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- 11

2.2.1.2 運転管理 …… 2.2.1- 32

2.2.1.3 施設管理 …… 2.2.1- 40

2.2.1.4 燃料管理 …… 2.2.1- 60

2.2.1.5 放射線管理 …… 2.2.1- 66

2.2.1.6 放射性廃棄物管理 …… 2.2.1- 74

2.2.1.7 緊急時の措置 …… 2.2.1- 79

2.2.1.8 安全文化の醸成活動 …… 2.2.1-104

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備 …… 2.2.1-113

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　1.3　保安規定に関する事項」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。

２０２５年６月２６日
九州電力株式会社
代表取締役 社長執行役員
西山　勝



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、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）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。）、（一社）原子力安全推進協会（以下「JANSI」という。）、（一社）原子力エネルギー協議会※（以下「ATENA」という。）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。

※：2026年4月1日に一般社団法人化した。

（2） 安全性向上評価の実施体制

川内原子力発電所第1号機（以下「川内1号機」という。）及び川内原子力発電所第2号機（以下「川内2号機」という。）に関する安全性向上評価の実施体制を第2.1.3-3図に示す。総括責任者である原子力発電本部安全・品質保証部長の指示により、土木建築本部原子力土木建築部門を含む本店の各部門及び川内原子力発電所が、QMSに定める責任及び権限に基づき担当業務の調査及び評価を実施する。これらを安全・品質保証部門で取りまとめ、安全・品質保証部長を委員長とする安全性向上総合評定委員会において審議し、総合的な評定及び安全性向上計画を策定する。

更なる安全性向上に外部有識者の視点を活かすことを目的として、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て受ける。

（3） 2025年7月川内原子力発電所　組織改正について

a. 組織改正の概要

当社は2007年7月から各組織において「部＋グループ制」を逐次導入しているが、川内原子力発電所においては、新規制基準適合の大型工事等に適切に対応するため、課制を維持することとしていた。

今回、大型工事や運用の変更等に一定程度目途がついたことから、運営面から更なる安全性向上を図るため、2025年7月1日より「部＋グループ制」を導入した。また、「部」の設置に伴い、俯瞰的な立場で各部の業務を横断的に確認し、原子力発電所長（以下「所長」という。）を補佐する役割を担う「副所長」を新たに設置した。

さらに、高経年化対策を確実に進めるため、新たに高経年化を担当する役職及び部署を設置した。

本届出書の「第2章　安全性の向上のため自主的に講じた措置」における「2.2.1　保安活動の実施状況」の各保安活動の改善状況については、2025年6月30日以前は課（室、センター）にて記載している。なお、組織改正前後の組織の比較は第2.1.3-1表にて示す。

b. 部設置の目的

従来どおり、発電所の保安に関する重要な部分については所長が意思決定を行う。これに加え、安全性の観点からより細部まで目を配り、業務の軽重に応じた合理的な意思決定を行う体制を整えるため、「部」を設置した。

c. グループ制導入の目的

課制の場合、職務等に応じて固定的に業務を分担し、「担当者→副長→課長」という流れで業務を行う仕組みとなっており、複数の管理階層で業務を実施していた。

グループ制の場合、グループ長の裁量で「担当者→グループ長」という流れで業務を行うことができる仕組みとなっており、業務の軽重に応じた柔軟かつ合理的な管理階層で業務を実施できることから、グループ制を導入した。

（4） 安全性向上のプロセス

a. 安全性向上のための継続的取組みに係るプロセス

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

QMSプロセスの順序及び相互関係を添付資料「原子炉施設保安規定」に示す。

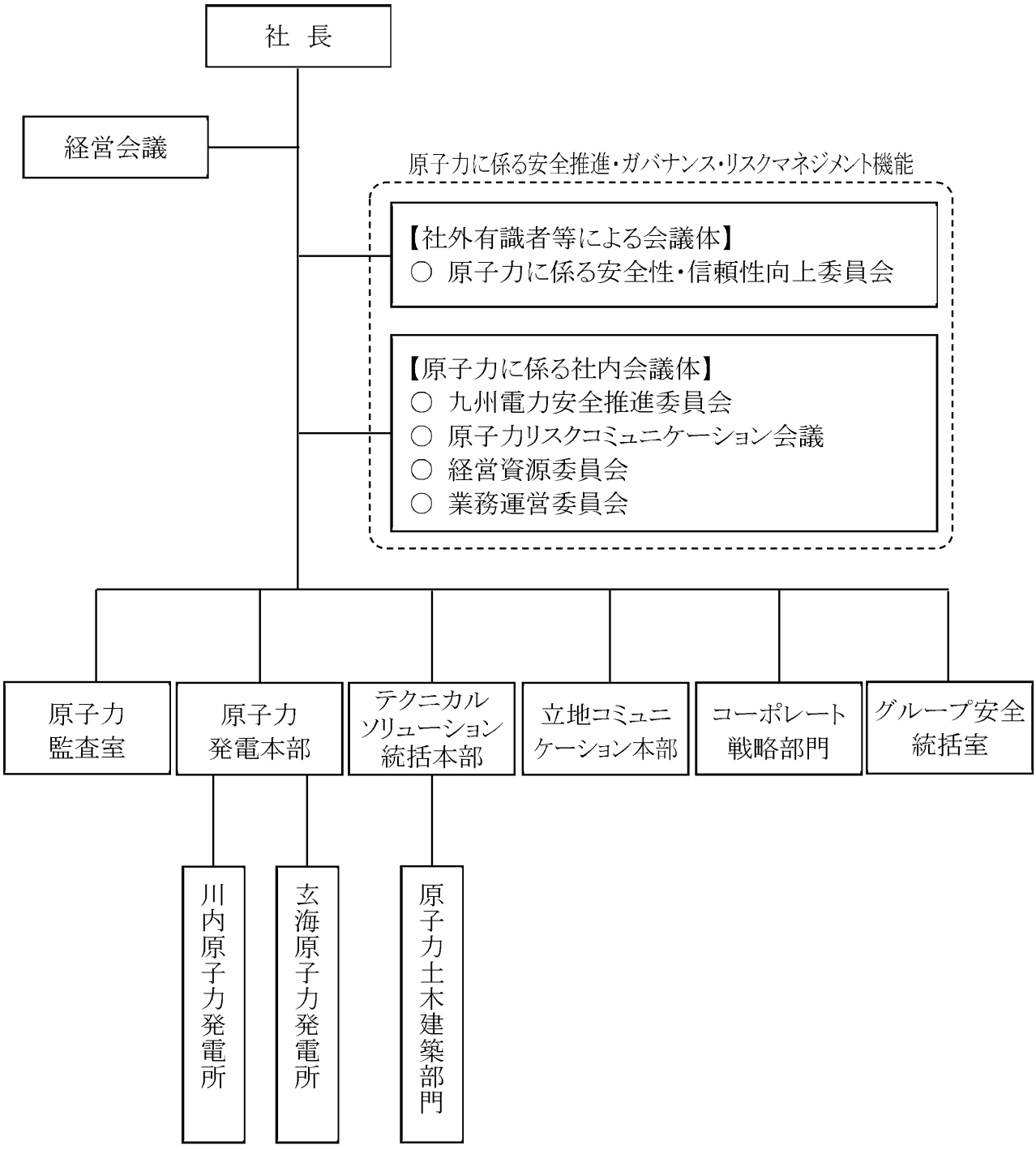
b. 安全性向上評価のプロセス

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。

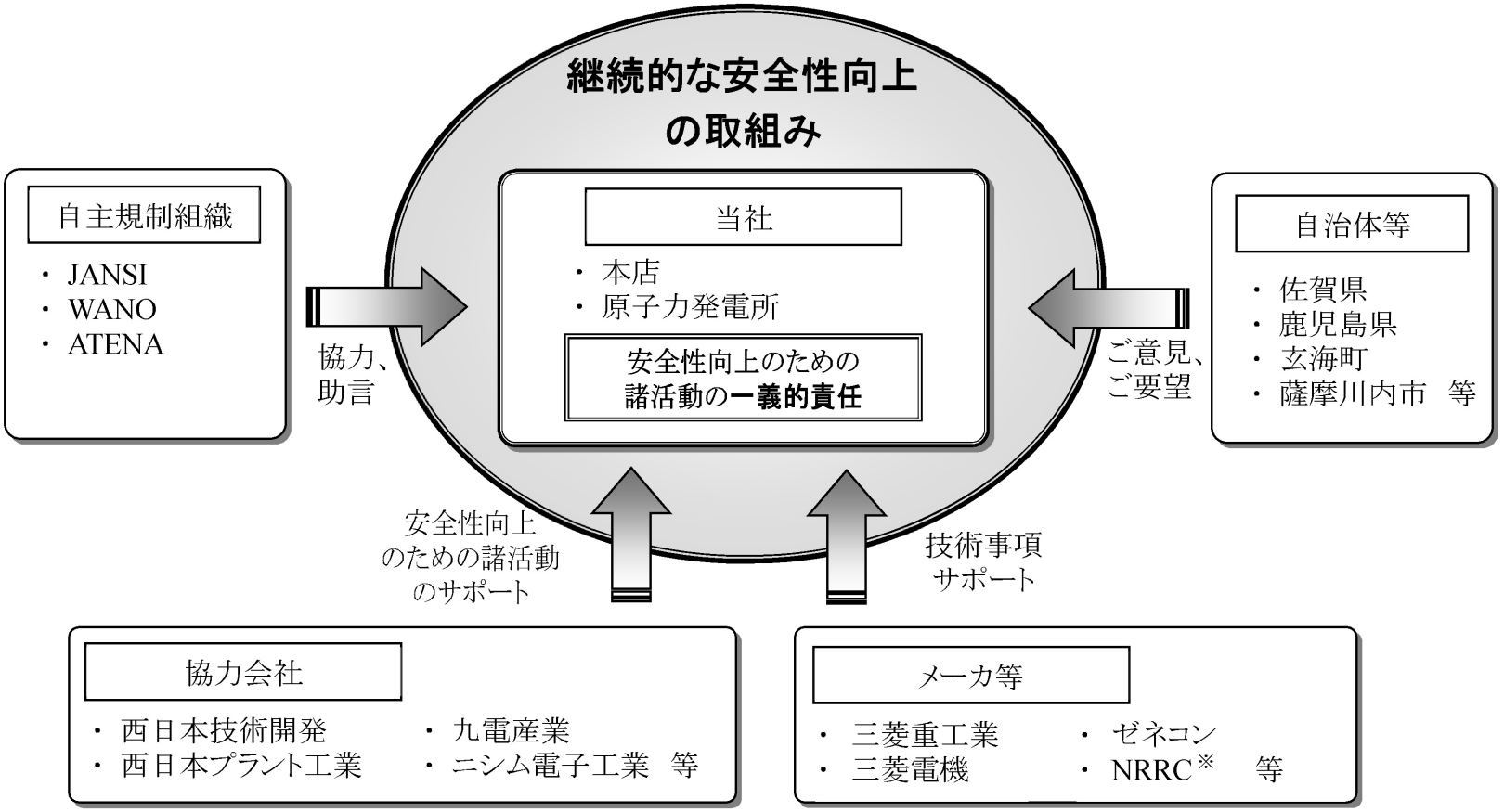
なお、安全性向上評価の評価項目は、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について」(令和7年5月27日付け原規規発第2505273号、原子力規制委員会決定)に従った。

