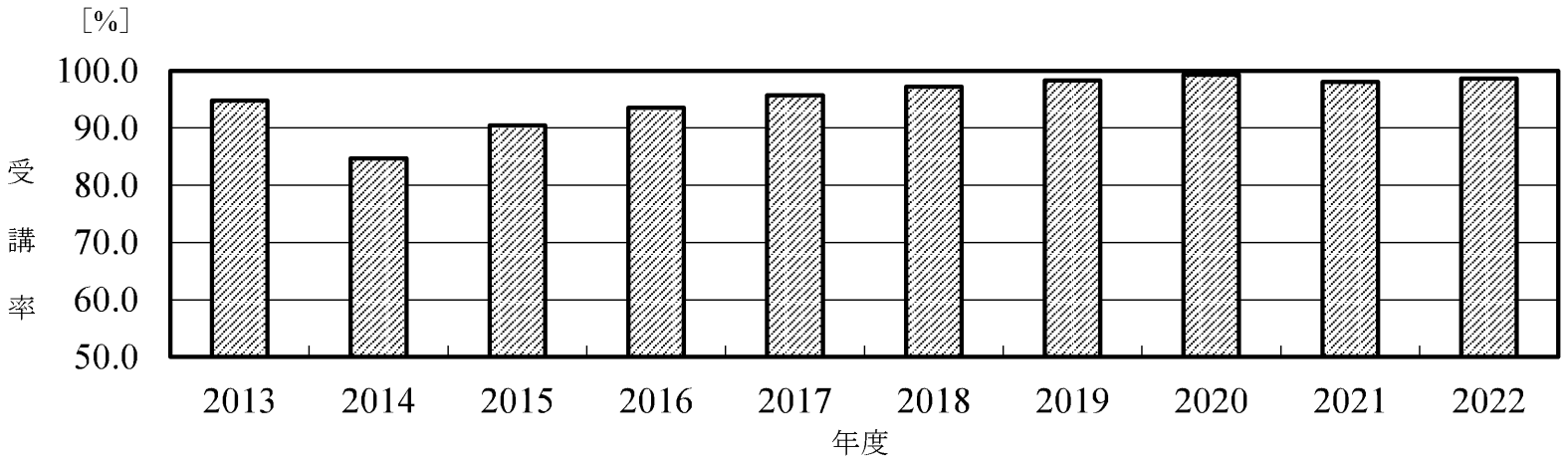
仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
（その他） 発電所内で使用するクレーン合図は、クレーン協会が発行する合図に準拠しているが、統一はされていない。	（社内マニュアル、教育・訓練の改善） 作業前に作業責任者・クレーン運転士・合図者が合図を確認すること、合図が不明瞭な場合は作業を中止することを周知した。 また、発電所内の「揚重作業教育」において、作業前に合図を確認し、合図が不明瞭な場合は作業を中止することを教育内容に追加した。 （2023年度）	・安全に関する責任 ・問題の把握と解決	



【実線：原子力安全文化醸成活動管理基準　　点線：他の規定類】

第2.2.1.8-1図　安全文化醸成に関する業務フロー

年度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
安全文化に関する教育の受講率[%]	94.8	84.7	90.4	93.5	95.7	97.2	98.3	99.3	98.0	98.6



第2.2.1.8-2図　安全文化に関する教育の受講率

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備

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

（1） 多様性拡張設備

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

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

（2） 追加的に配備した設備

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

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（1/56）

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

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（2/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するためのすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式：うず巻式 容量：約3,310m³/h 揚程：約620m 材料：合金鋼	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 常用系設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	電動主給水ポンプは耐震Sクラスではなくss機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。 復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約6時間の時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、補助給水ポンプが故障した場合でも、常用系設備である電動主給水ポンプよりも復水タンク等を水源とした長期的な事故収束手段として期待できる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（S/G2次側注水）接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	12個	型式：空気作動式 容量：約225（t/h）/個 材料：炭素鋼	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。	耐震Sクラスではなくss機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（3/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源及び直流電源が喪失しても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却するために必要な補機を回復できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	ポンプの機能回復	可搬型バッテリ（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	可搬型バッテリ（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）	3台	型式：ENEX-P24-125D-8K 容量：4,800wh 出力：DC125V	全交流動力電源喪失時において、タービン動補助給水ポンプが運転中に直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合、何らかの原因でタービン動補助給水ポンプが停止し、再起動が必要となれば可搬型バッテリ（補助油ポンプ用）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。	使用開始までに時間を要するが、直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合において、タービン動補助給水ポンプの再起動に有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・タービン動補助給水ポンプ手動起動 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・可搬型バッテリによるタービン動補助給水ポンプ油ポンプ起動手順書 ・タービン動補助給水ポンプ手動起動手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）	2個	型式：電気直流作動式 本体材料：炭素鋼	全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合、手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。			
			弁の機能回復	窒素ボンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）	14本	種類：鋼製容器 容量：46.7ℓ 本体材質：マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員（当直員）等の被ばく低減となる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ボンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（4/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	加圧器逃がし弁が故障した場合又は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するためのすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、1次冷却系統を減圧することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式：うず巻式 容量：約3,310㎥/h 揚程：約620m 材料：合金鋼	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 常用系設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	電動主給水ポンプは耐震Sクラスではなくss機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150㎥/h/台 揚程：約470m/約300m	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。 復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約6時間の時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、補助給水ポンプが故障した場合でも、常用系設備である電動主給水ポンプよりも復水タンク等を水源とした長期的な事故収束手段として期待できる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（S/G2次側注水）接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200㎥ 本体材料：炭素鋼				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50㎥/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	12個	型式：空気作動式 容量：約225（t/h）/個 材料：炭素鋼	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による蒸気発生器2 次側による炉心冷却（蒸気放出）が喪失した場合において、2 次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。 常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、2 次冷却系からの除熱機能による 1 次冷却材の冷却及び 1 次冷却系統の減圧を行う。	耐震Sクラスではなくss機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（5/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	加圧器逃がし弁が故障した場合又は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するためのすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、1次冷却系統を減圧することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	加圧器補助スプレイ弁による減圧		加圧器補助スプレイ弁	1台	種類：止め弁 呼び径：2B 弁箱・弁蓋：ステンレス鋼（SUSF316）	加圧器逃がし弁の故障等により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、加圧器補助スプレイ弁による減圧を行う。加圧器補助スプレイ弁を中央制御室にて開操作し、1次冷却系統を減圧する。	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、常用電源及び化学体積制御系の充てんラインが健全であれば、1次冷却系統の減圧が可能であり、加圧器逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練
					充てんポンプ	3台	型式：うず巻式 容量：約45（m^3/h）/台 揚程：約1,770m 接液部材料：ステンレス鋼				
		全交流動力電源喪失又は直流電源喪失しても、重大事故等対処設備により、1次冷却系統を減圧するために必要な補機を回復できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	ポンプの機能回復	可搬型バッテリ（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	可搬型バッテリ（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）	3台	型式：ENEX-P24-125D-8K 容量：4,800wh 出力：DC125V	全交流動力電源喪失時において、タービン動補助給水ポンプが運転中に直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合、何らかの原因でタービン動補助給水ポンプが停止し、再起動が必要となれば可搬型バッテリ（補助油ポンプ用）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。	使用開始までに時間を要するが、直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合において、タービン動補助給水ポンプの再起動時に有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・タービン動補助給水ポンプ手動起動 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・可搬型バッテリによるタービン動補助給水ポンプ油ポンプ起動手順書 ・タービン動補助給水ポンプ手動起動手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）	2個	型式：電気直流作動式 本体材料：炭素鋼	全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合、手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。			
			弁の機能回復	窒素ボンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）	14本	種類：鋼製容器 容量：46.7ℓ 本体材質：マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員（当直員）等の被ばく低減となる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ボンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（6/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備の故障等により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する冷却機能及び再循環運転による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。 また、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】炉心冷却の維持 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替（炉心注入・格納容器スプレイ）手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
			代替再循環	AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	AM用代替再循環ポンプ	1台	種類：うず巻形 容量：60m³/h 揚程：80m 原動機出力：37kw ケーシング材料：ステンレス鋼（SCS13）	再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、高圧注入ポンプによる炉心への注水が実施できない場合は、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	原子炉停止4時間後の崩壊熱除去に必要な容量しか有さないが、代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】LOCA時再循環不能 ・AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（7/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により非常用炉心冷却設備による燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する冷却機能及び再循環運転による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）	1台※	型式：うず巻式 容量：約1,200m³/h 揚程：約175m 本体材料：ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、B充てんポンプ（自己冷却）により炉心へ注水ができない場合、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注水手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 ・B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				
				ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入ができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。原水タンクを水源とし、ディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。 また、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替（炉心注入・格納容器スプレイ）手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（8/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により非常用炉心冷却設備による燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する冷却機能及び再循環運転による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	1台	型式：うず巻式 容量：約1,020m³/h/台 揚程：約91m （安全注入時及び再循環時） 材料：ステンレス鋼	1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA）と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水ができない場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入を行う。空調用冷水系による余熱除去ポンプの補機冷却水を確保し、燃料取替用水タンク水をA余熱除去ポンプ（空調用冷水）により炉心へ注水する。	余熱除去ポンプの補機冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、空調用冷水系が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入	緊急処置訓練
					燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				
			代替再循環	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	1台	型式：うず巻式 容量：約1,020m³/h/台 揚程：約91m （安全注入時及び再循環時） 材料：ステンレス鋼	1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA）と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水が確保された場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた代替再循環による原子炉冷却及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。空調用冷水系により余熱除去ポンプの補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプ水をA余熱除去ポンプ（空調用冷水）により炉心へ注水する。		運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失（その1） 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（9/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合においても、重大事故等対処設備により、残存溶融デブリを冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等	原子炉格納容器水張り（格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ）	電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心は原子炉容器を破損し原子炉格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。 原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくいが、原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる残存溶融デブリを冷却（原子炉格納容器水張り）する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・常設電動注入ポンプ接続/運転手順書 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：　60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m		可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。		
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（10/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、2次冷却系からの除熱機能により、1次冷却材を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式：うず巻式 容量：約3,310m³/h 揚程：約620m 材料：合金鋼	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 常用系設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する	電動主給水ポンプは耐震Sクラスではなくss機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系統の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二編】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（S/G2次側注水）接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	12個	型式：空気作動式 容量：約225（t/h）/個 材料：炭素鋼	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。	耐震Sクラスではなくss機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（11/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、2次冷却系からの除熱機能により、1次冷却材を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 復水タンク水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。 排水はタービン建屋排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・燃料補給手順書	緊急処置訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（12/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	窒素ボンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）	14本	種類：鋼製容器 容量：46.7ℓ 本体材質：マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員（当直員）等の被ばく低減となる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・窒素ボンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練 力量維持訓練
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 復水タンク水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。 排水はタービン建屋排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・燃料補給手順書	緊急処置訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（13/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入	燃料取替用水タンク（重力注入）	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼	運転停止中のミッドループ運転中において、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、高圧注入ポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入を行う。 系統構成を行い、燃料取替用水タンク水の水頭圧を利用して炉心へ注水する。 なお、燃料取替用水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位が低下した場合は、重力注入を停止する。	プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
		余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。 また、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替（炉心注入・格納容器スプレイ）手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（14/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環	AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	AM用代替再循環ポンプ	1台	種類：うず巻形 容量：60m³/h 揚程：80m 原動機出力：37kw ケーシング材料：ステンレス鋼（SCS13）	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、高圧注入ポンプによる炉心への注水が実施できない場合、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	原子炉停止4時間後の崩壊熱除去に必要な容量しか有さないが、代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	緊急処置訓練
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式：うず巻式 容量：約3,310m³/h 揚程：約620m 材料：合金鋼	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 常用系設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	電動主給水ポンプは耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台（予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。 復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（S/G2次側注水）接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個（予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台（予備2）	容量：約14kℓ/台				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	12個	型式：空気作動式 容量：約225（t/h）/個 材料：炭素鋼	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（15/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 (予備2)	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 復水タンク水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。 排水はタービン建屋排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・燃料補給手順書	緊急処置訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 (予備1)	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量：約14kℓ/台				
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入	燃料取替用水タンク（重力注入）	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入を行う。 なお、燃料取替用水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位が低下した場合には、重力注入を停止する。	プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失	緊急処置訓練
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	1台	型式：うず巻式 容量：約1,020m³/h/台 揚程：約91m （安全注入時及び再循環時） 材料：ステンレス鋼	運転停止中において、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入を行う。	余熱除去ポンプの補機冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、空調用冷水系が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入	緊急処置訓練
					燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（16/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）	1台※	型式：うず巻式 容量：約1,200m³/h 揚程：約175m 本体材料：ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入ができない場合、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注水手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				
				ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入ができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 また、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（17/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	1台	型式：うず巻式 容量：約1,020m³/h/台 揚程：約91m （安全注入時及び再循環時） 材料：ステンレス鋼	運転停止中において、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。 空調用冷水設備により余熱除去ポンプの補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプ水をA余熱除去ポンプ（空調用冷水）により炉心へ注水するとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。	余熱除去ポンプの補機冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、空調用冷水系が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環	緊急処置訓練
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。 復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（S/G2次側注水）接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	窒素ボンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）	14本	種類：鋼製容器 容量：46.7ℓ 本体材質：マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員（当直員）等の被ばく低減となる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・窒素ボンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（18/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 (予備2)	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 復水タンク水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3，4号)緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 保修基準(3，4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3，4号) ・燃料補給手順書	緊急処置訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 (予備1)	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量：約14kℓ/台				
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式：うず巻式 容量：約3,310m³/h 揚程：約620m 材料：合金鋼	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 常用系設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	電動主給水ポンプは耐震Sクラスではなくss機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系統の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(3，4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（19/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 水源については、復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（S/G2次側注水）接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（20/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	12個	型式：空気作動式 容量：約225（t/h）/個 材料：炭素鋼	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
				所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復	所内用空気圧縮機	3台	型式：回転無給油式 容量：約10（Nm³/min）/台	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより、制御用空気圧縮機が停止することで、主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合、所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源が健全であれば、制御用空気喪失時に所内用空気圧縮機から代替制御用空気が供給でき、主蒸気逃がし弁の制御用空気として使用できるため有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
				窒素ボンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）	14本	種類：鋼製容器 容量46.7ℓ 本体材質：マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員（当直員）等の被ばく低減となる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 ・窒素ボンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練
				移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による主蒸気逃がし弁の機能回復	B制御用空気圧縮機（海水冷却）	1台	型式：往復動無給油式 容量：約21（Nm³/min）/台	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより制御用空気圧縮機が停止することで、主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。	移動式大容量ポンプ車を用いて補機冷却水を通水するまでに時間を要するが、制御用空気圧縮機の機能回復により、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員（当直員）等の被ばく低減となる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 ・移動式大容量ポンプ車を用いた補機冷却海水通水及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（21/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替補機冷却	空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却	空調用冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却用）	4台	型式：うず巻式	原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合において、余熱除去ポンプによる炉心へ注水する機能が喪失した場合、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却を行う。	換気空調系の冷却用として設置しており、空調用冷水系が耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、原子炉補機冷却水の代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失（その1） 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入 ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環運転	緊急処置訓練
		全交流動力電源が喪失し原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 水源については、復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（S/G2次側注水）接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約1200m³ 本体材料：炭素鋼				
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（22/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源が喪失し原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	窒素ボンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）	14本	種類：鋼製容器 容量46.7ℓ 本体材質：マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員（当直員）等の被ばく低減となる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ボンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練
				移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による主蒸気逃がし弁の機能回復	B制御用空気圧縮機（海水冷却）	1台	型式：往復動無給油式 容量：約21（Nm³/min）/台	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより、制御用空気圧縮機が停止することで駆動用空気が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による機能回復を行う。	移動式大容量ポンプ車を用いて補機冷却水を通水するまでに時間を要するが、制御用空気圧縮機の機能回復により、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員（当直員）等の被ばく低減となる。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・移動式大容量ポンプ車を用いた補機冷却海水通水及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（23/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ファン	2台	容量：約3,500m³/min/台	格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。 原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて、A、B格納容器再循環ファンが運転可能であれば運転する。	原子炉格納容器内温度が高い場合や原子炉格納容器内に漏えいした蒸気の影響により運転ができない場合もあり得るが、空気を強制的に循環できることから、原子炉補機冷却水系が健全であれば、格納容器再循環ファンにより効率的に冷却することが可能である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】LOCA時再循環サンプスクリーン閉塞 【第二部】停止中の余熱除去機能喪失 ・原子炉補機冷却系加圧操作 ・A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内冷却操作に伴う監視パラメータ測定に係る手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
			代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（24/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処理編 【第二部】格納容器健全性の確保 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				
			代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	1台※	型式：うず巻式 容量：約1,200m³/h 揚程：約175m 本体材料：ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイを行う。 B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ時には、よう素除去薬品タンクの薬品を注入することが可能である。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく高い減圧効果を見込めることから有効である。 他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、原子炉格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 ・B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				
					よう素除去薬品タンク	1基	型式：横置円筒型 容量：約15m³ 薬品：か性ソーダ（約30wt%） 材料：ステンレス鋼				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（25/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替（炉心注入・格納容器スプレイ）手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：　60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（26/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：　60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（27/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	1台※	型式：うず巻式 容量：約1,200m³/h 揚程：約175m 本体材料：ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイを行う。 B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ時には、よう素除去薬品タンクの薬品を注入することが可能である。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく高い減圧効果を見込めることから有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				
					よう素除去薬品タンク	1基	型式：横置円筒型 容量：約15m³ 薬品：か性ソーダ（約30wt%） 材料：ステンレス鋼		他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、原子炉格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。		

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（28/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（29/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替（炉心注入・格納容器スプレイ）手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：　60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（30/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	1台※	型式：うず巻式 容量：約1,200m³/h 揚程：約175m 本体材料：ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイを行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく高い減圧効果を見込めることから有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				
				ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（31/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 (予備2)	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3，4号)緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準(3，4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3，4号) ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 (予備1)	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量：約14kℓ/台				
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へ注水する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3，4号)緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替（炉心注入・代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替（炉心注入・格納容器スプレイ）手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：　60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 (予備2)	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3，4号)緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準(3，4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3，4号) ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 (予備1)	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備2)	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（32/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	1台※	型式：うず巻式 容量：約1,200m³/h 揚程：約175m 本体材料：ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイを行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく短時間に原子炉下部キャビティへの注水が見込めることから有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				
				ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へ注水する。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（33/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				
		重大事故等対処設備により、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：　60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（34/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	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	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入が確認できない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。 中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				
				B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）	1台※	型式：うず巻式 容量：約1,200m³/h 揚程：約175m 本体材料：ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（35/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	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	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入ができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替（炉心注入・格納容器スプレイ）手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（36/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度監視	ガス分析計	ガス分析計	1式	—	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視ができない場合に、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合にガス分析計による水素濃度監視を行う。 事故時の原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備として、試料採取管に原子炉格納容器雰囲気ガスを採取し、手分析により間欠的に水素濃度を監視するガス分析計を化学室に設置している。 ガス分析計は、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電可能である。	事故初期の放射線量が高い環境下での測定が困難であり、中央制御室での連続監視はできないが、可搬型格納容器水素濃度計測装置の代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】炉心冷却の維持 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 化学管理基準（3，4号） 化学業務要領（3，4号） ・格納容器雰囲気ガス試料採取装置による水素濃度測定	緊急処置訓練
10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の多様性拡張設備	炉心の著しい損傷が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度監視	原子炉格納容器内水素濃度測定値によるアニュラス水素濃度推定	可搬型格納容器水素濃度計測装置	1台 （予備2）	計測範囲：0～20vol%	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合に、アニュラス部の水素濃度を原子炉格納容器内の水素濃度により推定し、監視を行う。	水素濃度の推定に使用する設備のうち、排気筒高レンジガスモニタが耐震Sクラスの能力を有していないものの、健全であればアニュラス部の水素濃度を推定し、監視することができるため有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置によるアニュラス内水素濃度推定 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・可搬型格納容器水素濃度計測装置設置手順書 ・移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ	1台 （予備2）	容量：約1 m^3/h				
					可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置	1台 （予備2）	容量：約4N m^3/h 吐出圧力：約0.6MPa				
					格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	1台	伝熱容量：約7.5×10^6J/h				
					窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）	2台	種類：鋼製容器 容量：約46,7ℓ/台				
					移動式大容量ポンプ車	4台	型式：うず巻形 容量：約1,320 m^3/h/台 揚程：約140m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				
					格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	2台	計測範囲：10^3～10^8mSv/h				
					排気筒高レンジガスモニタ	2台	検出器：プラスチックシンチレーション検出器 計測範囲：10cpm～10^7cpm				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（37/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ	2台	種類：うず巻形 容量：46m³/h以上 揚程：65m以上 原動機出力：18.5kw ゲーシング材料：ステンレス鋼 （SCS13）	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合は、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水を行う。 燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプの電源がない場合等の理由でポンプが起動できない場合は、設置高さの関係から燃料取替用水タンク及び燃料取替用水補助タンクでは使用済燃料ピットへの注水ができないため、現場での弁操作により2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ水頭圧を利用した注水を行う。	燃料取替用水タンクは、事故時に炉心等へ注水する必要がある場合に水源として使用すること、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
				燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼				
				燃料取替用水補助タンク	1基	種類：たて置円筒形 容量：800m³ 本体材質：ステンレス鋼 （SUS304）		燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査時等には燃料検査ピット等への水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があり、また、耐震Sクラスではなく Ss 機能維持を担保できないが、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。		
				2次系補給水ポンプ	4台	型式：うず巻式 容量：約235m³/h/台 本体材料：鋳鉄		耐震Sクラスではなく Ss 機能維持を担保できないが、必要な水量を確保しており、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。		
				2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒型 容量：約2,000m³/基 本体材料：炭素鋼				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（38/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	消火設備による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに設計基準対象施設である燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失した場合又は設計基準対象施設による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が上昇しない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は、消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				
				消防自動車による使用済燃料ピットへの注水	消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：　60m³/h、揚程：70m	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに燃料取替用水タンク等、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプが使用できない場合、消防自動車による使用済燃料ピットへの注水を行う。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。注水については使用済燃料ピット代替給水配管が使用可能であれば使用済燃料ピット代替給水配管を使用し、使用不能であれば使用済燃料ピットへ可搬型ホースを布設し、可搬型設備である消防自動車により使用済燃料ピットへ注水する。		運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替使用済燃料ピット補給手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					防火水槽	4個	容量：56m³				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（39/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり、使用済燃料ピットの水位、温度及び上部の空間線量率の測定を行うことで使用済燃料ピットの継続的な状態監視を図ることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットの監視	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピットエリアモニタ	1個	計測範囲：1～10^5 μSv/h 種類：半導体検出器	使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計、使用済燃料ピットエリアモニタにより実施する。重大事故等発生時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。 上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり、設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、空間線量率を把握する手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・使用済燃料ピット周辺線量率計設置手順書 ・使用済燃料ピット監視装置用冷却空気供給手順書	緊急処置訓練
				可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	ロープ式水位計	1台	測定範囲：EL9.38～10.97m 全長：30m	使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管からの漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 常設及び可搬型の使用済燃料ピット水位計が故障した場合は、ロープ式水位計を使用する。	使用済燃料ピット近傍へ接近しないと使用できないが、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（3，4号）緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットの計装に関する手順 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・使用済燃料ピット水位計（広域）設置手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（40/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により航空機燃料火災の泡消火に対応できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火	化学消防自動車	1台	消火剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火を行う。 使用可能な淡水タンク等（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は海を水源とし、可搬型設備である化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車により初期対応における延焼防止処置をする。	移動式大容量ポンプ車と比べて放水量が少ないため、同等の放水効果は得られにくいが、航空機燃料の飛散によるアクセスルート上での火災や建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。	火災防護計画（基準） 火災防護計画（要領）	消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					小型動力ポンプ付水槽車	1台	消火剤：水 消火剤量：5m³				
					可搬消防ポンプ	3台	容量：60m³/h 揚程：70m				
					電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼 （SS41、SS400）				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
				可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火	可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火を行う。 使用する水源は中間受槽を使用し、中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から、使用可能な淡水がない場合は海を水源とし、可搬型設備である可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲を接続して泡消火により初期対応における延焼防止処置をする。		保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・SFPへのスプレイ接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	力量維持訓練
					小型放水砲	2台 （予備1）	型式：可搬型ノズル				
					中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（41/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替水源から中間受槽への供給	2次系純水タンクから中間受槽への供給	中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンクへの供給又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、2次系純水タンクから中間受槽への供給を行う。	2次系純水タンクは耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、代替水源として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】原子炉補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒型 容量：約2,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
				原水タンクから中間受槽への供給	中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンクへの供給又は使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、原水タンクから中間受槽への供給を行う。	原水タンクは耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できず、また、消火用の水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替水源として有効な設備である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（42/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替え	2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒型 容量：約2,000m³/基 本体材料：炭素鋼	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）により1次冷却材を冷却中において、復水タンクの枯渇又は破損等により供給が必要な場合、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クラスではなくss機能維持を担保できないが、代替水源として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】	緊急処置訓練
				中間受槽を水源とする蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。 復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（S/G2次側注水）接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					蒸気発生器	4基	型式：たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力：約8.8MPa※ 管側最高仕様圧力：約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料：低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料：ニッケル・クロム・鉄合金				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（43/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	原水タンク等を水源とする電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼 （SS41、SS400）	1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。 また、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	原水タンクは耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できず、また、消火用の水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替水源として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】炉心冷却の維持 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄		消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。		
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：　60m³/h、揚程：70m				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（44/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	原水タンク等を水源とする電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水（原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池）又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする手順を整備する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	原水タンクは耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できず、また、消火用の水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替水源として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替（炉心注入・格納容器スプレイ）手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄		消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。		
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：60m³/h、揚程：70m				
				中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	中間受槽	4個 （予備1）	型式：組立式水槽 容量：約50m³/個	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	4台 （予備2）	型式：うず巻式/ディフューザ式 容量：約150m³/h/台 揚程：約470m/約300m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 （予備2）	容量：約14kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（45/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットから燃料取替用水タンクへの供給	使用済燃料ピット	2個	ラック容量：燃料集合体約1,670体分（全炉心燃料の約870％相当分） ラック材料：ボロン添加ステンレス鋼 ライニング材料：ステンレス鋼	重大事故等の発生において、燃料取替用水タンクを水源として炉心注入及び格納容器スプレイにより原子炉冷却及び原子炉格納容器冷却を実施するが、燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがある場合は、使用済燃料ピットから燃料取替用水タンクへの供給を行う。	使用済燃料ピットポンプ、2次系純水タンク、2次系補給水ポンプが耐震Sクラスではなく Ss 機能維持を担保できないが、代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】インターフェイスLOCA 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】LOCA時再循環サンプスクリーン閉塞 【第三部】 ・燃料取替用水タンクへの供給	緊急処置訓練
				使用済燃料ピットポンプ	2台	型式：うず巻式 容量：約690㎥/h（1台当たり） 本体材料：ステンレス鋼				
				2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒型 容量：約2,000㎥/基 本体材料：炭素鋼				
				2次系補給水ポンプ	4台	型式：うず巻式 容量：約235㎥/h/台 本体材料：鋳鉄				
			1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給	1次系純水タンク	2台	型式：たて置円筒型 容量：約400㎥/h/基	重大事故等の発生において、燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがある場合に、使用済燃料ピットから燃料取替用水タンクへの供給ができない場合、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給を行う。	水源である1次系純水タンクが耐震Sクラスではなく Ss 機能維持を担保できないが、代替手段として有効である。		
				1次系補給水ポンプ	2台	種類：うず巻形 容量：60㎥/h 揚程：95m 原動機出力：37kw 本体材質：ステンレス鋼（SCS13）				
				ほう酸タンク	2基	容量：約120㎥/基 ほう素濃度：約7,000ppm 本体材料：ステンレス鋼				
				ほう酸ポンプ	2台	型式：うず巻式 容量：約17㎥/h/台 本体材料：ステンレス鋼				
			燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水補助タンク	1基	種類：たて置円筒形 容量：800㎥ 本体材質：ステンレス鋼（SUS304）	重大事故等の発生において、燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがある場合に、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給ができない場合、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給を行う。	燃料取替用水補助タンクは耐震Sクラスではなく Ss 機能維持を担保できず、また、共用設備であり定期検査等には燃料取替用水タンクへの供給に必要な水量が確保できない場合があるが、代替手段として有効である。		
				燃料取替用水ポンプ	2台	種類：うず巻形 容量：46㎥/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（SCS13）				

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となる水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器再循環サンプを水源とする再循環設備に対して、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保することで、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環	AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	AM用代替再循環ポンプ	1台	種類：うず巻形 容量：60m³/h 揚程：80m 原動機出力：37kw ゲーシング材料：ステンレス鋼 （SCS13）	再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、高圧注入ポンプによる炉心への注水が実施できない場合は、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	原子炉停止4時間後の崩壊熱除去に必要な容量しか有さないが、代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	緊急処置訓練
			代替再循環	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環	格納容器再循環サンプ	2基	型式：ブール型 材料：鉄筋コンクリート	1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA）と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水が確保された場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた代替再循環による原子炉冷却及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	余熱除去ポンプの補機用冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失（その1） 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環	緊急処置訓練
					格納容器再循環サンプスクリーン	2基	型式：ディスク型 容量：約2,540m³/h/基 材料：ステンレス鋼				
					A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	1台	型式：うず巻式 容量：約1,020m³/h/台 揚程：約91m （安全注入時及び再循環時） 材料：ステンレス鋼				
		重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約2,100m³ ほう素濃度：約3,100ppm 材料：ステンレス鋼	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合は、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水を行う。 燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプの電源がない場合等の理由でポンプが起動できない場合は、設置高さの関係から燃料取替用水タンク及び燃料取替用水補助タンクでは使用済燃料ピットへの注水ができないため、現場での弁操作により2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ水頭圧を利用した注水を行う。	燃料取替用水タンクは、事故時に炉心等へ注水する必要がある場合に水源として使用すること、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、代替手段として有効である。燃料取替用水補助タンクは耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できず、また、共用設備であり定期検査等には燃料取替用水タンクへの供給に必要な水量が確保できない場合があるが、代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
					燃料取替用水補助タンク	1基	種類：たて置円筒形 容量：800m³ 本体材質：ステンレス鋼 （SUS304）				
					燃料取替用水ポンプ	2台	種類：うず巻形 容量：46m³/h以上 揚程：65m以上 原動機出力：18.5kw ゲーシング材料：ステンレス鋼 （SCS13）				
					2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒型 容量：約2,000m³/基 本体材料：炭素鋼		耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、代替手段として有効である。		
					2次系補給水ポンプ	4台	型式：うず巻式 容量：約235m³/h/台 本体材料：鋳鉄				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（47/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットへの注水	原水タンク等を水源とする電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	原水タンク	2基	型式：たて置円筒形 容量：約10,000m³ 材料：一般構造用圧延鋼（SS41、SS400）	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに設計基準対象施設である燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失した場合又は設計基準対象施設による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が上昇しない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、防火水槽、消防自動車は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車等による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替（炉心注入・格納容器スプレイ）手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					電動消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					ディーゼル消火ポンプ	1台	型式：両吸込渦巻形 容量：約840m³/h 揚程：約120m 材料：鋳鉄				
					防火水槽	4個	容量：56m³				
					消防自動車	3台	容量：120m³/h、揚程：85m 容量：168m³/h、揚程：85m 容量：　60m³/h、揚程：70m				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（48/56）