第2.1.3-1表　組織改正前後対照表

組織改正前 （～2025.6.30）	組織改正後 （2025.7.1～）		備考
技術課	運営統括部	技術運営グループ	※1：高経年化に対し設備の改良や更新の計画を担う。 ※2：安全品質保証統括室にて実施していた「原子炉施設の事業者検査等に関する業務」については、効率的な検査業務を行うため、設備に対する知見を有した経年対策・保全グループ、土木グループ又は建築グループが担う。
防災課		防災管理グループ	
防護管理課		防護管理グループ	
安全管理課		放射線安全管理グループ	
発電課	運転管理部	運転管理グループ	
保修課	保修部	経年対策・保全グループ※1※2	
		機械保修グループ	
		電気計装保修グループ	
総務課	総務部	総務グループ	
土木建築課	土木建築部	土木グループ※2	
		建築グループ※2	
安全品質保証統括室※2	安全品質保証統括室	保安統括グループ	
		品質保証グループ	
		リスク管理グループ	
原子力訓練センター	原子力訓練センター	教育訓練グループ	

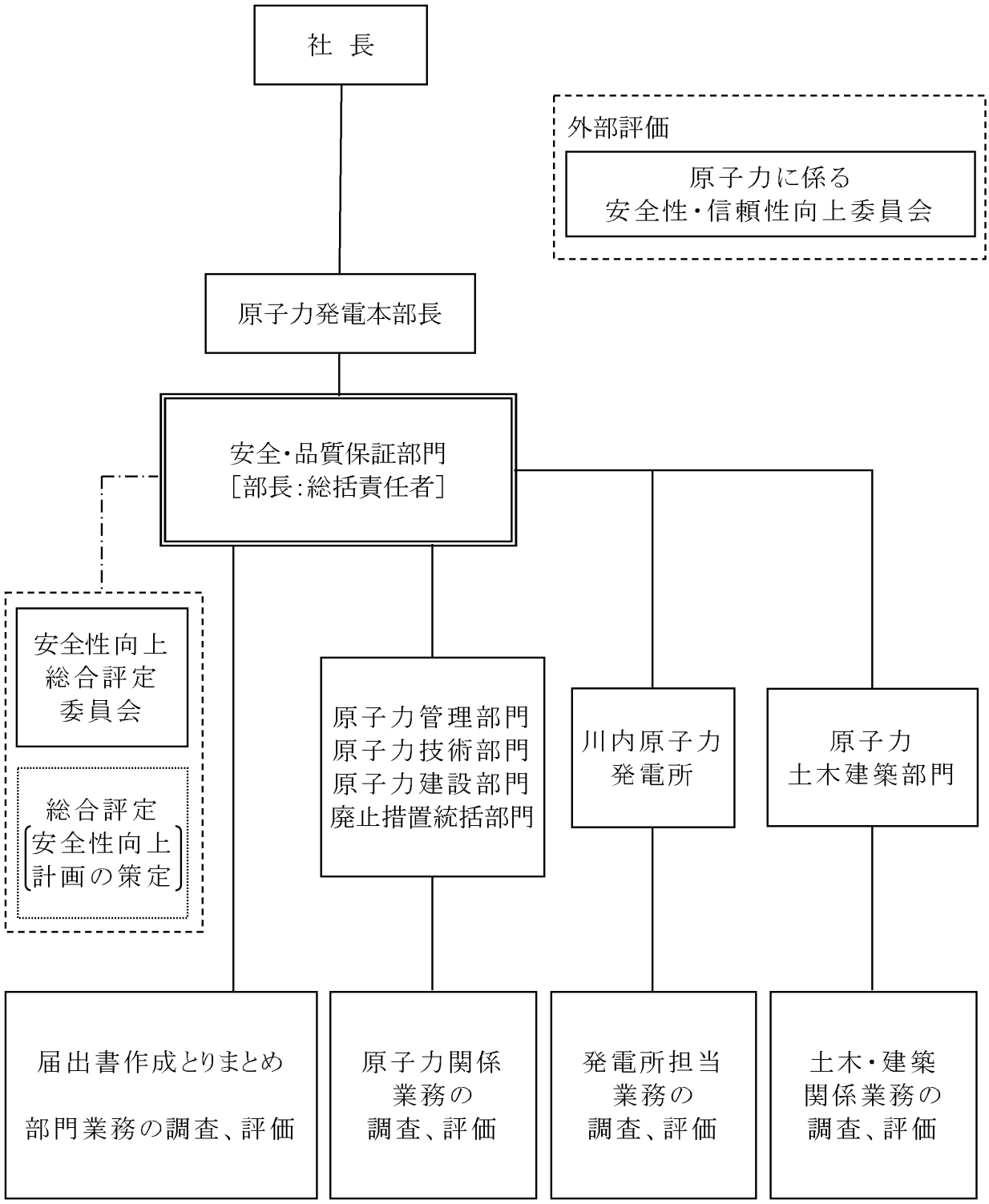


第2.1.3-1図　自主的・継続的な安全性向上への取組み体制



※：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

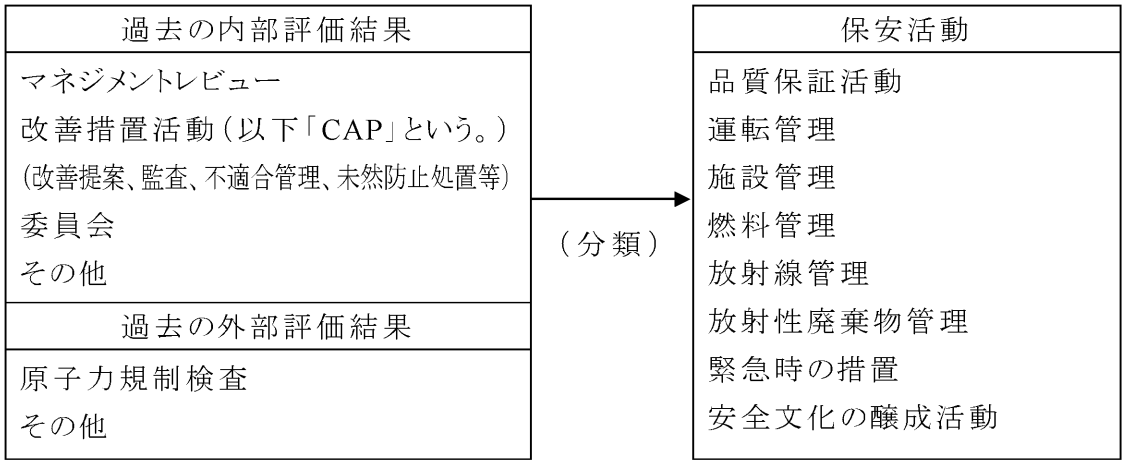
保安活動の実施状況について、川内1号機は第28回定期事業者検査終了日の翌日（2024年9月26日）から評価時点となる川内2号機第28回定期事業者検査終了日（2026年4月28日）まで、川内2号機は第27回定期事業者検査終了日の翌日（2024年12月26日）から評価時点となる川内2号機第28回定期事業者検査終了日（2026年4月28日）までの期間（以下「調査期間」という。）を対象に、改善活動の結果及び実績指標の結果を保安活動ごとに整理し、保安活動の有効性を確認する。

a. 改善活動の調査方法

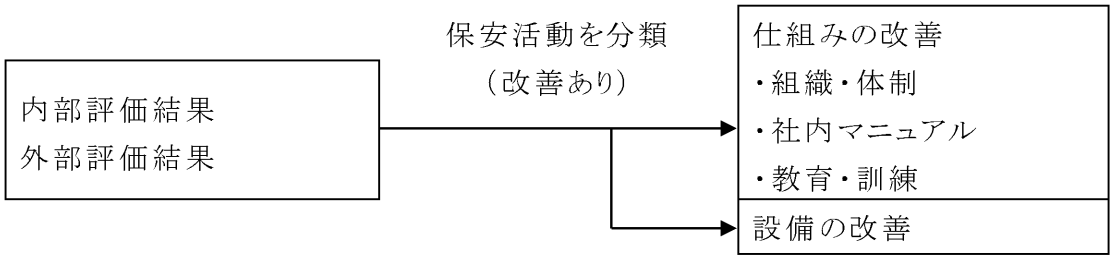
川内1、2号機に関する改善活動については、当社が過去に実施した内部評価結果及び過去に外部評価機関等から受けた外部評価結果を調査し、保安活動の仕組み（組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練）の改善又は設備の改善に分類し、保安活動ごとに整理を行い、有効性を評価する。