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

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（49/56）

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

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（50/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
15	事故時の計装に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	可搬型バッテリからの給電	可搬型バッテリ（炉外核計装装置用、放射線監視設備用）	5台	型式：蓄電池 容量：2,400wh 出力：AC100V単相	代替電源（交流）及び代替電源（直流）からの給電が困難となり、計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が困難となった場合に、炉外核計装装置及び放射線監視設備へ可搬型バッテリからの給電を行う。	給電できる容量に限りがあり、重大事故等の対処時において連続監視することができないものの、代替電源からの給電ができない場合において、炉外核計装装置及び放射線監視設備のパラメータを把握することが可能なことから代替手段として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・事故時の計装に関する手順書 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・可搬型バッテリによる炉外核計装保護盤への給電手順書 ・可搬型バッテリによる事故時放射線監視盤への給電手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
		重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータを記録することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	パラメータ記録	プラント計算機（計算機運転日誌）	1式	—	プラント計算機が稼動状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録する。	耐震性が低く、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時に蓄電池から給電できる時間に限りがあるが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要となる主要パラメータのうち記録可能なパラメータの記録、プラントの警報状態及びプラントトリップ状態の記録が可能なことから代替手段として有効である。	—	—
				プラント計算機（警報記録）	1式	—	プラント計算機が稼動状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発信時、警報の状態を自動で記録する。			
				プラント計算機（事故時データ収集記録）	1式	—	プラント計算機が稼動状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録する。			

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（51/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
16	原子炉制御室の居住性等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、中央制御室に運転員がとどまることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	居住性の確保	中央制御室の照明確保	中央非常用照明	1式	—	—	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため可搬型照明（SA）の代替設備として有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 緊急事態対策基準 緊急事態対策要領	緊急処置訓練
			汚染の持ち込み防止	チェンジングエリアの設置	蓄電池内蔵型照明	1式	—	—	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、全交流動力電源喪失時においても蓄電池により照明の確保が可能であるため可搬型照明（SA）の代替設備として有効である。	放射線管理基準（3，4号） 放射線管理要領（3，4号） ・中央制御室のチェンジングエリア設置及び運用手順書	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	重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	放射性物質の濃度の代替測定	モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定	モニタリングカー	1台	—	重大事故等時の発電所及びその周辺において、モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。モニタリングカーにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、日常的に発電所及びその周辺において放射性物質の濃度測定に使用しており、重大事故等時に使用できる場合は放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準（3，4号） 放射線管理要領（3，4号） ・モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定手順書	力量維持訓練
			可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器：Ge半導体	放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。	Geγ線多重波高分析装置、可搬型Geγ線多重波高分析装置、β線自動計数装置、ZnSシンチレーション計数装置は、耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合、測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準（3，4号） 放射線管理要領（3，4号） ・可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定手順書	力量維持訓練
					可搬型Geγ線多重波高分析装置	1台	検出器：Ge半導体				
					ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器：ZnS(Ag)シンチレーション				
					β線自動計数装置	1台	検出器：ZnS(Ag)＋プラスチックシンチレータ				
				可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器：Ge半導体	放射性物質が放出された場合、又はそのおそれがある場合に、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。		放射線管理基準（3，4号） 放射線管理要領（3，4号） ・可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定手順書	
					可搬型Geγ線多重波高分析装置	1台	検出器：Ge半導体				
					ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器：ZnS(Ag)シンチレーション				
					β線自動計数装置	1台	検出器：ZnS(Ag)＋プラスチックシンチレータ				
				可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器：Ge半導体	放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。		放射線管理基準（3，4号） 放射線管理要領（3，4号） ・可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定手順書	
					可搬型Geγ線多重波高分析装置	1台	検出器：Ge半導体				
					ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器：ZnS（Ag）＋プラスチックシンチレータ				
					β線自動計数装置	1台	検出器：ZnS(Ag)＋プラスチックシンチレータ				
				海上モニタリング測定	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器：Ge半導体	発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で周辺海域を移動し、可搬型放射線計測器等により放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行う。		放射線管理基準（3，4号） 放射線管理要領（3，4号） ・海上モニタリング測定手順書	
					可搬型Geγ線多重波高分析装置	1台	検出器：Ge半導体				
					ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器：ZnS(Ag)シンチレーション				
					β線自動計数装置	1台	検出器：ZnS(Ag)＋プラスチックシンチレータ				

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（53/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	風向、風速その他の気象条件の測定	気象観測設備による気象観測項目の測定	気象観測設備	1台	観測項目：風向、風速、日射量、放射収支量、雨量 伝送方法：有線	気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、風向、風速その他の気象条件の測定手段として有効である。	技術基準(3, 4号)	—

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（54/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	全交流動力電源が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電	モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の非常用発電機及び無停電電源装置	3台	容量：約3kVA 電源：鉛蓄電池 電圧：100V	全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替電源（交流）である大容量空冷式発電機による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。 モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。	モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の非常用発電機及び無停電電源装置は、モニタリングステーション又はモニタリングポスト故障等時にはモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能を回復できないが、モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源が喪失した場合に、大容量空冷式発電機から給電されるまでの間のモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能維持に有効である。	運転基準（3，4号）緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・大容量空冷式発電機による受電 保修基準（3，4号） 保安規定に基づく保修業務要領（3，4号） ・代替電源設備による給電手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（55/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
18	緊急時対策所の居住性等に関する（代替緊急時対策所）多様性拡張設備	重大事故等対処設備において、発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	必要な指示及び通信連絡	運転指令設備	1式	—	重大事故等が発生した場合において、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、発電所内及び発電所外（社内外）の通信連絡を行うための手段として有効である。	非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・代替緊急時対策所運用要領 技術基準(3, 4号) 技術調査業務要領(3, 4号)	力量維持訓練
				電力保安通信用電話設備	1式	—				
				テレビ会議システム（社内）	1式	—				
				無線連絡設備（無線通話装置（固定型※1、携帯型）） ※1:モニタリング用	1式	—				
				加入電話設備	1式	—				
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備において、発電所内の通信連絡を行うことが可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所内の通信連絡	運転指令設備 （ページング装置、ディジタル無線ページング装置）	1式	—	重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 また、データ伝送設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。 また、データ伝送設備（発電所内）により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）※3へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、SPDS及びSPDSデータ表示装置を使用する。	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。	技術基準(3, 4号) 技術調査業務要領(3, 4号)	—
				電力保安通信用電話設備 （保安電話、衛星電話）	1式	—				
				無線連絡設備 （無線通話装置(固定型※2、携帯型※2、モニタリングカー）） ※2:モニタリング用	1式	—				

※3　発電用原子炉設置変更許可申請書（平成 29 年 1 月 18 日原規規発第 1701182 号にて許可）にて緊急時対策所の変更における許可を受けた記載としているが、評価時点において当該工事は完了していない。
このため、評価時点においては代替緊急時対策所及びその機能に係る設備は運用中であり、緊急時対策所（緊急時対策棟内）、緊急時対策棟及びその機能に係る設備は運用していない。

第 2.2.1.9-1 表　多様性拡張設備（56/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備において、発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所外（社内外）との通信連絡	加入電話設備 （加入電話）	1式	—	重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 また、データ伝送設備（発電所外）により、国のERSS等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。 また、データ伝送設備（発電所外）により、国の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、SPDSを使用する。	耐震Sクラスではなく Ss機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、発電所外（社内外）との通信連絡を行うための手段として有効である。	技術基準（3，4号） 技術調査業務要領（3，4号）	—
				電力保安通信用電話設備 （保安電話、衛星電話）	1式	—				
				テレビ会議システム （社内）	1式	—				
				無線連絡設備 （無線通話装置（固定型※、携帯型※、モニタリングカー）） ※モニタリング用	1式	—				

第 2.2.1.9-2 表　追加配備した設備

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	仕様	工事計画記載数 ()内は予備数	追加配備数	追加配備数
1	工事計画に記載した台数に加えて自主的に追加配備した設備	重大事故等対処設備として配備している設備に加え、同一仕様の設備を追加配備する。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)　他	タンクローリ※	容量:約14kℓ/台	1台 (2台)	1台	「技術基準」の解釈を安全側に解釈して、多めに購入しているものがあり、廃棄するのではなく、有効活用するために予備として残した。

※　3 号機設備、3 号機及び 4 号機共用

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

国内外の最新の科学的知見及び技術的知見（以下「新知見」という。）に関して、原子炉施設における保安活動へ適切に反映するため、新知見に関する情報の収集、分析・評価、反映に係る仕組みを整備しており、保安活動の継続的な改善へと展開している。

原子力発電については、実用化以降、現在に至るまで、技術的な進歩等により安全性、信頼性の向上に有効な多くの新しい知見が得られてきている。

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

例えば、2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故から得られた知見については、原子炉等規制法等に新規制基準として反映（2013年7月に改正施行）され、当社は、これに適合すべく設計基準事象及び重大事故等に係る安全対策へ反映している。

また、この事故から得られた教訓として、「発生確率が極めて小さいとして、シビアアクシデントへの取組みが不十分だったのではないか」、「法令要求を超えて、安全性を自ら向上させるという意識が低かったのではないか」、「世界の安全性向上活動に学び、改善していくという取組みが不足していたのではないか」との点を踏まえ、原子力発電の特性とリスクを十分認識し、絶えずリスクを抽出及び評価し、それを除去又は低減する取組みを継続することで、原子力発電の安全性の更なる向上に取り組んでいる。

プラントの安全性向上に資する重要な新知見について、以下の分野ごとに収集結果及びそれらの反映状況を示す。

a. 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等（以下「安全に係る研究」とい

う。）

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

d. 国内外の基準等

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

2.2.2.1 新知見の収集方法

（1） 収集の仕組み

a. 安全に係る研究

当社が実施した研究については、とりまとめ箇所にて各所管箇所が行った研究に関する情報を収集する。

その他、国内外の機関が実施した安全に係る研究の成果については、（一財）電力中央研究所、日本エヌ・ユー・エス（株）等の協力を得て公開情報を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備している。

研究の成果は、設計管理における設計へのインプット要求事項にあげており、新たな設備の設置や既設備の原設計の変更等を実施する際には、新たな研究成果がないか確認する。

実機への反映については、各所管箇所が、研究成果を踏まえプラントの設備や運用への反映方法を検討する。この際、必要に応じて設置変更許可申請、設計及び工事計画認可申請等の手続きを行い、実機に反映する。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

原子力発電所の安全、安定運転を確保し、より安全性、信頼性を維持、向上させるためには、厳正な運転管理、施設管理等を行うことはもとより、玄海3号機での事故、故障等の経験を含めた国内外の原子力施設の運転による事故、故障等から得られた教訓について新たな知見として採り上げ、再発防止対策を反映することが重要である。当社はこの仕組みを未然防止処置として整備しており、設備及び運用管理の継続的な改善活動を展開している。

国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓については、この未然防止処置の仕組みを通じて入手した情報をもとに記載する。以降にこの仕組みの

概要を示す。

当社原子力発電所の事故、故障等は、当該発電所で原因の究明、再発防止対策の立案が行われた上で、その情報が本店に送付される。

国内他社原子力施設の事故、故障等の情報は、原子力施設情報公開ライブラリー（以下「ニューシア」という。）の活用等により入手している。ニューシアは保安活動の向上の観点から産官学で情報を共有化することを目的に、（一社）原子力安全推進協会（以下「JANSI」という。）にて運営されているデータベースであり、2003年10月から運用が開始され、2007年5月に登録基準が追加されるとともに、2010年5月の設備更新に併せて、運用の拡充がなされている。なお、2003年9月までについては、（財）電力中央研究所原子力情報センター（当時の名称。以下「NIC」という。）にて国内外の原子力施設の事故、故障等の情報が一元的に収集、分析、評価されており、NICからの情報を活用してきた。

国外の原子力施設で発生した事故、故障等の情報については、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）の情報、米国原子力発電運転協会（以下「INPO」という。）の情報、世界原子力発電事業者協会（以下「WANO」という。）の情報等を対象とし、JANSIの協力を得て入手し、検討を行っている。

これらの情報は、JANSI、（株）原子力安全システム研究所、加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）を保有する事業者、プラントメーカ等で構成されるPWR海外情報検討会において検討され、反映が必要と判断されたものは提言等として事業者に通知される。

このほか、未然防止処置の仕組みにおいては、原子力施設以外の情報として、当社他部門や他産業における不具合情報についても採り上げ、同種不適合の再発防止、設備改善等に資することとしている。

入手した情報は、本店及び発電所において、未然防止等の要否、処置内容の検討及び対策を行っている。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を実施するために必要なデータについては、当社プラント固有の運転実績に関する情報の蓄積のほか、当社が原子力発電所を有する電力会社と共通で実施した研究（以下「電力共通研究」という。）の成果等を通じて、入手することとしている。このほか、国内外の知見について、（一財）電力中央研究所、プラントメーカ等の協力を得て、情報収集の仕組みを整備している。

d. 国内外の基準等

国内の安全審査指針類については、従来から設置変更許可申請に併せて最新のものが取り入れられている。具体的には、設置変更許可申請に際して、申請案件に係る設置変更許可申請及び安全審査に係る実施体制が定められ、各所管箇所が分担して設置変更許可申請書を作成する。申請書の作成に当たり各所管箇所が関連する安全審査指針類を確認することから、その過程において、最新の安全審査指針類がプラント設計や設備、運用に反映されることとなる。

民間規格類については、それらが制定、改訂された後、国による技術評価を経て規制に取り入れられるものもあるため、原子力発電所の安全性、信頼性を確保する上では、これら民間規格類の制定、改訂動向を把握し、適宜、既設プラントの設計面や設備の運用面に反映していくことが重要である。

このことから、各所管箇所において、設置変更許可、設計及び工事計画認可等の申請、定期事業者検査要領書及び社内マニュアルの制定、改正の際に、民間規格類の制定、改訂に係る状況を確認し、適宜、反映することとしている。その他の民間規格についても、必要に応じて社内マニュアル等への反映を行っている。

国外の基準等については、日本エヌ・ユー・エス（株）の協力を得て公開情報

を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備しており、既設プラントの安全性、信頼性の確保や、今後、国内規制化された場合における対応の円滑化の観点から、制定、改訂に係る動向を把握することとしている。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