(a) 改善活動の整理

川内1、2号機に関して、当社が過去に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を調査し、各評価結果がどの保安活動に該当するかを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の改善又は設備の改善のどの改善に該当するかを分類する。



(b) 改善活動の有効性評価

改善活動が保安活動に定着していること及び継続的な見直しが行われていること等を考慮し、保安活動ごとの改善状況を評価する。

b. 実績指標の調査方法

（a） 実績指標の調査範囲

保安活動ごとに選定された実績指標について調査を行う。

実績指標のうち、発電所のパフォーマンスに関する実績指標及びその傾向分析を第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 状態報告（以下「CR」という。）の類似性・頻発性の評価結果の深掘りが行われ、分析結果から新たな対策を行うべき事象が特定されているか、また、新たに特定された事象に対し、適切に対応され、必要に応じて改善活動が実施されているか

ロ パフォーマンスの改善余地・劣化傾向はないか

ハ 改善余地・劣化傾向がある場合は、適切に対応され、必要に応じて改善活動が実施されているか

第2.2.1-1表　パフォーマンスに関する実績指標及びその傾向分析（1/7）

保安活動	パフォーマンスに関する実績指標	号機	目標値、しきい値（2024年度）	2024年度 第2四半期	2024年度 第3四半期	2024年度 第4四半期	目標値、しきい値（2025年度）	2025年度 第1四半期	2025年度 第2四半期	2025年度 第3四半期	2025年度 第4四半期
品質保証活動	状態報告（CR）件数	1、2	300件以上	432	396	352	200件以上	380	266	285	324
	品質に影響を及ぼす状態（CAQ）の件数	1、2	—（傾向分析を実施）	3	0	1	—（傾向分析を実施）	1	4	0	2
	状態報告（CR）のうちプラント設備の監視や巡視による異常兆候の早期発見の件数	1	—（傾向分析を実施）	159	157	112	—（傾向分析を実施）	157	84	90	167
		2		48	57	93		94	37	27	44
	状態報告（CR）のうち作業安全に関する件数	1、2	—（傾向分析を実施）	45	42	24	—（傾向分析を実施）	29	28	40	12
	ヒューマンエラー発生割合	1、2	—（傾向分析を実施）	0.14	0.10	0.05	—（傾向分析を実施）	0.09	0.19	0.22	0.08
	ヒューマンパフォーマンス事象発生率	1、2	—（傾向分析を実施）	0.08	0.10	0.04	—（傾向分析を実施）	0.10	0.12	0.14	0.13
運転管理	ユニット稼働率（年度）	1	76%以上	78.62			79%以上	81.39			
		2	76%以上	78.35			80%以上	81.81			
	外部電源の故障件数※1	1	0件	0	0	0	0件	0	—	—	—
		2		0	0	0		0	—	—	—
	消火設備の故障件数	1、2	—（傾向分析を実施）	47	49	59	—（傾向分析を実施）	62	20	16	7
	緩和系機器の故障件数※2	1	0件	0	0	0	0件	0	—	—	—
		2		0	0	0		0	—	—	—
	原子炉格納容器の故障件数	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	原子炉停止系等の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）※2	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	ECCS系、SFP系等の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）※2	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	非常用ガス処理系、格納容器冷却系等の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）※2	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	非常用電源（DG）の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）※2	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	外部電源の運転上の制限逸脱件数※1	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	安全系の使用不能時間割合（高圧注入系、補助給水系、低圧注入系、非常用交流電源、原子炉補機冷却水系・海水系）	1	0%	0	0	0	0%	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	原子炉格納容器（CV）サンプポンプ起動頻度	1	【単位：回/日】 法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性： 0.11≦PI 傾向に変化あり： 0.072≦PI<0.11 通常範囲：PI<0.072	7月 — 10月 0.03 1月 0.00 8月 0.00 11月 0.03 2月 0.04 9月 0.03 12月 0.03 3月 0.00			【単位：回/日】 法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性： 0.11≦PI 傾向に変化あり： 0.072≦PI<0.11 通常範囲：PI<0.072	4月 0.00 7月 0.03 10月 0.00 1月 0.00 5月 0.03 8月 0.03 11月 — 2月 0.00 6月 0.00 9月 0.03 12月 0.00 3月 0.00			
		2		7月 0.00 10月 — 1月 0.00 8月 0.03 11月 0.00 2月 0.00 9月 0.00 12月 0.00 3月 0.00				4月 0.03 7月 0.03 10月 0.00 1月 0.00 5月 0.00 8月 0.03 11月 0.03 2月 — 6月 0.00 9月 0.03 12月 0.03 3月 0.00			
	格納容器の通常ベント頻度	1	法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性： 20回＜PI 傾向に変化あり： 16回＜PI≦20回 通常範囲：PI≦16回	4	13	13	法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性： 20回＜PI 傾向に変化あり： 16回＜PI≦20回 通常範囲：PI≦16回	13	13	4	13
		2		11	4	13		13	13	12	4
	強制損失率	1	0%	0	0	0	0%	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	計画外損失稼働率	1	0%	0	0	0	0%	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	配電関連損失率	1	0%	0	0	0	0%	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	7,000臨界時間当たりの計画外出力変化回数	1	法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性： 2回以上 傾向に変化あり： 1回以上～2回未満 通常範囲：1回未満	0	0	0	法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性： 2回以上 傾向に変化あり： 1回以上～2回未満 通常範囲：1回未満	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0

目標値／しきい値
：改善余地・劣化傾向あり／法令要求事項等超過
：目標値未達成／劣化傾向の可能性
：—／傾向に変化あり・通常範囲
—　：記録なし

PI項目の整理に伴い、2025年度第2四半期以降、以下のとおり、類似したPIにて統合的に評価を実施（以下、本表において同じ。）
※1：外部電源の故障件数→外部電源の運転上の制限逸脱件数
※2：緩和系機器の故障件数→原子炉停止系等の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）
ECCS系、SFP系等の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）
非常用ガス処理系、格納容器冷却系等の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）
非常用電源（DG）の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）

第2.2.1-1表　パフォーマンスに関する実績指標及びその傾向分析（2/7）

保安活動	パフォーマンスに関する実績指標	号機	目標値、しきい値（2024年度）	2024年度 第2四半期	2024年度 第3四半期	2024年度 第4四半期	目標値、しきい値（2025年度）	2025年度 第1四半期	2025年度 第2四半期	2025年度 第3四半期	2025年度 第4四半期
運転管理	7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	1	1回未満	0	0	0	1回未満	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数	1	0回	0	0	0	0回	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	7,000臨界時間当たりの計画外自動スクラム	1	1件未満	0	0	0	1件未満	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	管理区域内の規定外の可燃物保管管理状況	1	法令要求事項等超過：― 劣化傾向の可能性： 5件≦PI 傾向に変化あり： 3件≦PI＜5件 通常範囲：PI＜3件	0	0	0	法令要求事項等超過：― 劣化傾向の可能性： 5件≦PI 傾向に変化あり： 3件≦PI＜5件 通常範囲：PI＜3件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	工学的安全施設の計画外作動回数	1	0回	0	0	0	0回	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	「警報装置から発せられた警報」の回数（予期せぬ警報に限る）	1	0回	0	0	0	0回	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	未然防止処置実施割合（水平展開「要」判断の実施）	1、2	― （傾向分析を実施）	94	89	90	― （傾向分析を実施）	93	93	92	92
	格納容器内への原子炉冷却材漏えい率	1	0%	7月 ―	10月 0	1月 0	0%	4月 0	7月 0	10月 0	1月 0
				8月 0	11月 0	2月 0		5月 0	8月 0	11月 ―	2月 0
				9月 0	12月 0	3月 0		6月 0	9月 0	12月 0	3月 0
		2		7月 0	10月 ―	1月 0		4月 0	7月 0	10月 0	1月 0
				8月 0	11月 0	2月 0		5月 0	8月 0	11月 0	2月 ―
				9月 0	12月 0	3月 0		6月 0	9月 0	12月 0	3月 0
施設管理	格納容器漏えい率	1	（A種、B種、C種共通） 0.04%/day以下	1.30×10^{-2}	―	―	（A種、B種、C種共通） 0.04%/day以下	―	―	2.69×10^{-3}	―
		2		―	1.50×10^{-2}	―		―	―	―	3.17×10^{-3}
	格納容器内への原子炉冷却材漏えい率	1	0%	7月 ―	10月 0	1月 0	0%	4月 0	7月 0	10月 0	1月 0
				8月 0	11月 0	2月 0		5月 0	8月 0	11月 ―	2月 0
				9月 0	12月 0	3月 0		6月 0	9月 0	12月 0	3月 0
		2		7月 0	10月 ―	1月 0		4月 0	7月 0	10月 0	1月 0
				8月 0	11月 0	2月 0		5月 0	8月 0	11月 0	2月 ―
				9月 0	12月 0	3月 0		6月 0	9月 0	12月 0	3月 0
	安全系の性能 SP1：高圧注入系	1	80時間未満/系統必要時間（総利用不能時間：240時間未満）	0	0	0	80時間未満/系統必要時間（総利用不能時間：240時間未満）	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	安全系の性能 SP2：補助給水系	1	80時間未満/系統必要時間（総利用不能時間：240時間未満）	0	0	0	80時間未満/系統必要時間（総利用不能時間：240時間未満）	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	安全系の性能 SP5：ディーゼル発電機	1、2	120時間未満/系統必要時間（総利用不能時間：240時間未満）	0	0	0	120時間未満/系統必要時間（総利用不能時間：240時間未満）	0	0	0	0
	予防可能故障（MPFF）回数	1	1回未満	0	0	0	1回未満	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	化学パフォーマンス	1	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
		2		1.00	1.00	1.00		1.00	1.00	1.00	1.00
	状態報告（CR）件数	1、2	300件以上	432	396	352	200件以上	380	266	285	324
	外部電源の故障件数※1	1	0件	0	0	0	0件	0	―	―	―
		2		0	0	0		0	―	―	―
	消火設備の故障件数	1、2	― （傾向分析を実施）	47	49	59	― （傾向分析を実施）	62	20	16	7
	緩和系機器の故障件数※2	1	0件	0	0	0	0件	0	―	―	―
		2		0	0	0		0	―	―	―
	原子炉格納容器の故障件数	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0