国際機関及び国内外の学会等の情報については、国内関係機関、海外電力会社及び海外の団体等との情報交換を通じて入手するほか、（一財）電力中央研究所、日本エヌ・ユー・エス（株）の協力を得て公開情報を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備している。これら国内外の先進事例に係る情報の収集を通じて、適宜、既設プラントの設計や設備、運用の改善に役立てることとしている。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象に関する情報については、電気事業連合会や（一財）電力中央研究所等の協力を得て、情報を収集する仕組みを整備している。

入手した情報は、当社の原子力施設への反映要否を判断し、社内の「耐震及び耐津波に係る安全性向上検討委員会」、「竜巻、火山その他自然災害への防護に係る安全性向上検討委員会」において確認を受けることとしている。

g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案

メーカ提案に関する情報については、従来から施設管理の仕組みの中で、メーカから設備の運用・保守性の向上や設備改善の推奨提案、部品の製造中止情報等を受け、既設プラントへの反映要否を検討している。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

国内事業者の安全性向上評価にて抽出された安全性向上に資する自主的な追加措置（以下「追加措置」という。）については、公開情報や国内事業者との各種ワーキング等の情報交換の場を通じて入手した情報をもとに、既設プラントへの反映要否を検討している。

(2) 収集期間

新知見に関する情報の収集期間は、第16回定期事業者検査の終了日翌日（2023年1月11日）から評価時点となる第17回定期事業者検査終了日（2024年2月29日）までを基本とする。

なお、収集対象の分野によって、例えば数か月ごとや年度ごとにまとめて入手する情報もあるため、当社が整備している情報収集の仕組みを通じて、上記収集期間に入手した情報を検討対象とする。

(3) 収集対象

各収集分野における新知見に関する情報の収集対象は以下のとおりとする。

a. 安全に係る研究

収集対象とする研究成果は、当社が実施した研究（以下「自社研究」という。）及び電力共通研究、原子力規制委員会等が実施している安全規制のための研究開発並びに国外機関が実施している研究開発とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-1表に示す。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

原子力施設の安全性、信頼性に係る運転経験から得られた教訓を反映する

仕組み（未然防止処置）を通じて入手した情報（当社で発生した不適合情報、国内他社及び国外原子力施設のトラブル情報等）及び原子力規制委員会が文書で指示した事項及び原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。）が文書で発出した事項を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-2表に示す。

c. PRAを実施するために必要なデータ

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」を実施する上で必要なデータについては、「原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル1PRA編）：2022」（（一社）日本原子力学会発行）等のPRAを実施するに当たり参考とする実施基準に示される作業項目に該当するものを収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-3表に示す。

d. 国内外の基準等

国内の基準として、原子力発電所の設計、運用に適用されている、（一社）日本電気協会、（一社）日本機械学会、（一社）日本原子力学会の発行する民間規格類を収集対象とする。

また、国外の規格基準類については、原子力発電所を有する諸外国及び国際機関のうち、公開情報等を通じて規制動向の把握が可能な米国、欧州主要国及び国際機関の基準類を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-4表に示す。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

国際機関及び国内外の学会活動として、各種委員会や大会での報告、論文

発表がなされており、原子力発電所の安全性、信頼性の維持、向上に関連する先進事例が発信されている。公開情報等を通じて、これらの検討状況の把握が可能な主要機関、学会等の情報を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-5表に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象（地震、津波、竜巻、火山その他自然災害）に関する情報として、国の機関等の報告、学協会等の大会報告、論文、雑誌等の刊行物、海外情報等を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-6表に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案

メーカから得られる設備の安全性、信頼性の維持、向上に関連する提案を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-7表に示す。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置については、各社HP等で掲載されている安全性向上評価届出書（公開情報）を収集対象とする。

（4） 整理、分類方法

収集対象の情報について、検討対象とする情報を以下の考え方により整理、分類した。

a. 安全に係る研究

自社研究、電力共通研究については、収集対象期間中に研究開発が完了したものを対象とし、その研究成果がプラントの設備設計や社内マニュアル等へ反映されたものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。なお、未反映の研究成果のうち、将来の活用が見込まれるものについては、参考情報として整理し、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて活用状況を確認する。

自社研究、電力共通研究に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-1図に示す。

国内機関、国外機関の研究開発については、収集対象期間中に研究成果が公表されたものの中から、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

国内機関、国外機関の研究開発に係る新知見に関する情報については、第2.2.2-5図に示す整理、分類方法とする。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内外の原子力施設において発生した事故、故障等の情報を反映する仕組みは、第2.2.2-2図に示すとおりであり、事故、故障等の情報を踏まえ、玄海3号機の同一機器、設備又は類似設備に対する評価、検討を行い、同種トラブルの発生防止の観点から未然防止処置が必要と判断されたものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。

原子力規制委員会が文書で指示した事項及びATENAが文書で発出した事項

については、収集対象期間中に発出されたもののうち、玄海3号機が対象となっているものを抽出し、記載対象とする。

c. PRAを実施するために必要なデータ

PRAを実施する上で必要なデータとして、収集対象期間中に入手したデータについて、新規性の有無、玄海3号機のPRAへの適用性を踏まえ、新知見及び参考情報に関する情報を抽出する。

PRAを実施する上で必要なデータに係る新知見及び参考情報に関する情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-3図に示す。

d. 国内外の基準等

国内の規格基準の情報については、原子力発電所に適用されるものの中から、収集対象期間中に新たに制定若しくは改定され、発刊された規格類を対象とし、国の技術評価を受ける等により、安全規制に取り入れられた民間規格を抽出する。また、未だ具体的な安全規制へ取り入れられていないものについても、当社プラントの設備設計や運用面等に活用している規格を抽出する。

国内の基準等に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-4図に示す。

国外の規格基準の情報については、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

国外の基準等に係る新知見に関する情報については、第2.2.2-5図に示す

整理、分類方法とする。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

国際機関及び国内外の学会等の情報については、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

収集対象の情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-5図に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象に関する情報から、地震、津波、竜巻及び火山の各現象に対する原子力施設の安全性に関連する可能性のある情報を抽出し、原子力施設への適用範囲や適用条件、設計、評価への反映の要否等の観点から、以下のとおり分類した。

① 反映が必要な新知見情報（記載対象）

客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積された新たな知見を含み、国内の原子力施設での諸条件を考慮して、適用範囲、適用条件が合致し、設計、評価への反映が必要な情報（現状評価の見直しの必要性があるもの）

② 新知見関連情報（記載対象）

客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積された新たな知見を含むものの、設計、評価を見直す必要がない情報（現状評価の見直しの必要がないもの）

③ 参考情報（記載対象外）

今後の研究動向等によっては、設計、評価に対する信頼性及び裕度向上

につながりうる情報

④ 検討対象外情報（記載対象外）

基礎的な研究等のため、反映が必要な新知見情報、新知見関連情報及び参考情報には分類されない情報

自然現象に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-6図に示す。

なお、地震、津波に対する原子力施設の安全性に関する知見の整理、分類については、2009年5月8日付け指示文書「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組について」（平成21・04・13原院第3号）に基づき、2009年度から2015年度まで継続的に実施し、原子力安全・保安院又は原子力規制委員会に報告してきた。その後、2016年6月27日付け文書「「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等について（内規）」を用いないことについて（通知）（原規規発第1606278号）」により報告は不要となったが、知見の収集等に係る取組は現在も継続しており、本項で示す地震、津波に関する知見の整理、分類方法は、この取組みと同様の方法である。

g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案

メーカ提案については、施設管理の仕組みの中で、メーカから設備の運用・保守性の向上や設備改善の推奨提案、部品の製造中止情報等を受けた案件のうち、新知見が反映されており、かつ当該プラントの安全性向上に資すると判断される知見を抽出する。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

収集期間中に提出された国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置について、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で当社プラントへ反映できると判断される知見を抽出する。

収集対象の情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-7図に示す。

2.2.2.2　安全性向上に資する新知見情報

今回「2.2.2.1　新知見の収集方法」に基づき収集した情報を「2.2.2.1(4)　整理、分類方法」に基づき収集分野ごとに整理、分類した結果を以下に示す。

(1)　新知見情報の収集結果

a.　安全に係る研究

安全に係る研究から抽出された新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a)　自社研究、電力共通研究

玄海3号機に反映した安全研究成果について、反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

(b)　国内機関、国外機関の安全に係る研究開発

①　反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報について、1件抽出された。抽出結果を第2.2.2-8表に示す。

②　参考情報

参考情報について、10件抽出された。抽出結果を第2.2.2-9表に示す。

b.　国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

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

(a) 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓

当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報については、5件抽出された。抽出結果を第2.2.2-10表に示す。

(b) 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓

国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報について、9件抽出された。抽出結果を第2.2.2-11表に示す。

なお、2024年1月1日に発生した能登半島地震については、ATENA兼電事連全体で事業者やメーカと連携しながら、今回の地震による原子力発電所への影響に係る検証を実施してきている。具体的には、地震や津波の検証、発電所設備への影響の検証、及び現場状況の確認や情報発信の検証を行い、発電所としては地盤隆起を想定した現場訓練を行うことも対象としている。検証の結果、電力各社に水平展開が必要なものを抽出する等の対応を取りまとめている状況であり、地盤隆起を想定した現場訓練については実施済みである。

今後も引き続き、耐震安全性評価等に反映すべき最新情報等が確認された場合には、得られた知見を事業者で共有し、安全対策の検討に活用していくことで、更なる安全性向上に努めていく。また、事業者のみならず、メーカ・研究機関とも引き続き連携し、より高い次元の安全性確保に向けた取組みを進めていく。

(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について、反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

（d） 原子力規制委員会指示文書等

原子力規制委員会指示文書等のうち、玄海3号機が対象のものについて、8件抽出された。抽出結果を第2.2.2-12表に示す。

c. PRAを実施するために必要なデータ

PRAを実施するために必要なデータについて、新知見に関する情報は抽出されなかった。

d. 国内外の基準等

国内外の基準等に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

（a） 国内の規格基準

新知見に関する情報について、7件抽出された。抽出結果を第2.2.2-13表に示す。

（b） 国外の規格基準

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

自然現象に関する情報以外の新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について、19件抽出された。抽出結果を第2.2.2-14表に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報について、1件抽出された。抽出結果を第2.2.2-15表に示す。

② 新知見関連情報

新知見関連情報については、地震関連が5件、津波関連が2件、竜巻関連が3件抽出された。抽出結果を第2.2.2-16表に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について、2件抽出された。抽出結果を第2.2.2-17表に示す。

（2） まとめ

今回の収集対象期間に収集した新知見に関する情報に対して評価を行い、安全性向上に資すると判断し、玄海3号機に反映すべき知見を抽出した。

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

このことから、新知見に関する情報の収集、評価及びプラントへの反映に係る仕組みは適切に機能している。

第2.2.2-1表　安全に係る研究の収集対象

区分	収集対象	収集件数
自社研究及び電力共通研究	・自社研究 ・電力共通研究	約10件
国内機関の研究開発	・経済産業省（METI） ・日本原子力研究開発機構（JAEA） ・原子力規制委員会（NRA）	約40件
国外機関の研究開発	・経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA） ・国際PSAM※1協会 ・米国原子力規制委員会（NRC） NUREG/CR報告書 ・米国電力研究所（EPRI） ・EU安全研究（NUGENIA） ・欧州原子力学会（ENS） ・欧州技術安全機関（EUROSAFE）	約170件

※1　Probabilistic Safety Assessment and Management

第2.2.2-2表　国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集対象

区分	収集対象	収集件数
国内外の不適合情報等	・当社の不適合情報 ・国内他社のトラブル情報等 （ニューシア情報（トラブル情報、保全品質情報）） ・他業種トラブル情報 ・国外原子力発電所トラブル情報 米国　原子力規制委員会（NRC）情報 米国　原子力発電運転協会（INPO）情報 世界　原子力発電事業者協会（WANO）情報 国際原子力機関（IAEA）情報 仏国　安全規制当局（ASN）情報 ・海外メーカ情報 ・JANSI重要度文書	約100件
原子力規制委員会指示事項等	・原子力規制委員会指示文書 ・原子力エネルギー協議会（ATENA）発出文書 ・被規制者向け情報通知文書	8件

第2.2.2-3表　PRAを実施するために必要なデータの収集対象

<table>
<tr><th>項目</th><th>収集対象</th><th>収集件数</th></tr>
<tr><td>プラント情報の調査</td><td>プラントの設計、運用等のデータ　他</td><td>－</td></tr>
<tr><td>ハザード評価</td><td>第2.2.2-6表を参照</td><td rowspan="15">約180件</td></tr>
<tr><td>フラジリティ評価</td><td>電力共通研究</td></tr>
<tr><td>システム評価
（CDF評価／CFF評価※）</td><td rowspan="9">・伊方プロジェクトにおける原子力リスク研究センター（NRRC）技術諮問委員会（TAC）及び海外専門家レビューコメント
・電力中央研究所報告書
・NRC報告書（NUREG等）
・EPRI報告書</td></tr>
<tr><td>（1）起因事象の選定及び発生頻度の評価／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化</td></tr>
<tr><td>（2）成功基準の設定</td></tr>
<tr><td>（3）事故シーケンスの分析</td></tr>
<tr><td>（4）システム信頼性の評価</td></tr>
<tr><td>（5）信頼性パラメータの作成</td></tr>
<tr><td>（6）人的過誤の評価</td></tr>
<tr><td>（7）炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化</td></tr>
<tr><td>ソースターム評価</td></tr>
<tr><td>被ばく評価</td></tr>
<tr><td>上記以外の知見</td><td></td></tr>
<tr><td>国内知見</td><td>・電力共通研究
・電力中央研究所報告書</td></tr>
<tr><td>海外知見</td><td>・NRRC技術諮問委員会（TAC）コメント
・海外専門家レビューコメント
・国際会議（PSAM）予稿</td></tr>
</table>

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

第2.2.2-4表　国内外の基準等の収集対象

区分	収集対象	収集件数
国内の規格基準	・日本電気協会規格（規程（JEAC）、指針（JEAG）） ・日本機械学会規格 ・日本原子力学会標準	約10件
国外の規格基準	・国際原子力機関（IAEA）基準 ・米国　原子力学会（ANS）基準 ・米国　連邦規則（10CFR）連邦規制コード ・米国　NRC審査ガイド（Reg.Guide） ・米国　NRC標準審査指針（SRP） ・米国　暫定スタッフ指針（ISG） ・米国　原子力規制委員会（NRC）一般連絡文書（Bulletin, Generic Letter, Order） ・米国　原子力エネルギー協会（NEI）ガイダンス ・欧州連合（EU）指令 ・西欧原子力規制者会議（WENRA）ガイダンス ・仏国　政令（décret）、省令（arrêté） ・仏国　基本安全規則（RFS）、原子力安全規制機関（ASN）ガイド ・仏国　原子力安全規制機関（ASN） 決定（décision）、見解（avis） ・独国　原子力技術基準委員会（KTA）基準 ・独国　連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省（BMUB）指針等 ・独国　原子力安全委員会（RSK）勧告 ・独国　放射線防護委員会（SSK）勧告 ・独国　廃棄物管理委員会（ESK）勧告 ・英国　基本安全原則（SAP）等 ・英国　技術評価、技術検査ガイド（TAG、TIG） ・スウェーデン　放射線安全庁　安全規則（SSMFS） ・フィンランド　政令、安全指針（YVL） ・海外の規制活動に係る会合情報　等	約650件

第2.2.2-5表　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の収集対象

区分	収集対象	収集件数
国内の学会活動	・日本原子力学会（和文論文誌、Journal of Nuclear Science and Technology） ・日本機械学会（日本機械学会論文集、Mechanical Engineering Journal） ・日本電気協会 ・電気学会（論文誌B）	約220件
国際機関及び国外の学会活動	・米国　原子力学会（ANS）（Nuclear Science and Engineering、Nuclear Technology） ・米国　機械学会（ASME）（Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science） ・Institute of Electrical and Electronic Engineers（IEEE）（Nuclear & Plasma Sciences Society） ・国際原子力機関（IAEA）会議資料、関連資料 ・米国　原子力エネルギー協会（NEI）会議資料 ・シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議（ERMSAR）予稿 ・米国　原子力規制委員会（NRC）規制情報会議（RIC）セッション	約620件

第2.2.2-6表　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の収集対象（1/2）（地震、津波）

区分	収集対象	収集件数
国の機関等の報告	・地震調査研究推進本部 ・中央防災会議 ・地震予知連絡会 ・原子力規制庁 ・産業技術総合研究所 ・海上保安庁　他	約60件
学協会等の大会報告、論文	・日本機械学会 ・日本建築学会 ・日本地震学会 ・日本地震工学会 ・日本地質学会 ・日本原子力学会 ・日本活断層学会 ・日本堆積学会 ・日本学術会議 ・日本第四紀学会 ・日本海洋学会 ・日本船舶海洋工学会 ・日本自然災害学会 ・日本計算工学会 ・日本混相流学会 ・日本地すべり学会 ・日本応用地質学会 ・地盤工学会 ・土木学会 ・日本コンクリート工学会 ・日本地球惑星科学連合 ・歴史地震研究会 ・JANSI ・日本電気協会　他	
雑誌等の刊行物	・地震研究所彙報 ・月刊地球 ・科学　他	
海外情報等	・IAEA（International Atomic Energy Agency） ・NRC（Nuclear Regulatory Commission） ・ASME（The American Society of Mechanical Engineers） ・AGU（American Geophysical Union） ・SSA（Seismological Society of America） ・EERI（Earthquake Engineering Research Institute） ・USGS（United States Geological Survey） ・The Geological Society of London ・IUGG（International Union of Geodesy and Geophysics）　他	
その他	・電力中央研究所　他	

第2.2.2-6表　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の収集対象（2/2）（竜巻、火山その他自然災害）

区分	収集対象	収集件数
国の機関等の報告	・地震調査研究推進本部 ・産業技術総合研究所 ・中央防災会議 ・環境省（原子力規制庁） ・防災科学技術研究所 ・国土地理院 ・気象庁 ・国土交通省港湾局の観測記録　他	約40件
学協会等の大会報告、論文	・日本保全学会 ・日本建築学会 ・日本気象学会 ・日本風工学会 ・日本火山学会 ・日本原子力学会 ・日本応用地質学会 ・日本堆積学会 ・日本第四紀学会 ・日本地質学会 ・日本地球化学会 ・日本地球惑星科学連合　他	
雑誌等の刊行物	・地震研究所彙報 ・京都大学防災研究所年報 ・月刊地球 ・科学　他	
海外情報等	・アメリカ地球物理学連合（AGU） ・国際火山学及び地球内部化学協会（IAVCEI）　他	
その他	・電力中央研究所　他	

第2.2.2-7表　設備の安全性向上に係るメーカ提案の収集対象

区分	収集対象	収集件数
設備の安全性向上に係るメーカ提案	・メーカ提案書 ・Framatomeセミナー ・WH社ワークショップ　他	約20件

第2.2.2-8表　国内機関、国外機関の安全に係る研究開発のうち反映が必要な新知見情報

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

第2.2.2-9表　国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考情報

No.	表題	文献誌名
1	米国における火災防護検査に関する調査	NRA技術ノート （NTEN-2023-1001）
2	PWRサンプスクリーン及びBWR　ECCSストレーナの下流側影響に関する米国規制活動の調査【完本版】	NRA技術ノート （NTEN-2022-1001、NTEN-2023-1002）
3	軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発	NRA安全研究成果報告 （RREP-2023-2001）
4	軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備	NRA安全研究成果報告 （RREP-2023-2002）
5	原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究	NRA安全研究成果報告 （RREP-2023-2003）
6	Oskarshamn 3における独立炉心冷却系のアベイラビリティ及び信頼性解析	PSAM16 （AN79）
7	デジタルシステムのPRAモデル化で得られた教訓	PSAM16 （RO150）
8	FLEX機器の信頼性データ	PSAM16 （RO194）
9	プラント運用における機器信頼性データとリスク情報による意思決定の橋渡し	PSAM16 （DI118）
10	MACCS（MELCOR事故影響評価コードシステム）を用いた事故影響度解析の技術的基盤	NUREG/CR報告書 （NUREG/CR-7270）

第2.2.2-10表　当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見（1/2）

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
1	2022年 3月10日	川内2号 ／2号機25回定検2A余熱除去冷却器開放点検作業における伝熱管の凹み・擦り傷について	2A余熱除去冷却器開放点検において、伝熱管管群から胴の引き抜き作業を実施していたところ、誤って伝熱管と胴側フランジを接触させ、伝熱管に凹み・擦り傷が生じた。 原因は、伝熱管管群の荷重を胴に預けたまま胴を引き抜いたためと推定した。	該当する熱交換器の開放点検において、伝熱管管群から胴の引き抜き作業を実施する際に、胴に荷重が乗っていないことを確認するための治具を作成し、その確認方法を作業手順書に反映した。
2	2021年 8月3日	川内1,2号 ／「救急対策基準」改正時における適切な時期での改正の未実施について	社内マニュアルの定期レビューにおいて、「定期レビューチェックリスト」に基づき確認した結果、必要な時期に改正を行っていないことを確認した。 原因は、社内マニュアルを所掌する部署のQMSに対する認識が薄かったため、改正を失念したと推定した。	全所員を対象とした品質保証活動に関する教育資料に、本事象の再発防止対策の内容を反映し、教育を実施した。
3	2022年 1月19日	川内1,2号 ／安全協定に基づく定期報告書「ばい煙量等測定報告書」の一部誤記について	地方自治体に報告した安全協定に基づく定期報告書の、ばい煙量等測定報告書の一部に誤記があることを確認した。 原因は、ばい煙量等測定報告書の作成時に、ばい煙量等測定に係る記録を誤って転記したものと推定した。	ばい煙量等測定報告書の作成時に、ばい煙量等測定に係る記録を誤って転記しないように、記録対象項目の明確化等の対策をばい煙量等測定報告書の様式に反映した。
4	2020年 10月29日	川内2号 ／川内2号機適合性確認検査の一部不備について	適合性確認検査において、確認結果のチェックが抜けた状態で検査を終了していたことが確認された。 原因は、適合性確認検査要領書により確認項目をチェックする同一行為を繰り返し多数行ったため、検査関係者の負担が増加したこと及び検査記録の確認体制が不十分であったことが要因と推定した。	必要に応じてチェック漏れ防止のプロセス確認者を検査体制に加えることの再発防止対策を社内マニュアルに反映し、同対策を検査関係者に教育するために、教育資料に反映した。

第2.2.2-10表　当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見(2/2)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
5	2023年 2月9日	川内2号 ／FH/B、SFP周辺の高所作業中における資機材の落下について	SFP周辺での高所の溶接作業において、作業員が、使用していた落下防止対策の固定用マグネット付きのライトを落下させた。ライトの落下位置は、SFPの異物管理区域の外側であったが、想定以上に飛び跳ね、SFP内へ落下した。 原因は、落下防止対策としてマグネットによる固定を許容していたこと、落下防止に係る具体的なルールがなかったこと等と推定した。	高所作業による落下防止、異物管理等の観点から、マグネットによる固定は禁止することとし、社内マニュアルに反映した。

第2.2.2-11表　国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見（1/4）

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
1	2022年 10月30日	高浜3,4号 ／高浜3号機A非常用ディーゼル発電機の待機除外に伴う3、4号機の運転上の制限の逸脱	定期検査中において、3号機A非常用ディーゼル発電機の定期的なターニングを実施したところ、ターニングギアが外れなくなり同発電機の自動起動ができなくなったため、保安規定の運転上の制限を満足していない状態にあると判断した。 原因は、ターニングギアとフライホイールギアの接触により荷重がかかった状態でターニングギアの取り外し操作を行ったことで、各ギアの内面と軸が接触したことにより、微小な金属片が発生し、ターニングギアと軸の間に噛み込みターニングギアが外れなくなったと推定した。	ターニング実施時に、ターニングギアが外れにくい場合は、ターニングギアの寸動操作により、外れやすい位置に調整後外す対策を社内マニュアルに反映した。
2	2022年 6月27日	大飯4号 ／大飯発電所4号機電動主給水ポンプミニマムフロー配管からの僅かな水漏れ	定期検査中、作業員が電動主給水ポンプミニマムフロー配管からの僅かな水漏れを発見した。 原因は、電動主給水ポンプミニマムフロー配管の内面がエロージョンにより浸食され、配管に微小な穴があき、水漏れが発生したものと推定した。	対象配管について、継続的に肉厚管理を実施するため、点検計画を策定した。
3	2022年 1月7日	伊方3号 ／伊方発電所第3号機エタノールアミン排水処理装置ガス希釈ファンの不具合について	エタノールアミン排水処理装置ガス希釈ファンBの駆動用ベルトを取り付けているプーリーが主軸から外れていることを保修員が確認した。 原因は、運転中の微小な振動の繰り返しによる止めねじのへたり等により、止めねじの主軸及びプーリーの一体化が低下したこと及び運転中の微小な振動によりプーリーが、がたついたことにより、主軸から脱落したものと推定した。	対象設備については、設備重要度及び故障時における2次災害リスクを検討し、必要に応じて、止めネジを取替えることを当該機器の作業手順書に反映する。

第2.2.2-11表　国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見(2/4)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
4	2022年 2月19日	柏崎刈羽7号 ／タービン建屋大物搬入口電動シャッターモーター給電ケーブルの焦げ跡の確認について	タービン建屋大物搬入口電動シャッターが動作しなかったことを確認したため、当該シャッターの点検を行ったところ、モータ給電ケーブルに焦げ跡を発見した。 原因は、ケーブル圧着部の施工が不完全な状態であったこと及び点検時にケーブルに触れることで、圧着部に応力がかかりケーブルの接続が弱まった結果、接触不良が生じ、通電の都度、異常加熱が発生し、その熱によって被覆が徐々に焦げたことと推定した。	シャッター等のモーター給電ケーブル接続箇所で、スリーブ圧着を確認した場合は、スリーブ圧着を用いない方式に変更する。 また、シャッター等のモーター給電ケーブルの外観点検において、ケーブル端部の絶縁被覆に異常がないことを確認することを、作業手順書に反映する。
5	2022年 3月1日	柏崎刈羽4号 ／高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の排気管伸縮継手フランジボルトの緩み	非常用ディーゼル発電機の排気管の外表面点検を行っていたところ、排気管伸縮継手フランジ部のボルト緩み・脱落及び排気漏えい跡を発見した。 原因は、当該排気管フランジ部は、予防保全を行っておらず、建設時から未点検の部位であったこと及び定期的な点検対象になっておらず、ボルト緩みの兆候や脱落に至る過程を検知できなかったことと推定する。	非常用ディーゼル発電機の排気管伸縮継手フランジボルトに緩みの確認を定期的に実施することとし、長期点検計画に反映する。
6	2022年 6月25日	伊方1,2,3号 ／高圧圧縮棟の空調用冷水コイルユニットからの水漏れについて	雑固体処理建屋高圧圧縮棟において、1階から3階の床に水たまりを確認したため、調査した結果、3階に設置している空調用冷水コイルユニットの結露水があふれ出ていることを確認した。 原因は、当該排水系統の配管及び逆止弁の内壁面に錆が発生したことにより、逆止弁の動作不良が発生し、その後の大雨により結露水の量が大幅に増加したが排水量が増加せず、空調用冷水コイルユニットよりあふれ出たものと推定した。	対象の空調ユニットの開放点検において、空調ユニット内部ドレン配管の外観点検及びドレン配管に水がスムーズに流れることの確認の実施を作業手順書に反映した。

第2.2.2-11表　国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見(3/4)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
7	2021年 7月28日	高浜3号 ／高浜発電所3号機ほう酸ポンプ室前の通路に設けられた煙感知器の不適切な箇所への設置	ほう酸ポンプ室前の通路に設けられた煙感知器が、工事のための耐火シートで覆われたケーブルトレイに周囲を囲まれ、くぼみに設置される状態になり、消防法施行規則に記載の条件を満たしていなかった。 原因は、ケーブルトレイに耐火シートを施工する際の検討が不十分であり、適切な措置を講ずることができなかったことから、パフォーマンス劣化と判断された。	火災感知器付近で工事を実施する場合、当該火災区域(区画)火災感知器の消防法における設置条件に影響を与えないよう、感知器の周囲の状況を確認し、必要な措置を講じることとし、社内マニュアルに反映した。
8	2022年 12月23日	高浜1号 ／「高浜1号機火災検知器の不適合管理」に関する未然防止措置の充実について	事象発生の発電所では、火気作業のため火災感知器誤作動防止対策として、火災感知器をビニール袋で養生したが、その養生が放置されていたため、作業終了後に養生資材を取り外すことをルール化した。 未然防止処置として、作業終了時に養生を取り外すルールをなぜ守れなかったかの検討が不十分であったため、未然防止処置の検討の充実を図る。 原因は、作業管理に係る社内マニュアルにて、作業終了時に養生を取り外すルールとしていることから、未然防止処置の検討結果としては、対応不要とした。	養生の取り外し忘れ防止として、養生取り外し後、火災感知器番号の照合を行う運用を作業管理に係るマニュアルに反映した。

第2.2.2-11表　国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見(4/4)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
9	2023年 1月12日	日本原燃 濃縮事業所 ／ウラン濃縮工場　放射線監視・測定設備の排気用モニタA指示値の上昇に伴う警報発報について	ウラン濃縮工場の中央制御室にて、排気用モニタAの指示値の上昇に伴う警報が発報したため、現場確認を行った結果、排気室の作業用溶接機の電源を入れると排気用モニタAの指示値が上昇し、当該溶接機の使用を中断すると排気用モニタAの指示値が通常に戻ることを確認した。 原因は、当該溶接機は、電源ケーブルのルート変更を行い、排気用モニタAの計装ケーブルと当該溶接機の電源ケーブルが近接したこと及び電源ケーブルのルート変更において、ノイズチェックを実施していなかったことにより、当該溶接機のノイズの影響を受けたと推定した。	溶接作業のノイズチェック後の電源ケーブルルート変更時における運用を社内マニュアルに反映した。