目標値／しきい値

:改善余地・劣化傾向あり／法令要求事項等超過

:目標値未達成／劣化傾向の可能性

:―／傾向に変化あり・通常範囲

― :記録なし

第2.2.1-1表　パフォーマンスに関する実績指標及びその傾向分析（3/7）

保安活動	パフォーマンスに関する実績指標	号機	目標値、しきい値（2024年度）	2024年度 第2四半期	2024年度 第3四半期	2024年度 第4四半期	目標値、しきい値（2025年度）	2025年度 第1四半期	2025年度 第2四半期	2025年度 第3四半期	2025年度 第4四半期
施設管理	原子炉停止系等の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）※2	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	ECCS系、SFP系等の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）※2	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	非常用ガス処理系、格納容器冷却系等の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）※2	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	非常用電源（DG）の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）※2	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	外部電源の運転上の制限逸脱件数※1	1	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	異物管理状況	1	—（傾向分析を実施）	0	0	0	—（傾向分析を実施）	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	計画外の保修作業件数（重大事故等対処設備（SA設備）に係るものに限る）	1	—（傾向分析を実施）	0	0	0	—（傾向分析を実施）	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	計画外の保修作業のやり直し件数（重大事故等対処設備（SA設備）に係るものに限る）	1	—（傾向分析を実施）	0	0	0	—（傾向分析を実施）	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	計画外の保修作業件数（外部電源の動作に影響を与えるものに限る）	1	—（傾向分析を実施）	0	0	0	—（傾向分析を実施）	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	計画外の保修作業のやり直し件数（外部電源の動作に影響を与えるものに限る）	1	—（傾向分析を実施）	0	0	0	—（傾向分析を実施）	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	計画外の保修作業件数（安全系に係るものに限る）	1	—（傾向分析を実施）	0	0	0	—（傾向分析を実施）	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	計画外の保修作業のやり直し件数（安全系に係るものに限る）	1	—（傾向分析を実施）	0	0	0	—（傾向分析を実施）	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	計画された保修作業以外の保修作業件数（年度）	1、2	法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性：600件以上 傾向に変化あり：350件以上～600件未満 通常範囲：350件未満	203			法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性：600件以上 傾向に変化あり：350件以上～600件未満 通常範囲：350件未満	137			
	非待機（UA）時間	1	1回未満	0	0	0	1回未満	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	安全系の使用不能時間割合（高圧注入系、補助給水系、低圧注入系、非常用交流電源、原子炉補機冷却水系・海水系）	1	0%	0	0	0	0%	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	原子炉格納容器（CV）サンプポンプ起動頻度	1	【単位：回/日】 法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性：0.11≦PI 傾向に変化あり：0.072≦PI＜0.11 通常範囲：PI＜0.072	7月 — 10月 0.03 1月 0.00 8月 0.00 11月 0.03 2月 0.04 9月 0.03 12月 0.03 3月 0.00			【単位：回/日】 法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性：0.11≦PI 傾向に変化あり：0.072≦PI＜0.11 通常範囲：PI＜0.072	4月 0.00 7月 0.03 10月 0.00 1月 0.00 5月 0.03 8月 0.03 11月 — 2月 0.00 6月 0.00 9月 0.03 12月 0.00 3月 0.00			
		2		7月 0.00 10月 — 1月 0.00 8月 0.03 11月 0.00 2月 0.00 9月 0.00 12月 0.00 3月 0.00				4月 0.03 7月 0.03 10月 0.00 1月 0.00 5月 0.00 8月 0.03 11月 0.03 2月 — 6月 0.00 9月 0.03 12月 0.03 3月 0.00			
	格納容器の通常ベント頻度	1	法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性：20回＜PI 傾向に変化あり：16回＜PI≦20回 通常範囲：PI≦16回	4	13	13	法令要求事項等超過：— 劣化傾向の可能性：20回＜PI 傾向に変化あり：16回＜PI≦20回 通常範囲：PI≦16回	13	13	4	13
		2		11	4	13		13	13	12	4
	火災件数	1	1件以下	0	0	0	1件以下	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0
	公設消防指摘事項への対応残件数（年度）	1	0件	0			0件	0			
		2		0				0			
燃料管理	原子炉冷却材中のよう素131濃度	1	0.059%未満	7月 — 10月 0.001 1月 0.001 8月 0.001 11月 0.001 2月 0.001 9月 0.001 12月 0.001 3月 0.001			0.059%未満	4月 0.001 7月 0.001 10月 0.001 1月 0.001 5月 0.001 8月 0.001 11月 — 2月 0.001 6月 0.001 9月 0.001 12月 0.001 3月 0.001			
		2		7月 0.001 10月 — 1月 0.001 8月 0.001 11月 0.001 2月 0.001 9月 0.001 12月 0.001 3月 0.001				4月 0.001 7月 0.001 10月 0.001 1月 0.001 5月 0.001 8月 0.001 11月 0.001 2月 — 6月 0.001 9月 0.001 12月 0.001 3月 0.001			
	燃料の信頼性（FRIp）	1	1.09×10^{-3}μCi/g以下	2.68×10^{-6}	2.62×10^{-6}	2.72×10^{-6}	1.09×10^{-3}μCi/g以下	3.24×10^{-6}	3.24×10^{-6}	3.54×10^{-6}	2.15×10^{-6}
		2		5.50×10^{-6}	3.54×10^{-6}	3.54×10^{-6}		3.64×10^{-6}	3.84×10^{-6}	3.84×10^{-6}	4.12×10^{-6}
	リーク燃料体数	1	0体	0	0	0	0体	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0

目標値／しきい値

：改善余地・劣化傾向あり／法令要求事項等超過

：目標値未達成／劣化傾向の可能性

：—／傾向に変化あり・通常範囲

—　：記録なし

第2.2.1-1表　パフォーマンスに関する実績指標及びその傾向分析(4/7)

保安活動	パフォーマンスに関する実績指標	号機	目標値、しきい値(2024年度)	2024年度 第2四半期	2024年度 第3四半期	2024年度 第4四半期	目標値、しきい値(2025年度)	2025年度 第1四半期	2025年度 第2四半期	2025年度 第3四半期	2025年度 第4四半期
放射線管理	被ばく線量が線量限度を超えた件数(年度)	1	0件	0			0件	0			
		2		0				0			
	事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超えた計画外の被ばく発生件数(年度)	1	0件	0			0件	0			
		2		0				0			
	内部被ばくの記録レベル超過件数	1、2	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
	個人最大放射線量(年度)	1、2	【単位:mSv】 法令要求事項等超過: 50以上 劣化傾向の可能性: 50未満～20以上 傾向に変化あり: 20未満～18以上 通常範囲:18未満	5.2			【単位:mSv】 法令要求事項等超過: 50以上 劣化傾向の可能性: 50未満～20以上 傾向に変化あり: 20未満～18以上 通常範囲:18未満	6.6			
	一日の計画線量(1mSv)超過件数	1、2	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
	計画外汚染発生件数	1、2	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
	集積被ばく線量(年度)	1	【単位:人・Sv】 法令要求事項等超過: 1.07以上 劣化傾向の可能性: 1.07未満～0.38以上 傾向に変化あり: 0.38未満～0.35以上 通常範囲:0.35未満	0.320			【単位:人・Sv】 法令要求事項等超過: 1.07以上 劣化傾向の可能性: 1.07未満～0.40以上 傾向に変化あり: 0.40未満～0.36以上 通常範囲:0.36未満	0.457			
		2		0.320				0.457			
	放射線防護に係る不適合件数	1、2	0件	0	0	0	0件	0	0	0	0
	退域時の有意な汚染の検出件数	1、2	法令要求事項等超過:— 劣化傾向の可能性: 4件以上(第1四半期) 8件以上(第2四半期) 12件以上(第3四半期) 13件以上(第4四半期) 傾向に変化あり: 4件未満～4件以上(第1四半期) 8件未満～7件以上(第2四半期) 12件未満～11件以上(第3四半期) 13件未満～12件以上(第4四半期) 通常範囲: 4件未満(第1四半期) 7件未満(第2四半期) 11件未満(第3四半期) 12件未満(第4四半期)	11	11	12	法令要求事項等超過:— 劣化傾向の可能性: 2件以上(第1四半期) 2件以上(第2四半期) 3件以上(第3四半期) 4件以上(第4四半期) 傾向に変化あり: —(第1四半期) —(第2四半期) 3件未満～2件以上(第3四半期) 4件未満～3件以上(第4四半期) 通常範囲: —(第1四半期) —(第2四半期) 2件未満(第3四半期) 3件未満(第4四半期)	1	0	1	1

目標値／しきい値

:改善余地・劣化傾向あり／法令要求事項等超過

:目標値未達成／劣化傾向の可能性

:—／傾向に変化あり・通常範囲

—　:記録なし

第2.2.1-1表　パフォーマンスに関する実績指標及びその傾向分析（5/7）

保安活動	パフォーマンスに関する実績指標	号機	目標値、しきい値（2024年度）	2024年度 第2四半期	2024年度 第3四半期	2024年度 第4四半期	目標値、しきい値（2025年度）	2025年度 第1四半期	2025年度 第2四半期	2025年度 第3四半期	2025年度 第4四半期
放射線管理	放射性物質の放出率（年度）	1、2	（気体廃棄物） ・希ガス： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 3.53×10^{-6}以上 傾向に変化あり： 3.53×10^{-6}未満～ 3.18×10^{-6}以上 通常範囲： 3.18×10^{-6}未満	（気体廃棄物） 希ガス： 3.10×10^{-6}			（気体廃棄物） ・希ガス： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 3.53×10^{-6}以上 傾向に変化あり： 3.53×10^{-6}未満～ 3.18×10^{-6}以上 通常範囲： 3.18×10^{-6}未満	（気体廃棄物） 希ガス： 3.16×10^{-6}			
			・ヨウ素131： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 3.39×10^{-4}以上 傾向に変化あり： 3.39×10^{-4}未満～ 3.05×10^{-4}以上 通常範囲： 3.05×10^{-4}未満	（気体廃棄物） ヨウ素131： 0			・ヨウ素131： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 3.39×10^{-4}以上 傾向に変化あり： 3.39×10^{-4}未満～ 3.05×10^{-4}以上 通常範囲： 3.05×10^{-4}未満	（気体廃棄物） ヨウ素131： 0			
			（液体廃棄物） ・トリチウム以外： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 0.00以上 傾向に変化あり： 設定なし 通常範囲：設定なし	（液体廃棄物） トリチウム以外： 0			（液体廃棄物） ・トリチウム以外： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 0.00以上 傾向に変化あり： 設定なし 通常範囲：設定なし	（液体廃棄物） トリチウム以外： 0			
			・トリチウム： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 5.91×10^{-1}以上 傾向に変化あり： 5.91×10^{-1}未満～ 5.32×10^{-1}以上 通常範囲： 5.32×10^{-1}未満	（液体廃棄物） トリチウム： 3.82×10^{-1}			・トリチウム： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 5.91×10^{-1}以上 傾向に変化あり： 5.91×10^{-1}未満～ 5.32×10^{-1}以上 通常範囲： 5.32×10^{-1}未満	（液体廃棄物） トリチウム： 4.86×10^{-1}			
	放射性廃棄物の過剰放出件数（年度）	1	0件	0			0件	0			
		2		0				0			
	管理下にない放射性廃棄物放出件数（年度）	1	0件	0			0件	0			
		2		0				0			
	液体・気体廃棄物のNDを超えて放出した件数（H3除く）	1、2	（気体廃棄物） ・希ガス： 1号：6件以下 2号：6件以下 発電所合計：12件以下 ・よう素： 1号：6件以下 2号：6件以下 発電所合計：12件以下 （液体廃棄物） ・トリチウム以外： 1号：0件 2号：0件 発電所合計：0件	5	7	7	（気体廃棄物） ・希ガス： 1号：6件以下 2号：6件以下 発電所合計：12件以下 ・よう素： 1号：6件以下 2号：6件以下 発電所合計：12件以下 （液体廃棄物） ・トリチウム以外： 1号：0件 2号：0件 発電所合計：0件	6	2	6	11
	人的過誤に係る指標（従業員に対する放射線安全）	1、2	1件以下	0	0	0	1件以下	0	0	0	0
	人的過誤に係る指標（公衆に対する放射線安全）	1、2	1件以下	0	0	0	1件以下	0	0	0	0

目標値／しきい値

：改善余地・劣化傾向あり／法令要求事項等超過

：目標値未達成／劣化傾向の可能性

：―／傾向に変化あり・通常範囲

―　：記録なし

第2.2.1-1表　パフォーマンスに関する実績指標及びその傾向分析（6/7）

保安活動	パフォーマンスに関する実績指標	号機	目標値、しきい値（2024年度）	2024年度 第2四半期	2024年度 第3四半期	2024年度 第4四半期	目標値、しきい値（2025年度）	2025年度 第1四半期	2025年度 第2四半期	2025年度 第3四半期	2025年度 第4四半期
放射性廃棄物管理	放射性物質の放出率（年度）	1、2	（気体廃棄物） ・希ガス： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 3.53×10^{-6}以上 傾向に変化あり： 3.53×10^{-6}未満～ 3.18×10^{-6}以上 通常範囲： 3.18×10^{-6}未満	（気体廃棄物） 希ガス： 3.10×10^{-6}			（気体廃棄物） ・希ガス： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 3.53×10^{-6}以上 傾向に変化あり： 3.53×10^{-6}未満～ 3.18×10^{-6}以上 通常範囲： 3.18×10^{-6}未満	（気体廃棄物） 希ガス： 3.16×10^{-6}			
			・ヨウ素131： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 3.39×10^{-4}以上 傾向に変化あり： 3.39×10^{-4}未満～ 3.05×10^{-4}以上 通常範囲： 3.05×10^{-4}未満	（気体廃棄物） ヨウ素131： 0			・ヨウ素131： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 3.39×10^{-4}以上 傾向に変化あり： 3.39×10^{-4}未満～ 3.05×10^{-4}以上 通常範囲： 3.05×10^{-4}未満	（気体廃棄物） ヨウ素131： 0			
			（液体廃棄物） ・トリチウム以外： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 0.00以上 傾向に変化あり： 設定なし 通常範囲：設定なし	（液体廃棄物） トリチウム以外： 0			（液体廃棄物） ・トリチウム以外： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 0.00以上 傾向に変化あり： 設定なし 通常範囲：設定なし	（液体廃棄物） トリチウム以外： 0			
			・トリチウム： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 5.91×10^{-1}以上 傾向に変化あり： 5.91×10^{-1}未満～ 5.32×10^{-1}以上 通常範囲： 5.32×10^{-1}未満	（液体廃棄物） トリチウム： 3.82×10^{-1}			・トリチウム： 法令要求事項等超過： 1.00×10^{0}以上 劣化傾向の可能性： 1.00×10^{0}未満～ 5.91×10^{-1}以上 傾向に変化あり： 5.91×10^{-1}未満～ 5.32×10^{-1}以上 通常範囲： 5.32×10^{-1}未満	（液体廃棄物） トリチウム： 4.86×10^{-1}			
	放射性廃棄物の過剰放出件数（年度）	1	0件	0			0件	0			
		2		0				0			
	管理下にない放射性廃棄物放出件数（年度）	1	0件	0			0件	0			
		2		0				0			
	液体・気体廃棄物のNDを超えて放出した件数（H3除く）	1、2	（気体廃棄物） ・希ガス： 1号：6件以下 2号：6件以下 発電所合計：12件以下 ・よう素： 1号：6件以下 2号：6件以下 発電所合計：12件以下 （液体廃棄物） ・トリチウム以外： 1号：0件 2号：0件 発電所合計：0件	5	7	7	（気体廃棄物） ・希ガス： 1号：6件以下 2号：6件以下 発電所合計：12件以下 ・よう素： 1号：6件以下 2号：6件以下 発電所合計：12件以下 （液体廃棄物） ・トリチウム以外： 1号：0件 2号：0件 発電所合計：0件	6	2	6	11
	放射性廃棄物管理設備に係る不具合（不適合）件数	1、2	— （傾向分析を実施）	0	0	0	— （傾向分析を実施）	0	0	0	0
	火災件数	1	1件以下	0	0	0	1件以下	0	0	0	0
		2		0	0	0		0	0	0	0

目標値／しきい値

：改善余地・劣化傾向あり／法令要求事項等超過

：目標値未達成／劣化傾向の可能性

：—／傾向に変化あり・通常範囲

—　：記録なし

第2.2.1-1表　パフォーマンスに関する実績指標及びその傾向分析（7/7）

保安活動	パフォーマンスに関する実績指標	号機	目標値、しきい値（2024年度）	2024年度 第2四半期		第3四半期		第4四半期		目標値、しきい値（2025年度）	2025年度 第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期	
放射性廃棄物管理	火災防護教育の受講率（年度）	1、2	95%以上	98.8						95%以上	98.4							
	公設消防指摘事項への対応残件数（年度）	1	0件	0						0件	0							
		2		0							0							
	原子炉格納容器（CV）サンプポンプ起動頻度	1	【単位：回/日】 法令要求事項等超過：― 劣化傾向の可能性： 0.11≦PI 傾向に変化あり： 0.072≦PI＜0.11 通常範囲：PI＜0.072	7月	―	10月	0.03	1月	0.00	【単位：回/日】 法令要求事項等超過：― 劣化傾向の可能性： 0.11≦PI 傾向に変化あり： 0.072≦PI＜0.11 通常範囲：PI＜0.072	4月	0.00	7月	0.03	10月	0.00	1月	0.00
				8月	0.00	11月	0.03	2月	0.04		5月	0.03	8月	0.03	11月	―	2月	0.00
				9月	0.03	12月	0.03	3月	0.00		6月	0.00	9月	0.03	12月	0.00	3月	0.00
		2		7月	0.00	10月	―	1月	0.00		4月	0.03	7月	0.03	10月	0.00	1月	0.00
				8月	0.03	11月	0.00	2月	0.00		5月	0.00	8月	0.03	11月	0.03	2月	―
				9月	0.00	12月	0.00	3月	0.00		6月	0.00	9月	0.03	12月	0.03	3月	0.00
	格納容器の通常ベント頻度	1	法令要求事項等超過：― 劣化傾向の可能性： 20回＜PI 傾向に変化あり： 16回＜PI≦20回 通常範囲：PI≦16回	4		13		13		法令要求事項等超過：― 劣化傾向の可能性： 20回＜PI 傾向に変化あり： 16回＜PI≦20回 通常範囲：PI≦16回	13		13		4		13	
		2		11		4		13			13		13		12		4	
緊急時の措置	原子力防災訓練における必要な報告回数に対する訓練手順で定める時間内に報告できた回数の割合（年度）	1	100%	100						100%	100							
		2		100							100							
	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（年度）	1、2	100%	100						100%	100							
	重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員1人当たりの実施訓練数（年度）	1、2	0.48回/人	0.48						0.48回/人	0.49							
	重大事故等対策における操作の成立性（年度）	1、2	100%	100						100%	100							
安全文化の醸成活動	ヒューマンエラー発生割合	1、2	― （傾向分析を実施）	0.14		0.10		0.05		― （傾向分析を実施）	0.09		0.19		0.22		0.08	
	ヒューマンパフォーマンス事象発生率	1、2	― （傾向分析を実施）	0.08		0.10		0.04		― （傾向分析を実施）	0.10		0.12		0.14		0.13	
	火災防護教育の受講率（年度）	1、2	95%以上	98.8						95%以上	98.4							