第2.2.2-12表　原子力規制委員会指示文書等及びその対応(1/3)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
1	設計の経年化評価ガイドライン (ATENA 20－ME03 Rev.1)(2023年6月6日)	2020年9月25日に発行した技術レポート「ATENA 20－ME03(Rev.0)設計の経年化評価ガイドライン」について、内的事象、地震、津波に係る評価手順の具体化及び記載の適正化を行い、改定版(Rev.1)として発行。	改定内容を踏まえ、当該ガイドラインに係る実施計画の改定を行った。また玄海3号機第3回届出書で内的事象に係る評価を実施し、本届出書で追加措置を抽出した(添付資料参照)。 地震及び津波に関する評価については、実施計画に基づき対応する。
2	原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン (ATENA 19－R01 Rev.2)(2023年7月7日)	「原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン」(2023年3月2日改正)について、核物質防護における補償時間の計測方法の変更、関連するガイドの最新版を反映、記載の適正化を行い、改訂版(Rev.2)として発行。	「原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン(ATENA 19－R01 Rev.2、2023年7月6日)」について、内容を確認し、社内マニュアル(「パフォーマンス監視要領(本店、発電所)」)の改正(2023年8月1日)を実施した。
3	PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れ　超音波探傷試験による亀裂性状把握手法の向上策 (ATENA 23－ME01 Rev.0)(2023年4月28日)	PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れの知見拡充について、亀裂発生メカニズム解明／亀裂有り健全性評価と検査技術向上の課題について検討を進めている。このうち、検査技術の向上策について取りまとめたもの。事業者は、本レポートに基づき、安全対策を行うことが要求された。	ATENAの安全対策(UT事業者による教育、溶接線中心位置推測の高度化、UT手法による亀裂性状把握高度化)について、社内ルールへの取り込みが完了した。(2024年4月18日)
4	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「建設残置物が干渉した状態の下で地震力が作用した場合の杭支持構造物の損傷」 (NIN3-20230127-nu)(2023年1月27日)	東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所6号機大物搬入建屋の杭の損傷について通知したもの。	安全上重要な構造物、間接指示構造物で杭基礎の構造物はなく、対応不要であることを確認した。

第2.2.2-12表　原子力規制委員会指示文書等及びその対応(2/3)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
5	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「航空機落下事故に関するデータ(平成13～令和2年)における軍用機事故データ調査方法の改善及びそれに伴う当該データの増加」(NIN4-20230331-tc)(2023年3月31日)	令和4年度NRA技術ノートにおいて、軍用機事故データの調査方法の改善により当該期間の航空機落下確率の評価において対象とする事故の件数が増加したこと及び対象となる被規制者において原子力施設への航空機落下による影響の評価の際にNRA技術ノートを参考としている実態を踏まえ、情報を共有したもの。	航空機落下確率を再評価した結果、航空機落下による防護設計の要否判断の基準を下回ることを確認した。 また、その航空機落下確率から算出した防護対象施設までの離隔距離が変更となったことから、外部火災影響評価(航空機墜落による火災)を再評価した結果、放熱及び延焼評価を考慮することにより、防護対象施設の許容温度を満足することを確認した。 (詳細は添付資料参照)
6	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「原子力発電所の新規制基準適合性に係る自然ハザード関係審査資料に誤り等があった事例」(NIN5-20230406-nu)(2023年4月6日)	原子力発電所の新規制基準適合性に係る自然ハザード関係の審査資料に誤り等があった事例について通知したもの。	水平展開として、当社の審査資料のチェックの強化に加え、不適合処置にて実施した類似事象の確認範囲において、委託先にて今回の原因を踏まえた確認を行った。
7	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「北海道山越郡長万部町で確認された水・ガス噴出事象の調査から得られた原子力施設への潜在的外部ハザードについて」(NIN6-20230515-tc)(2023年5月15日)	第58回技術情報検討会(令和5年3月30日)にて報告された水・ガス噴出事象に関する調査に基づき、原子力規制庁が認識した潜在的外部ハザードについて通知したもの。	本事象は、天然ガス田開発当時の廃坑措置に関する技術的問題に起因した事象であると推定されることから、再稼働時の考慮すべき人為事象の採掘工事に分類される。採掘工事は再稼働時に原子力発電所に影響を及ぼすほど近接した場所にないことから適用外としており、発電所付近で本事象と同様の採掘工事が行われていないことから、対応不要であることを確認した。

第2.2.2-12表　原子力規制委員会指示文書等及びその対応(3/3)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
8	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「ケーブル接続部への荷重の負荷による導通不良」 (NIN7-20230524-nu)(2023年5月24日)	令和5年1月30日に発生した関西電力株式会社高浜発電所4号機の原子炉自動停止の原因となったケーブル接続部への荷重の負荷による同ケーブル接続部の導通不良について通知したもの。	玄海3号機について確認した結果、原子炉格納容器電線貫通部について過度な荷重がかかる箇所はなかった。なお、一部電線貫通部外部リードに外線ケーブル等が接触している箇所があったため、外部リードに接触しないように整線を実施した。また、制御棒駆動装置電気回路の電気的特性について異常は見られなかった。

第2.2.2-13表　国内の規格基準等に係る新知見情報（日本原子力学会）

No.	規格名称	規格番号	反映状況
1	加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針:2019	AESJ-SC-S008:2019	指針に規定されている管理項目や測定頻度について、化学管理に係る規定文書への反映済である。
2	原子力発電所の高経年化対策実施基準:2023（追補3）	AESJ-SC-P005:2023	社内マニュアルに取込み、高経年化技術評価に使用している。
3	加圧水型原子炉二次系の水化学管理指針:2020	AESJ-SC-S013:2020	指針に規定されている管理項目や測定頻度について、化学管理に係る規定文書への反映済である。
4	原子力発電所の出力運転状態を対象として確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル2PRA編）:2022	AESJ-SC-RK012:2022	内部事象及び外部事象出力運転時PRA実施時に本学会標準を使用している。次回以降の更新にて適用する。
5	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素:2023	AESJ-SC-S002:2023	化学管理に係る化学業務要領に反映済。
6	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－溶存水素:2023	AESJ-SC-S003:2023	化学管理に係る化学業務要領に反映済。
7	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－放射性よう素:2023	AESJ-SC-S004:2023	化学管理に係る化学業務要領に反映済。

第2.2.2-14表　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）に係る参考情報

No.	表題	文献誌名
1	公衆リスク低減のための格納容器ベント実施判断基準と防護措置に関する評価手法の検討	日本原子力学会和文論文誌
2	使用済燃料プールにおける冷却材喪失事故条件下での被覆管バーストモデルの開発	Journal of Nuclear Science and Technology
3	地震・溢水・熱流動シミュレーションによる加圧水型原子炉の地震誘因溢水の動的確率論的リスク評価	Journal of Nuclear Science and Technology
4	溶融Zr被覆管内におけるUO_2ペレットの二重拡散溶解モデル	Journal of Nuclear Science and Technology
5	PWRの蒸気発生器伝熱管複数本破損事象における熱水力的挙動に関する検討	日本原子力学会和文論文誌
6	確率変数の変換に基づくフラジリティ曲線	Journal of Nuclear Science and Technology
7	起因事象マトリックス法を用いた地震応答の相関のリスクへの影響評価	日本原子力学会和文論文誌
8	津波確率論的リスク評価のための津波浸水解析グレーデッド・アプローチ・フレームワーク	Journal of Nuclear Science and Technology
9	原子炉建屋の内部溢水解析に適用するための陽解法移動粒子シミュレーション手法の検証と妥当性確認	Journal of Nuclear Science and Technology
10	RCP受動サーマルシャットダウンシールを用いたPWR SBOシーケンスの解析	Journal of Nuclear Science and Technology
11	配管システムの地震応答に及ぼす配管と支持体の塑性の影響	Mechanical Engineering Journal
12	廃止措置移行期における燃料除去前段階の管理に対するリスクアプローチ	Nuclear Technology
13	動的イベントツリー解析による蒸気発生器伝熱管劣化を考慮した事故耐性燃料の安全性評価	Nuclear Technology
14	プールスクラビングモデルの検証マトリックス	Nuclear Technology
15	NRCが規制する原子力発電所における地震災害設計のためのリスク情報および性能に基づく規制枠組みの強化案	Nuclear Science and Engineering
16	PSAモデルの更新支援研究と人間信頼性分析への実際的アプローチ	Nuclear Science and Engineering
17	デジタル制御室の公称HEPとPIF乗数を推定するためのハイブリッド変数選択	Nuclear Science and Engineering
18	事故状況下におけるCDFに基づく重要度測定法を用いたFLEX戦略の有効性の感度分析	Nuclear Science and Engineering
19	イベントおよび状態評価における潜在的共通原因故障の扱いに関連する研究活動	Nuclear Technology

第2.2.2-15表　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）に係る反映が必要な新知見情報

No.	分野	表題	文献誌名	反映状況
1	津波	日本海南西部の海域活断層の長期評価（第一版）-九州地域・中国地域北方沖-	地震調査研究推進本部HP	発電所の安全性向上の観点から、複数の断層の連動を考慮することとし、この連動による地震動・津波評価への影響確認を行った。その結果、基準地震動への影響はないが、基準津波を上回る結果となったことから、基準津波の変更等に係る原子炉設置変更許可申請を2024年7月に行った。 （詳細は添付資料に示す。）

第2.2.2-16表　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）に係る新知見関連情報（1/2）

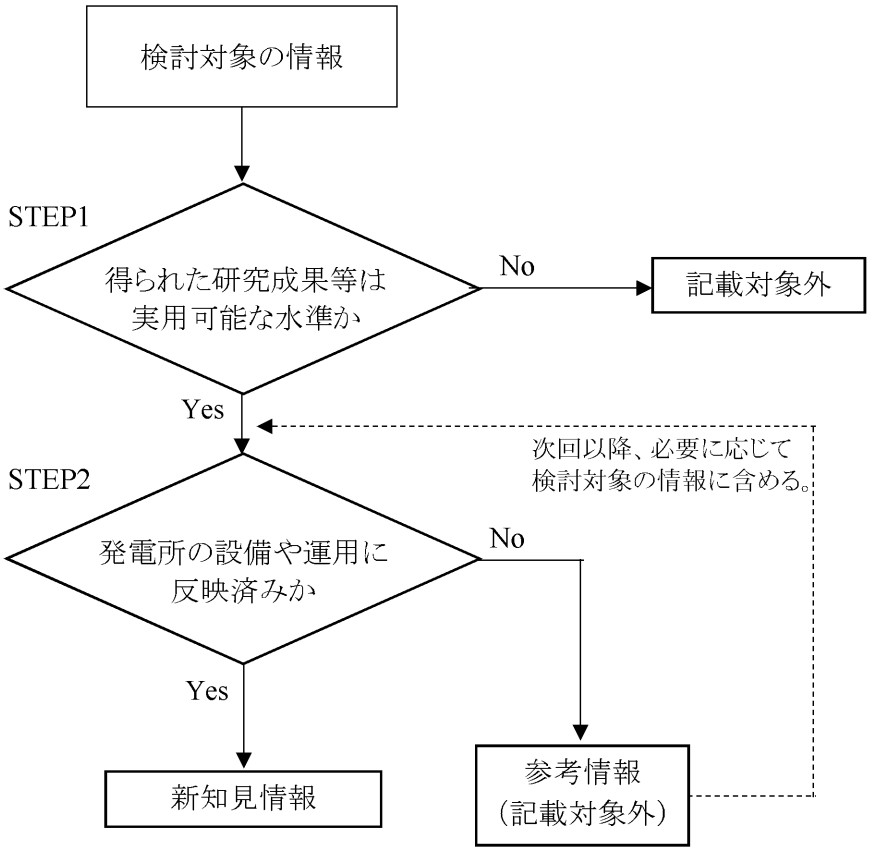
No.	分野	表題	文献誌名	検討内容
1	津波	防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案	原子力規制委員会HP	防潮堤に作用する最大持続波圧の評価式を提案したものであるが、本評価式で新たに拡充された条件に該当する設備を有さないため、耐津波評価への反映は必要ない。
2	地震	1:25000活断層図 佐賀平野北縁断層帯とその周辺「武雄」解説書 1:25,000活断層図「武雄」	国土地理院技術資料 D1 No.1067, No.1059	本知見に含まれる尾部田断層について、改めて変動地形学的調査及び地表地質調査を行った結果、本知見が示す活断層の位置に活断層は認められないことから、既往評価の見直しは必要ない。
3	地震	野間岬沖海底地質図説明書，1:200,000	産業技術総合研究所 地質調査総合センターHP	本知見が示す活断層は、川内原子力発電所の周辺海域に位置し、玄海原子力発電所から十分に離れた位置に存在することから、当該知見を踏まえても既往の評価結果の見直しの必要はない。なお、川内原子力発電所については、既往の評価との比較により確認を行ったところ、当該知見にて使用された調査データは既往評価において考慮済みであるため、既往評価の見直しは必要ない。

第2.2.2-16表　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）に係る新知見関連情報（2/2）

No.	分野	表題	文献誌名	検討内容
4	地震	原子力発電所耐震設計技術規程 （JEAC4601-2021）	原子力発電所耐震設計技術規程	耐震性評価に用いられる規格・基準であるが、機器の耐震裕度向上に繋がる知見または既設プラントの設計・評価に反映済の知見であり、発電所の現状の設計・評価への反映は必要ない。
5	地震	SNC1-2020 設計・建設規格（2020年版） 第I編 軽水炉規格	日本機械学会設計・建設規格	改訂内容が引用年版や規格年版の改訂等の記載の充実、適正化であり、発電所の現状の設計・評価への反映は必要ない。
6	地震	増設せん断補強筋により耐震補強した鉄筋コンクリート平板の面外せん断耐力評価に関する一考察	日本建築学会構造系論文集	増設せん断補強筋による補強工事を実施した部材のせん断耐力評価式を提案しているものであり、同様の工事を実施していないため、発電所の現状の設計・評価への反映は必要ない。
7	津波	「火山噴火等による潮位変化に関する情報のあり方検討会」報告書と情報発信の運用改善	「火山噴火等による潮位変化に関する情報のあり方検討会」報告書	火山噴火による気圧波に起因する潮位変化発生時の「地震情報（遠地地震に関する情報）」発表後に国内の潮位変化がある場合、「津波警報・注意報」が発表され、発電所が潮位変化を認知できることから、反映は必要ない。
8	竜巻	竜巻飛来物の年衝突確率評価コード TOMAXI-proの開発	電力中央研究所報告	本研究で開発した竜巻飛来物の年衝突確率評価コードTOMAXI-proを機器等の損傷確率評価に適用し、竜巻PRAでの有効性の確認が課題とされており、現時点で原子力発電所の竜巻影響評価に直接の影響はない。
9	竜巻	竜巻風速ハザード曲線の統計的信頼限界の推定法（その2）	電力中央研究所報告	竜巻風速ハザードモデルTOWLAを基に開発されたハザード曲線の統計的信頼限界推定法は開発段階であるため、現時点で原子力発電所の竜巻影響評価に直接の影響はない。
10	竜巻	竜巻PRAのための竜巻飛来物の年衝突確率評価手法の開発	第18回学術講演会要旨集	開発した新たな評価手法で求めた合理的な竜巻飛来物衝突確率を竜巻PRAの活用に向け、試行中であることから、現時点で原子力発電所の竜巻影響評価に直接の影響はない。