目標値／しきい値

：改善余地・劣化傾向あり／法令要求事項等超過

：目標値未達成／劣化傾向の可能性

：―／傾向に変化あり・通常範囲

― ：記録なし

2.2.1.1 品質保証活動

(1) 目的及び目的達成に向けた活動

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。

そのため、組織・体制や社内マニュアルを整備し、これらに基づいて業務を計画・実施するとともに、CAPの一連のプロセスに基づき改善を継続的に行っている。また、社長によるマネジメントレビュー等において、組織のQMSが引き続き、適切、妥当かつ有効であることを評価・確認し、その結果を反映することにより、原子力発電所の保安活動の継続的改善を図っている。

(2) 品質保証活動と川内原子力発電所原子炉施設保安規定(要則)との関係

「2.2.1.1 品質保証活動」に係る組織・体制等の概要については、添付資料「原子炉施設保安規定」における品質保証活動に係る内容のとおりである。

(3) 品質保証活動の調査

a. 品質保証活動に係る組織・体制の改善状況

品質保証活動に係る組織・体制については、川内原子力発電所原子炉施設保安規定(要則)(以下「保安規定」という。)に基づき、単純な組織の要員数増加だけではなく、それぞれの要員がもつ知識・技能の「質」、いわゆる「組織としての技術力」を維持向上させることを目的として、計画的かつ適切に人員が配置され、最適な組織・体制となるよう改善を図っている。

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

（a） 発電所における部及びグループ制の導入等

川内原子力発電所において、2025年7月に以下の組織改正（「部」及び「グループ制」の導入等）を行った。

・原子力発電所において重要な保安活動における意思決定を従来どおり所長が行う一方、安全性向上の観点から細部まで目を配り、業務の軽重に応じた合理的な意思決定を行うことを目的に「部」を設置した。

・従来の「課制」においては職位等に応じて固定的に業務を分担し、複数の管理階層で業務を実施していたが、「グループ制」を導入することにより、グループ長の裁量による業務の軽重に応じた、柔軟かつ合理的な業務管理を実施できる体制を整備した。

・高経年化対策を確実に進めるため、新たに高経年化を担当する役職及び部署を設置した。

・俯瞰的な立場で各部を横断的に確認し、所長を補佐する「副所長」を設置した。

この結果、原子力発電所の業務運営において、細部にまで目の届く柔軟かつ合理的な体制が構築されたことで、更なる安全性向上が図られた。

b. 品質保証活動に係る社内マニュアルの改善状況

品質保証活動に係る社内マニュアルについては、当社のトラブル事象から得られた知見、未然防止処置等により他の施設から得られた知見を反映するとともに、JEAC4111等民間規格の反映や法令要求事項を受けた見直し等を行うことにより、運転経験と社会的要請の変化を適切に反映している。

また、日常の保安活動の実施によって得られた知見等を反映し、QMSの

実効性を維持するため、より合理的なプロセスとなるよう創意工夫を図っている。

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

(a) 安全性向上評価におけるパフォーマンス指標(PI)の見直し

「2.2.1 保安活動の実施状況」において、保安活動ごとに選定された実績指標の時間的な推移を調査し、各保安活動が有効に機能していることを確認している。

2023年に行われた不適合判断基準の見直し及び是正処置を含む一連の改善プロセスのCAPプロセスへの統合により、一部の実績指標が抽出できなくなったが、既に設定している実績指標「CR件数」を基に更に深掘りした項目として新規実績指標(組織別CRの件数、運用に関するCRの類似性・頻発性の評価)を設定し、保安活動の実績確認の観点から抜けがないよう見直した。

また、「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」において、より効果的な実績指標を設定すべきとのコメントを受け「原子力発電所パフォーマンス監視要領」に定めるパフォーマンス指標(PI)を基に実績指標を見直した。

この結果、保安活動の有効性を確認するための仕組みが強化された。

(b) パフォーマンスモニタリングに係る運用の見直し

CAPプロセスにおけるパフォーマンスモニタリングは、原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(以下「CAQ」という。)、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。)に関わらず、類似事項に係る情

報を抽出、分析し、類似性・頻発性の観点等から気付き事項を得ることを目的とした活動であるが、改善に資する気付き事項をより十分に得るため、本店では2025年5月、川内では2025年7月に社内マニュアルを改正し、実施頻度を年2回から年1回に見直した。また、パフォーマンスモニタリングの更なる改善の取組みとして件数比較型のパフォーマンスモニタリングに加えて、問題が潜んでいそうなところに絞った効果的な分析（テーマ型パフォーマンスモニタリング）を2025年度分のパフォーマンスモニタリングから実施した。

この結果、類似性・頻発性（件数の大小）に限定することなく、安全に影響する事象の未然防止につながる分析が行われ、パフォーマンスモニタリングの実効性の向上が図られた。

（c） 重点管理法令に関する社内マニュアル改正時の法務審査の実施に伴う社内マニュアルの改正

新電力顧客情報等の不適切な取扱いに関する経済産業省からの業務改善命令（2023年4月17日受領）への対応として、法令違反リスク低減の取組みを強化するため、抵触時に当社事業に特に大きな影響を与える重要法令を「重点管理法令」と位置付け、本店各業務部門が定める重点管理法令に関する社内マニュアルの改正時には、法務部門が事前審査を行う運用を、2025年2月に開始した。

この結果、法令違反リスクの低減が図られた。

（d） 文書作成における誤記の発生防止に伴う社内マニュアルの改正

内容の正確性が特に重要となる文書（社外に提出する申請書、報告書等）の作成に際し、ヒューマンエラーによる誤記の発生を防ぐ取組みを強化するため、本店では再発防止対策として2025年6月及び2026年4月、川内では未然防止処置として2026年4月に社内マニュアルを改正し、以下について規定した。

・文書作成時の作業に着目したチェックの追加

作成者とチェック者は何を基にどのような作業を行うか具体的に認識を合わせた上で、作業に必要な情報を収集し、作成作業及びチェックに用いる「要求事項、仕様、作業手順等を見える化した情報」（作業情報）を整理し、その情報を用いて作業結果に間違いがないことを確認するプロセスを構築した。また、既存文書の改正又は既存文書を活用する場合は、どの文書を用いたかを特定できるようにしておく。加えて、既存の文書から変更が必要な箇所を事前に見える化し、作業情報として整理する。

・集中してチェックする期間の確保

精神的余裕をもってチェックを行うため、集中してチェックを行う期間を確保する。確保できない場合はスケジュール自体の見直しも検討する。また、確認範囲が過度に限定されないよう配慮する。

・作業情報収集時の確認箇所の明確化

他の組織が主管する情報を用いる場合は、情報を主管する組織の確認を受ける。

・文書の作成中に変更が生じた場合の対応

文書の作成中に作業情報や必要な要件の変更が生じた場合は、変更の影響度、影響範囲を踏まえた上で、再度、文書の作成及びチ

ェックを行う。また、必要に応じて、体制や申請スケジュール等の見直しを行う。

この結果、申請書等の作成における誤記の発生防止対策が強化された。

(e) 未然防止処置活動に係る本店チーム検査を踏まえた情報選別プロセスの改善

本店の未然防止処置活動に関する原子力規制庁のチーム検査において、本店CAP会議で審議された他社の指摘事項に関する未然防止情報※に対し、玄海及び川内への水平展開を「検討不要」と整理した結果について「他電力の事象で得られた『現状に即した影響評価の実施』という気付きを汲み取ることができていない。」とのコメントを受けた。

本事象にて「検討不要」と整理した理由は、当時の設工認に基づいて、がれき撤去にて対応する方針を社内マニュアルに定めて運用していることを確認したことから、本店にて検討不要の判断を行った。

しかし、原子力規制庁から「『検討不要』とした判断理由について、原子力規制庁が期待した内容の把握に至っておらず、他社の指摘事項に対する対応を自社としての自主的改善として捉える機会を逸した。」とコメントを受けた。

そのため、2025年8月に社内マニュアルを改正し、情報選別の留意点として以下を追記した。

・必要により発電所関係箇所と調整を行い、発電所の設備状況や運用状況を踏まえた上で、検討が必要な内容及び範囲について確認を行う。

・他社の気付きに係る当社水平展開の要否の検討に当たっては、他社の対策を基に安全性向上を目的とした自主的改善に資するための検討を行う。

・検討に用いる情報は、ニューシア情報、規制検査結果等の公開情報のみとせず、必要により、当社の現状との同等性や違いを明確にすることができるよう各所から情報を入手する。

この結果、未然防止処置活動に係る情報選別プロセスの更なる改善が図られた。

※:「女川原子力発電所2号機　仮設建築物の設置がアクセスルート等に及ぼす影響評価の未実施によるアクセスルート等の確保失敗(令和6年第1四半期原子力規制検査指摘事項)」

(f)　設計及び工事計画認可申請書のマスキング不備に伴う社内マニュアルの改正

川内1、2号機使用済燃料ピット共用化及び使用済燃料運搬用容器設置工事に伴う設計及び工事計画認可申請等において、不開示情報である箇所へのマスキングの不備が申請書公開前に確認された。

原因は以下のとおり。

・マスキング漏れが確認された添付資料別添の作成主管グループ(原子力発電グループ)と、当該別添が帰属する添付資料の作成主管グループ(原子燃料サイクルグループ)は異なっており、別添の作成主管グループ(原子力発電グループ)へのマスキング選定依頼が実施されていなかった。

・社内マニュアルでは、不開示情報の選定に係る役割分担及びフロー

として、いずれの設工認においても原子力工事グループから原子力発電グループ及び原子燃料技術グループ（以下「両グループ」という。）に対してマスキング選定依頼を実施することを規定している。しかし、本設工認においては両グループとも添付書類の関連部署であったことから、添付資料の作成主管グループへ依頼すれば適切に展開されるとの認識により、原子力工事グループから両グループへのマスキング選定依頼が実施されていなかった。

・作成主管グループは過去の許認可実績に基づきマスキングを実施していたが、本設工認資料において一部引用している核燃料輸送物設計承認書の最新版との整合を図った結果、新たにマスキング箇所の追加が必要となった。

以上を踏まえ、2025年10月に以下の対策を行った。

・社内マニュアルを改正し、マスキング選定依頼箇所の明確化を行った。併せて、単一資料の作成に複数グループが関与する場合、又は資料作成グループと別紙・別添等の作成グループが異なる場合には、社内マニュアルで定める様式「設計及び工事計画関連資料チェック分担表（資料）」において主担当とされたグループ（作成主管グループ）が関連箇所と調整の上、原子力工事グループへ回答する旨を明記した。

・本不備について設工認の事務局対応を担う原子力工事グループ内で情報を共有し、不開示情報の選定に係る役割分担及びフローの遵守について意識醸成を行った。

・資料を引用する場合には、作成主管グループは資料が最新版であることを確認するとともに、引用資料における不開示情報の確認を実施することを社内マニュアルに明記した。

・更なる改善として、社内マニュアルを改正し、原子力工事グループによるマスキング作業後、作成主管グループが資料のマスキング漏れの有無を確認するプロセスを追加した。

この結果、設工認におけるマスキング作業の確実性が向上し、不開示情報の公開に係るリスクの低減が図られた。

c. 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、保安規定及び教育・訓練に係る社内マニュアルに基づき、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・訓練の主な改善状況を以下に示す。

（a） QMSの基本的事項や業務の本質の理解浸透に係る教育

本店における原子力内部監査において、社内マニュアルに定める基本的なプロセスを逸脱して管理している文書及び記録が複数の組織で確認された。特に、原子力のQMS業務に従事する経験の少ない要員が所属する組織で主に以下の指摘を受けた。

・QMS導入当初は文書管理において社内マニュアルを遵守するよう徹底して取り組んでいた。しかし、最近は普段行われているQMS業務におけるルールの遵守に改善の余地が見られる。

このことから、組織全体でQMS業務におけるルールの本質的な意味や目

的を再認識するため、本店QMS組織全体に対し「QMSの基本的事項や業務の本質の理解浸透に係る教育」を2024年10月に実施した。

この結果、特にQMS業務に従事する経験の少ない要員が所属する組織を中心に、QMS業務におけるルールの本質的な意味、目的の再認識が図られた。また、原子力安全を支える活動に対する当事者意識の浸透や、QMS規定文書の重要性の理解と遵守する認識の浸透が図られた。

今後も本教育内容の定着、理解度の維持向上を図るため、2025年5月に社内マニュアルを改正し、「品質保証教育」において「QMSの基本的事項や業務の本質の理解浸透に係る教育」を継続実施することとした。

なお、川内においても同様の助言事項があり、同様の教育を継続実施することとした。

(b) 安全活動に係る実績を示す指標の報告に係る記載誤りへの対応

原子力規制委員会への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。)(2022年度第4四半期)の報告において、川内1号機の「7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数」等の算出時において用いる「臨界時間数」に誤りがあった。

川内1号機の2022年度第4四半期期間中の臨界時間は2023年1月から2023年3月の合算であるが、このうちの2023年2月分の計算ミスにより、誤った値で算出していたことが原因であった。

なお、計画外自動・手動スクラム回数等の指標元となる値自体は0であるため、臨界時間数の誤りによる指標値への影響はない。

同様な事象の発生防止のため、発電所に関する安全協定書や法令に基づく定期的な連絡及び報告に係る提出資料(公文書)並びに安全実績

指標を含むパフォーマンス指標（PI）について、手計算しているものを抽出し2024年10月に自動計算ツールを作成した。

さらに、社内関係者に対し本事象を説明し、同様の事象が発生しないよう注意喚起を行った。

この結果、公文書及び安全実績指標を含むパフォーマンス指標（PI）作成の確実性、正確性の向上が図られた。

（c） CAPの実効性に係るプロセスの改善

2025年度（令和7年度）の品質マネジメントシステムの運用年次検査において、以下の事例が確認された。

・原子力検査官に指摘されるまでCRを起票されていない事例が確認され、現場対応を優先し、CR起票は後でも良いと考える傾向が伺え、社内マニュアルに基づくCR起票が適切に実施されていない状態であった。

・プレスクリーニングやCAP会議での重要度分類と評価が一部不十分であった。

・CRの起票遅れ、CRのCAP会議付議遅れ等に対して、効果的な是正処置が行われていない事例が複数確認された。

これらの事例について、以下の原因が特定された。

・CR処理（起票及び進捗管理）に対する当事者意識の不足

・事象を受けた処置内容に対する正確な判断不足

・CAPに関するルール及び不適合処置・是正処置に対する理解不足

・設備保全管理システム（以下「EAM」という。）入力の煩雑さ

以上の原因を踏まえ、以下の対策を行った。

・CR処理に対する当事者意識向上を図るため、グループ長以上の管理層を対象にCAPの意義や今回の問題点に関する勉強会を行った。その内容については、各グループ長からグループ内へ展開し、周知・指導を実施した。

・事象を受けた処置内容に対する正確な判断を行うため、各グループにおいて社内マニュアルに定めるCAP会議における確認の観点を活用し、事前の検討を確実に実施することとした。加えて、処置担当グループを所掌する部長が必要に応じ関与する体制とし、その内容をCAP会議にて周知した。また、CAP会議においても同観点を活用し、委員の幅広い視点で確実かつ正確な判断を行うこととした。

・CAPに関するルール及び不適合処置・是正処置の理解向上並びにCRの速やかな起票の徹底を図るため、全所員を対象とした「品質保証活動に関する教育」にこれらの内容を反映し、教育を行った。併せて、プレスクリーニング及びCAP会議の配付資料にCAP会議における確認の観点並びに不適合・CAQ判断事例を追加し、活用することとした。

・EAMの入力が煩雑であることに対しては、入力補助ツールの活用を所内へ周知した。

この結果、CAPの実効性に係るプロセスの更なる改善が図られた。

（4） 品質保証活動に係る実績指標

a. 発電所におけるパフォーマンスモニタリング結果

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、CRとして報告している。

また、収集したCRに対し、CAQ、Non-CAQに関わらず類似事項に係る情報を抽出し、類似性・頻発性の観点等から気付き事項を得るための活動としてパフォーマンスモニタリングを実施し、CRの分析を行っている。

分析結果を以下に示す。

(a) 組織別CRの件数

発電所にて収集している組織別CRの件数を、第2.2.1.1-1図に示す。

2024年度下期における組織別CRの件数は、原子力設備の保守、運転業務に従事する発電課及び保修課が多く、原子力設備への関与が少ない課は少ない傾向にある。また、安全品質保証統括室の発行CRは例年より多かった。安全品質保証統括室の発行CRのうち約9割はマネジメントオブザベーション(以下「MO」という。)のCRであり、MO活動報告にてMOのCR件数増加が確認されている。

2025年度における組織別CRの件数は、原子力設備の保守、運転業務に従事する電気計装保修グループ、機械保修グループ、建築グループ及び運転管理グループが多く、原子力設備への関与が少ないグループは少ない傾向にある。訓練を取り扱う教育訓練グループ及び防災管理グループにおいては、2024年度末に実施した訓練のCRが遅れて発行されたため、過去の実績と比較してCRの件数はわずかな上昇が見られる。

(b) 運用に関するCRの類似性・頻発性の評価

運用に関するCR(未然防止処置、MO及び改善提案は除く。)のヒューマンパフォーマンスコード別のCR件数を第2.2.1.1-2図に示す。

2024年度下期における運用に関するCR(未然防止処置、MO及び改善

提案は除く。）のヒューマンパフォーマンスコードのうち、件数の多い分類について深掘りを行った結果と類似性・頻発性の観点の考察を以下に示す。

・「心理的要因_注意」について

不注意による各種資料の誤記等について、同一の様式の同一の箇所等の共通要因を持つ事象が頻発していないことを確認した。また、事象が発生した組織については、防災課、技術課、土木建築課及び協力会社であったが、前回評価（2024年度上期）を踏まえても特定の課に偏っている状況ではなかった。

全身表面汚染モニタによる汚染検出に関しては、同一の作業での類似事象が頻発していないことを確認した。また、汚染した作業者の所属については、定期事業者検査中に作業者数が多いことから、作業者数を考慮すると有意な傾向はなかった。