第2.2.2-17表　国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置に係る参考情報

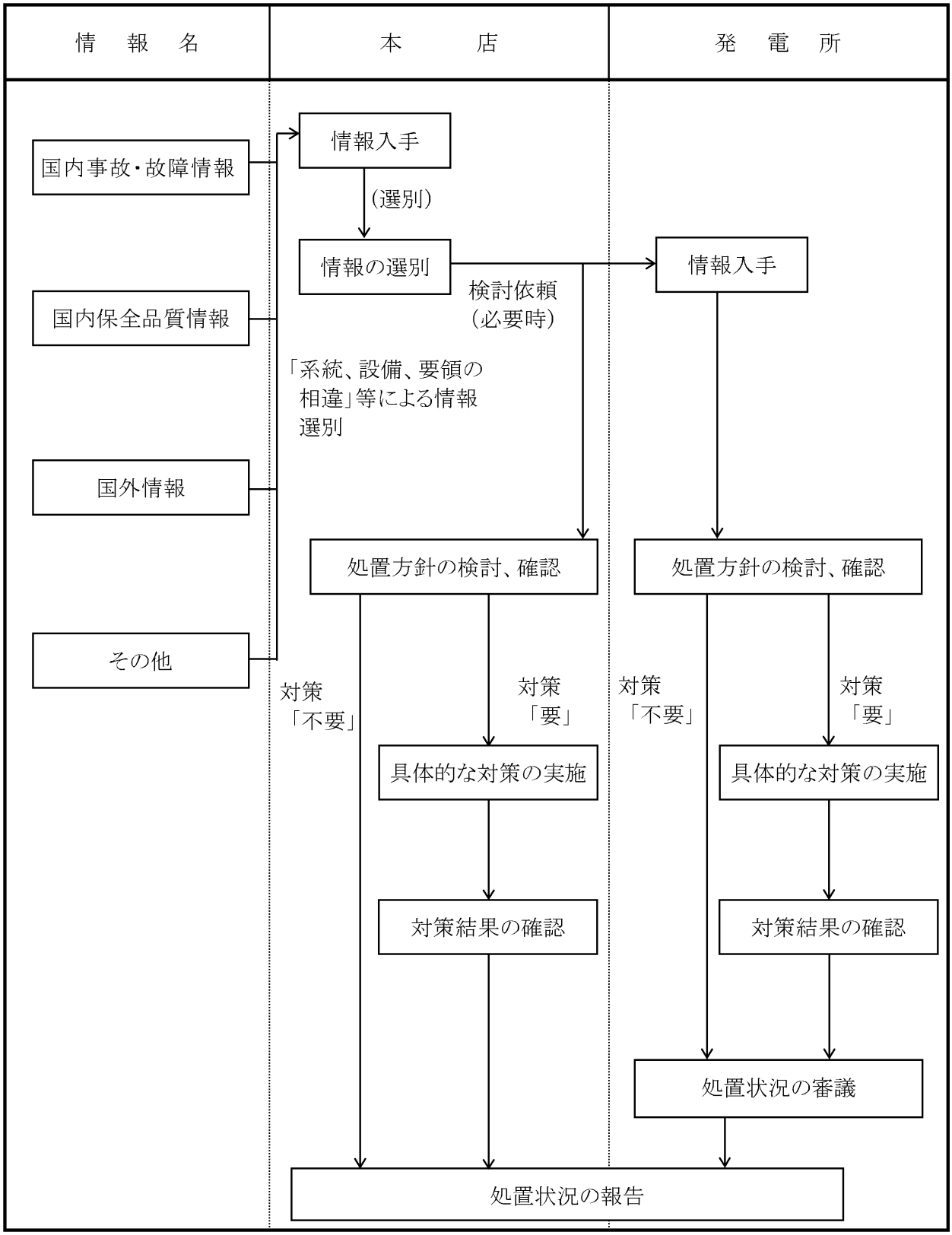
No.	表題	安全性向上評価届出書
1	1次冷却系統のフィードアンドブリード操作の信頼性向上	伊方発電所3号機　第3回
2	巡視点検時の余熱除去ポンプRWST戻り弁閉状態の監視強化	伊方発電所3号機　第3回



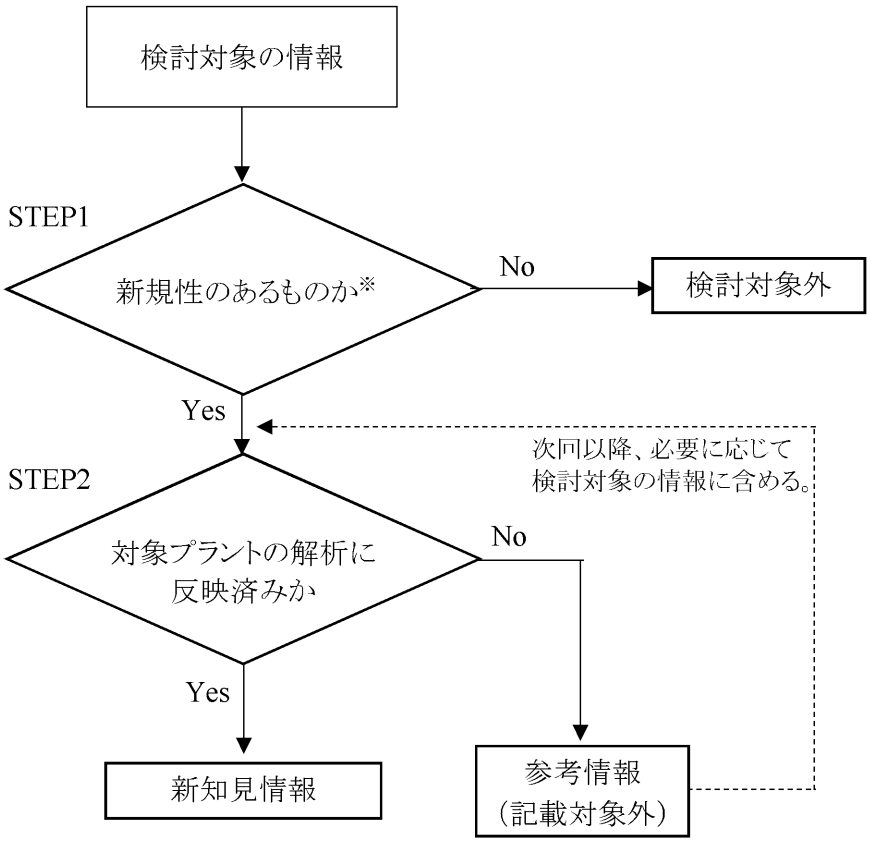
【STEP1】
　実用性のある水準に達していないもの（基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等）については記載対象外とする。（今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。）

【STEP2】
　発電所の設備設計、マニュアル類に反映済みのもの（具体的な反映の見通しのあるもの）を記載対象として抽出する。
　それ以外のものについては、参考情報として整理し、次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。

第2.2.2-1図　安全に係る研究の整理、分類方法
（自社研究、電力共通研究）

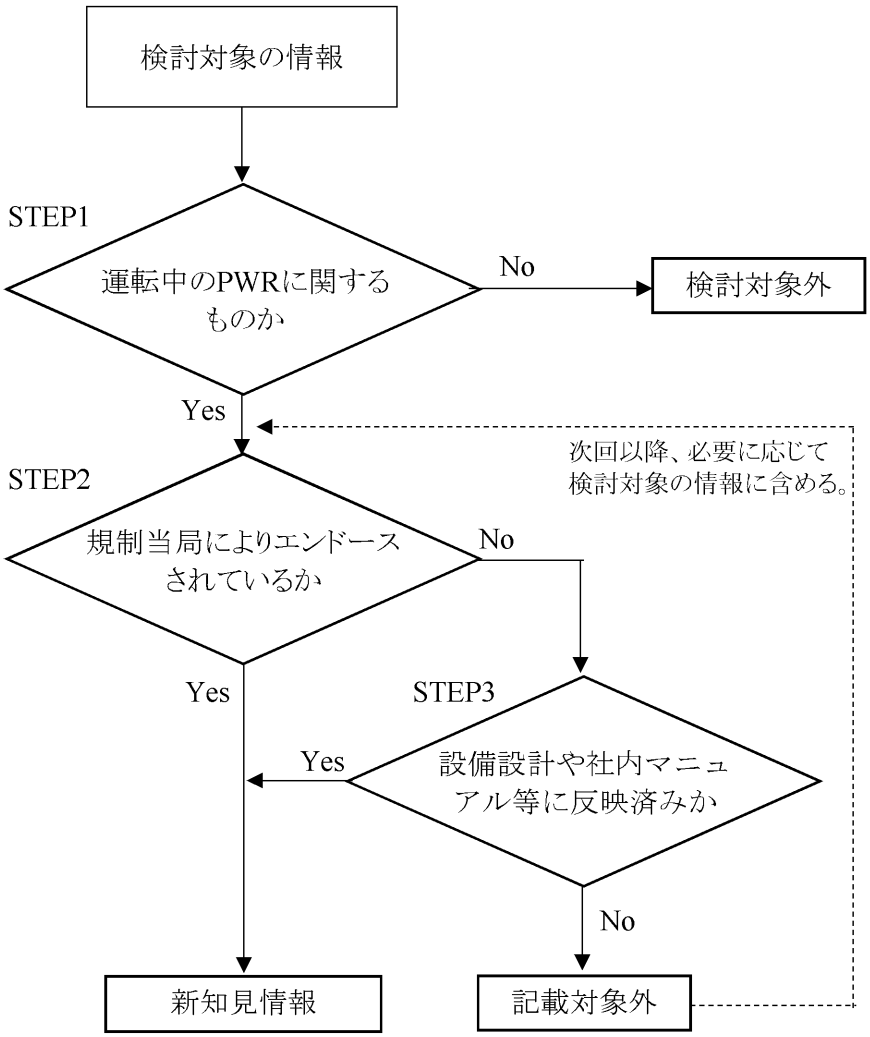


第2.2.2-2図　国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法

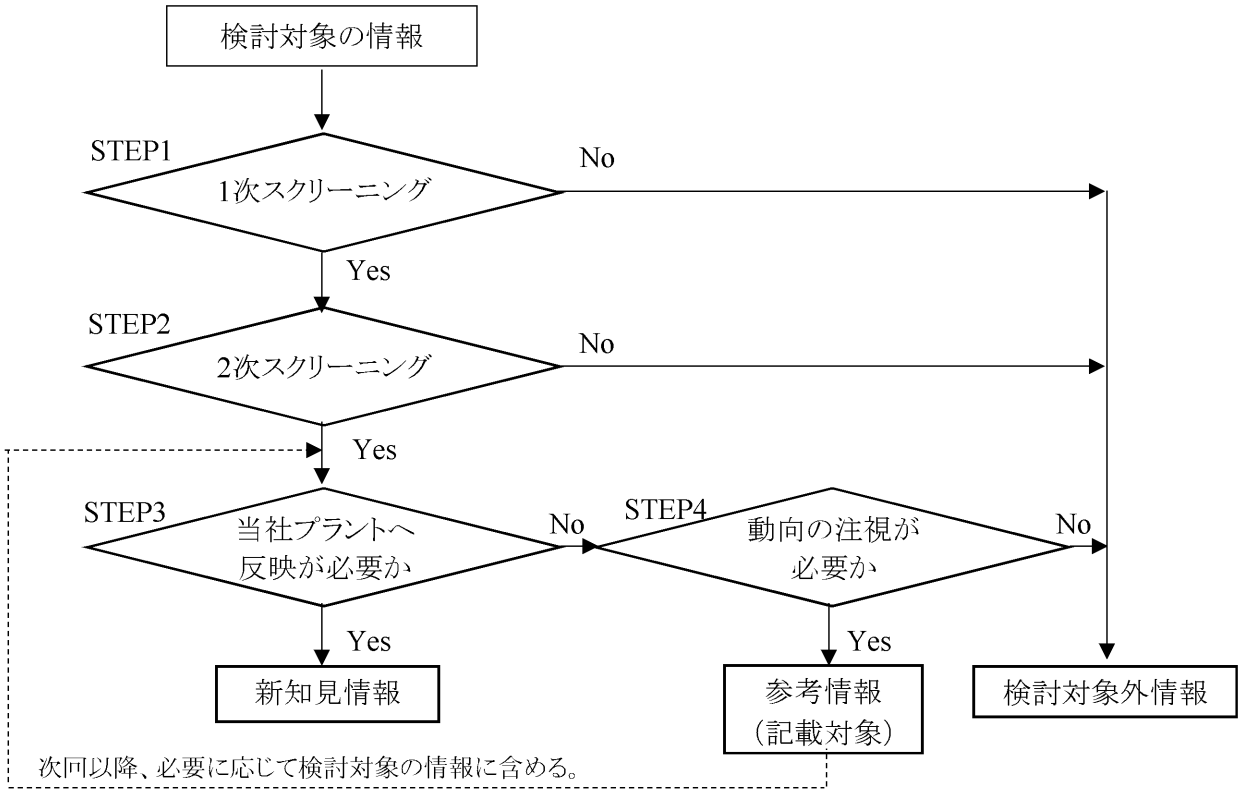


※ 単なるデータの蓄積といった、PRAを実施する上で自明なものを除く。
また、ハザード評価については第2.2.2-6図の整理、分類方法とする。

第2.2.2-3図 PRAを実施するために必要なデータの整理、分類方法



第2.2.2-4図　国内の基準等の整理、分類方法



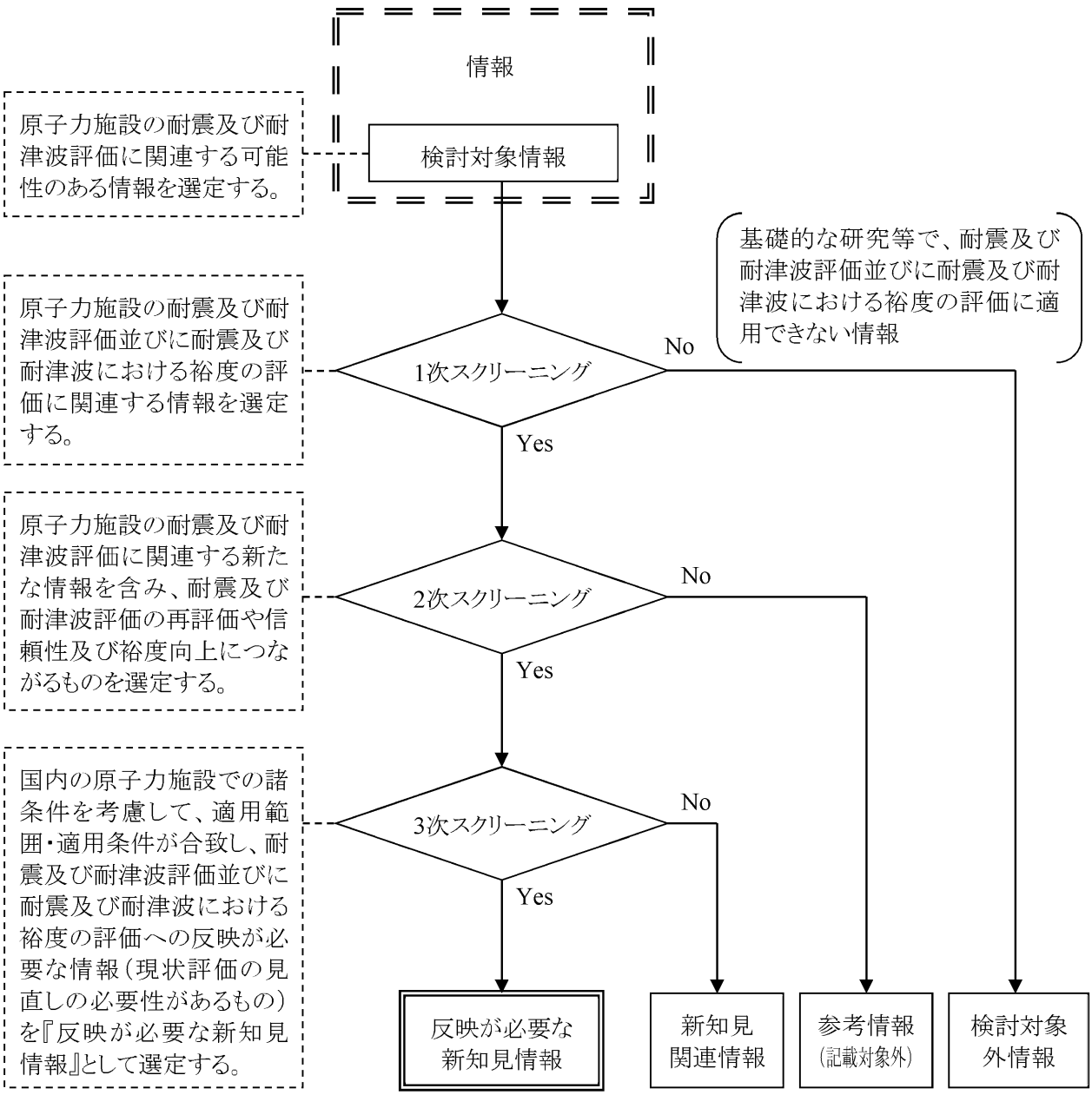
【STEP1】　1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報（Noに該当）
・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設（例　将来炉、再処理等）
・将来の燃料技術
・保障措置、核物質防護（核物質管理）（サイバーセキュリティ等は検討対象）
・違法行為及び規則類への意図的な違反
・事務的なもの等（例　型式認定承認の官報、PA・広報、コミュニケーション等）
・商用軽水炉以外の施設（例　研究施設、医療施設、一般産業施設等）

【STEP2】　2次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報（Noに該当）
・既往データ等に基づいており、新たな知見が示されていない。
・既往の知見の取りまとめ等であり、新たな手法等を提案していない。
・既に反映済みである。
・今後の研究動向を注視する必要がある。（検討事例が少ない、検証データ数が少ない等）
・実務に適用するには、更なる検討が必要である。
・工学的判断に基づき暫定的に採用した手法や条件が多数あり、実務に適用する段階にない。
・具体的な効果が示されていない。
・発電所の安全性を直ちに向上させるものではない。

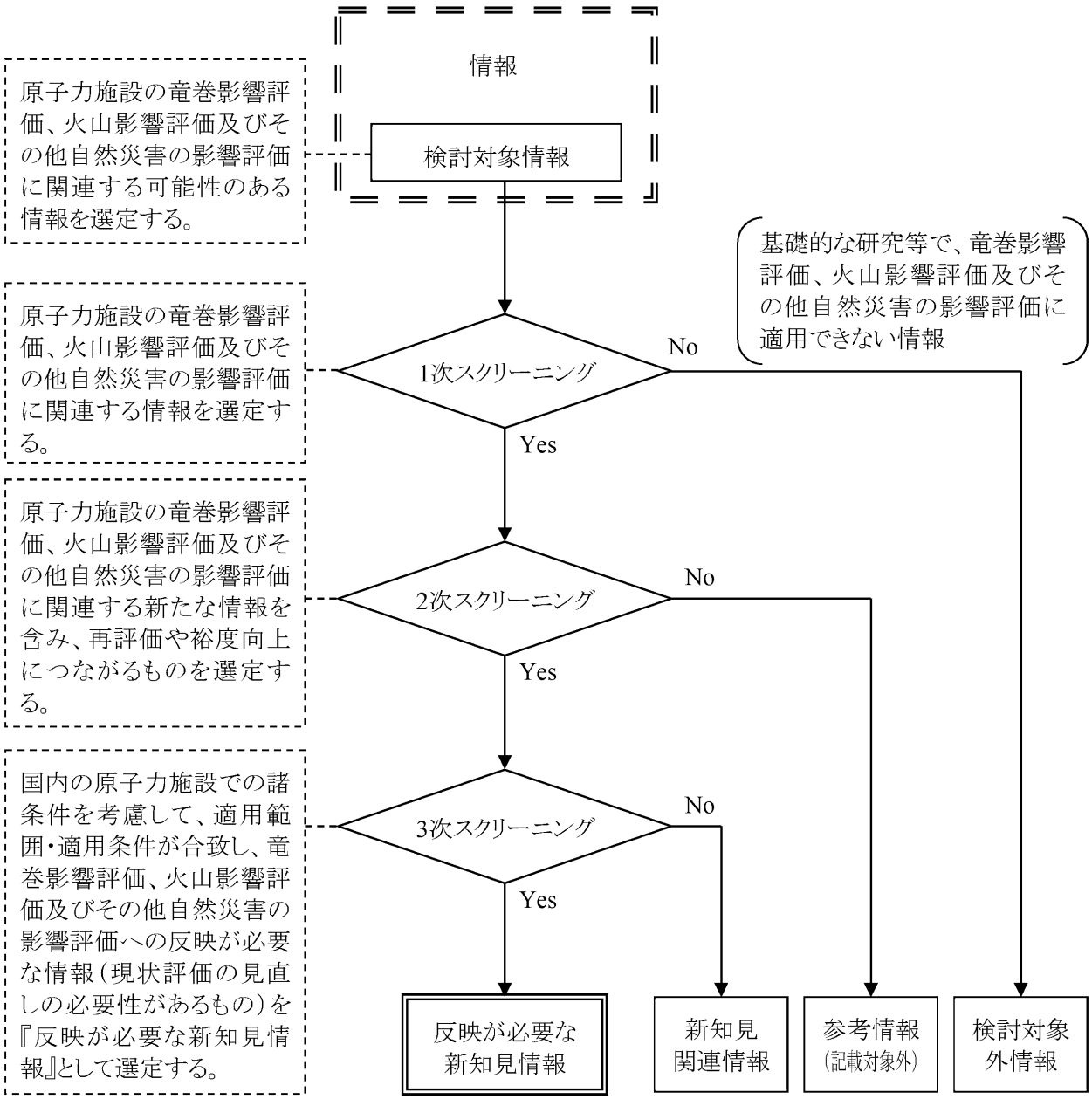
【STEP3】　評価対象の新知見情報とする情報
・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

【STEP4】　参考情報とする情報
・今後の研究動向等によっては、プラントの安全性、信頼性向上につながりうる情報。
（次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。）

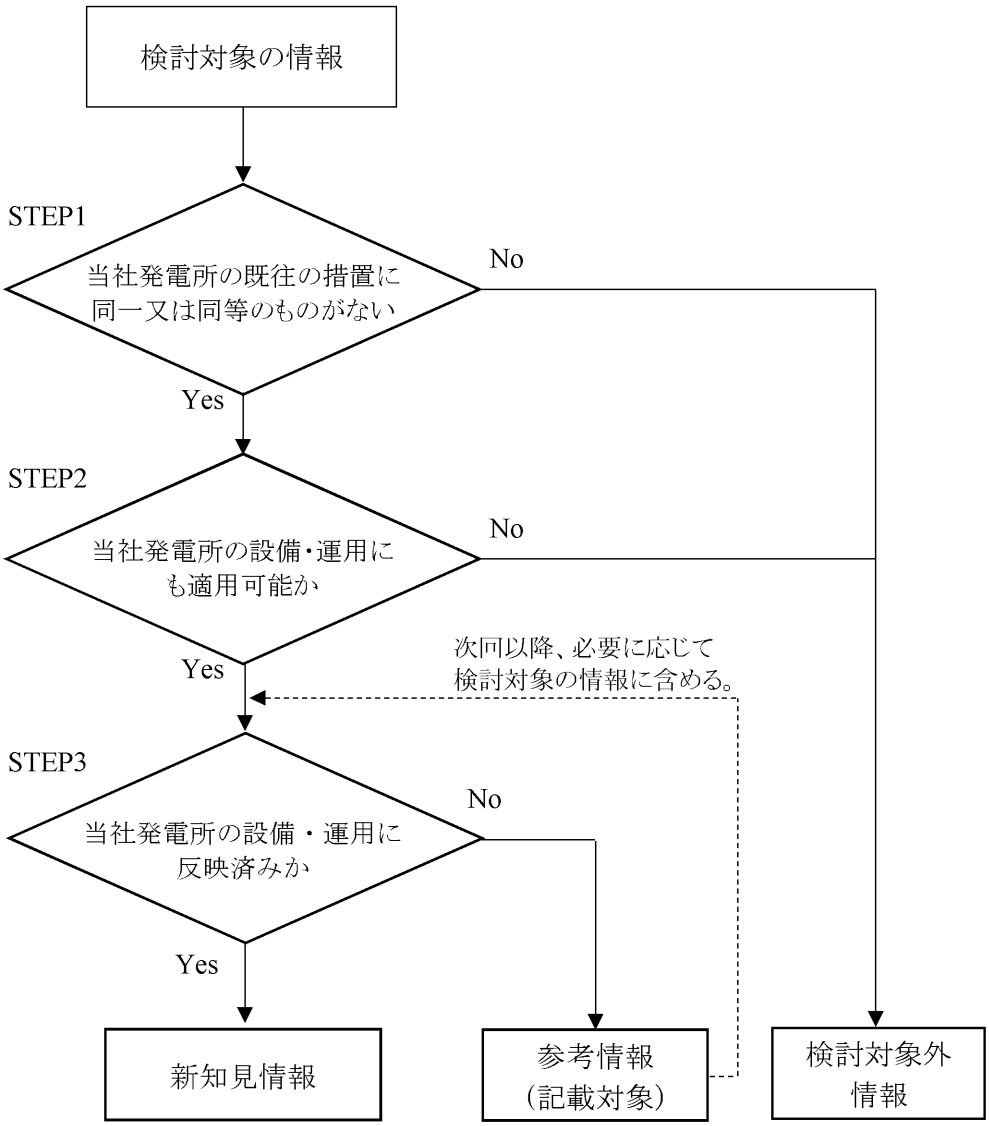
第2.2.2-5図　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法



第2.2.2-6図　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法（1/2）（地震、津波）



第2.2.2-6図　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法（2/2）（竜巻、火山その他自然災害）



【STEP1】
検討対象の措置と同一又は同等の内容の措置が、当社で実施されていないものを抽出する。

【STEP2】
当社発電所の設備・運用に、環境・物理的（配置等）条件・組織体制等を考慮しても適用可能かつ有効なものを抽出する。

【STEP3】
当社発電所の設備・運用に反映済みであるもの（具体的な反映の見通しがあるもの）を新知見情報として抽出する。
それ以外のものについては、参考情報として整理し、次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。

第2.2.2-7図　国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置の整理、分類方法

2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査

今回の安全性向上評価届出において、評価を実施するうえで必要な情報について机上情報の補足を必要とするものはなく、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。）は実施していない。

2.3 安全性向上計画

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

第 2.3-1 表　保安活動により抽出された追加措置

No	保安活動	追加措置	計画概要
1	施設管理	一相開放故障対策工事	220kV 予備変圧器系統へ一相開放故障事象を検知する装置を設置する。
2	施設管理	2 次系制御盤更新工事	設備の信頼性向上の観点から、最新のデジタル設備へ取替える。
3	施設管理	2 次系警報監視盤更新工事	設備の信頼性向上の観点から、最新のデジタル設備へ取替える。
4	施設管理	2 次系空気式制御装置の電気式化工事	設備の信頼性向上の観点から、電気式設備へ取替える。
5	施設管理	蒸気タービン更新工事	経年劣化に対する予防保全等として、蒸気タービンの更新を実施する。
6	緊急時の措置	敷地地下深部の地下構造把握に資する調査及び地震計の設置	玄海原子力発電所敷地の地下深部の地下構造モデルの精度向上を図るため、2,000m 程度の大深度ボーリング、物理探査及びボーリング孔内への地震計設置を実施する。

2.4 追加措置の内容

2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置

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

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置

No	追加措置の概要	運用方針	期待される効果
1	一相開放故障 対策工事	変更なし	現状、運転員の計器監視および巡視点検により発見していた一相開放故障事象が、自動検知システムの設置により、即時の警報発信が可能となり、早く確実な検知が行えるようになる。
2	2次系制御盤 更新工事	変更なし	2次系制御盤を最新のデジタル機種へ変更することで、当該盤の信頼性が向上する。
3	2次系警報監視盤 更新工事	変更なし	2次系警報監視盤を最新のデジタル機種へ変更することで、当該盤の信頼性が向上する。
4	2次系空気式制御装置の電気式化工事	変更なし	2次系空気式制御装置を最新の電気式設備へ変更することで、当該装置の信頼性が向上する。
5	蒸気タービン 更新工事	変更なし	蒸気タービンを最新の設計に変更することで、当該設備の信頼性が向上する。
6	敷地地下深部の地下構造把握に資する調査及び地震計の設置	変更なし	地下深部の地下構造モデルの精度向上に必要な地盤物性（速度構造、減衰）、地下深部から地表までの地震波の伝播特性を把握することにより、地震動評価に関する信頼性向上が期待できる。

2.4.2 体制における追加措置

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

2.5 外部評価の結果

2.5.1 外部有識者による評価

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

2.5.1.1 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会

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

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

委員長　野口　和彦（横浜国立大学　リスク共生社会創造センター　客員教授）

委　員※　出光　一哉（東北大学　金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター　特任教授）

髙田　孝　（東京大学大学院　工学系研究科　原子力国際専攻　教授）

天日　美薫（博士（理学）、一般財団法人　九州環境管理協会　技術部長）

藤本　望　（九州大学大学院　工学研究院　教授）

松田　尚樹（長崎大学　名誉教授）

※ 五十音順

2.5.1.2 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価

2024 年 7 月 9 日に開催した原子力に係る安全性・信頼性向上委員会において、安全性向上評価の骨子について説明し、以下のご意見、ご助言を受けた。

(1) 第 4 章「安全性に関する短所」に、「第 1 章から第 3 章までの評価結果から、安全性に関する短所として抽出されたものはなかった。」と記載があるが、どこか問題があるはずだという目線で短所を探すことも、安全性向上を行う取組みに関して、慢心をしないという点で重要。

また、安全性向上評価届出書の説明性を向上させるために有益な多数のご助言を頂いた。

2.5.1.3 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価を踏まえた対応等

2024 年 7 月 9 日に開催いた原子力に係る安全性・信頼性向上委員会において受けた前項のご意見、ご助言について、以下の通り対応する。

(1) 第 2 章にて保安活動の実施状況を調査し、改善活動が定着して継続的な見直しが行われていることが確認できたことに加え、実績指標の推移は安定しており、各保安活動を行う仕組みが有効であったことから、当社の安全性に関する短所と見られる傾向はないことを踏まえ、「短所はなかった」と評価した。一方で、社外とのコミュニケーションの観点から、当社の安全性向上への取組みにおいて積極性に欠けると誤解される恐れがあるため、短所はないだけではなく、当社の安全性向上に対する取り組みが明示できるよう記載の見直しを図る。また、今後とも、更なる安全性向上に向け、短所を積極的に見出すよう心掛け、改善に努めていく。

2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー

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