労働災害について、同様の状況で発生した事象がないことを確認した。

・「日常_品質管理」について

記録の適切な作成に関するものや、供給者の不適合、特別採用の運用に関する気付き等であり、類似性・頻発性による新たな問題点はなかった。

・「手順書・図面_手順書等」について

要領書の誤記について、類似の誤記が頻発していないことを確認した。

2025年度における運用に関するCR（未然防止処置、MO及び改善提案は除く。）のヒューマンパフォーマンスコードのうち、件数の多い分類について深掘りを行った結果と類似性・頻発性の観点の考察を以下に示す。

・「心理的要因_注意」について

不注意による各種資料の誤記等について、同一の様式の同一の箇所等の共通要因を持つ事象が頻発していないことを確認した。また、事象が発生した組織については、品質保証グループ、保安統括グループ、技術運営グループ、防災管理グループ、建築グループ、運転管理グループ、教育訓練グループ、放射線安全管理グループ、機械保修グループ及び経年対策・保全グループであり、特定のグループに偏っている状況ではなかった。

全身表面汚染モニタによる汚染検出に関してはCRの件数が増加したが、計測器の校正に用いる線源効率の見直しの影響により検出器感度が従前の約2倍に上昇したためであり、汚染作業の増加を意味するものではない。

・「作業環境_環境」について

訓練関係や利害関係者の気付きが多くを占めているが、現場シーケンス訓練において体調不良が複数件報告されており、頻発が見られる。

訓練自体は要員の交替等で対応し、成立性に問題がないことを確認しているが、夏季に実施する訓練において体調不良が複数件報告されていることを踏まえると時間帯や時期等も含め、更なる検討が必要である。

・「手順書・図面_手順書等」について

シーケンス訓練において資機材・保護具の使用状況等に関するCRについて、類似の事象が頻発していないことを確認した。

（c） テーマ別重点分析

2025年度のパフォーマンスモニタリングにおいて重点分析を行うに当たり、ヒューマンエラーに関する「要領書や手順書等の不履行」が課題として挙げられたことから、「要領書や手順書等の不履行」に関連するCRについて重点分析を行った。重点分析の結果、「要領書や手順書等の不履行」には「焦り」、「油断」、「思い込み」、「意思決定」、「コミュニケーション」、「理解・認識不足」及び「知識不足」といった分類が見られた。その中でも「思い込み」及び「理解・認識不足」が複数のCRに該当していた。

今後、発電所内の業務・作業における「思い込み」及び「理解・認識不足」への対応として、ダブルチェックや指差呼称を有効活用することで改善につながると思われる。

b. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

調査期間における品質保証活動に係る発電所のパフォーマンスに関する実績指標（6項目）のデータ収集、分析及び評価の結果、目標値又はしきい値からの逸脱はなく、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向がないことを確認した。（第2.2.1-1表参照）

（5） 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）について、改善活動が定着し、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。

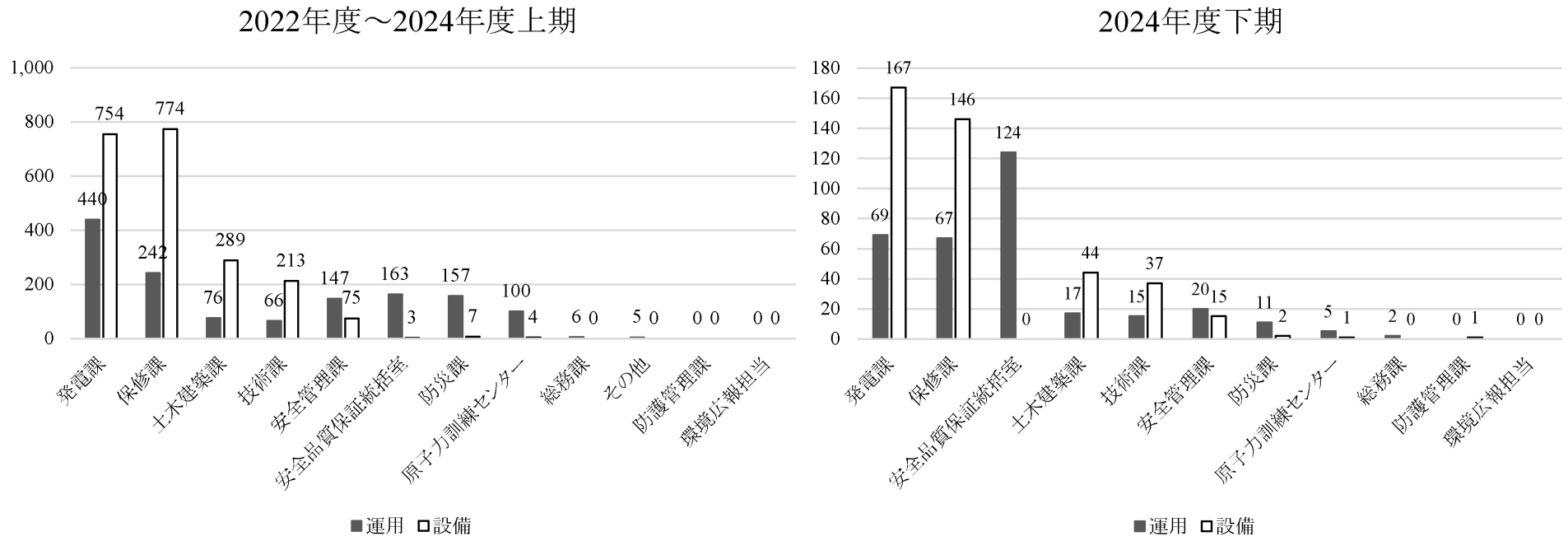
品質保証活動に係る実績指標について、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は確認されなかったことから、品質保証活動の目的を達成するための保

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。

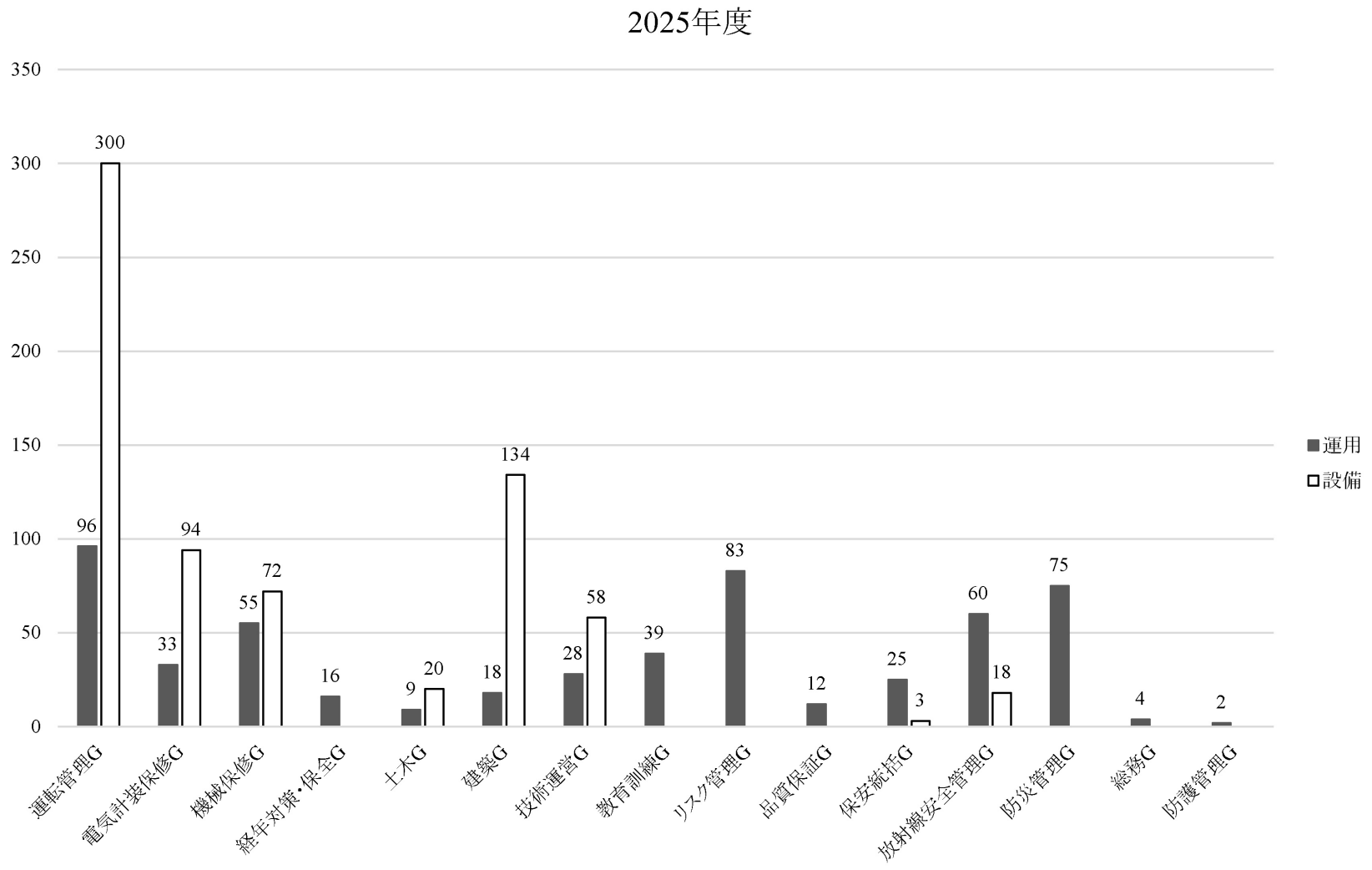
また、CRの類似性・頻発性について深掘りを行っており、得られた気付き事項は、適切に対応され、必要に応じて改善活動が実施されていることを確認した。

なお、CAPのプロセスを規定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。

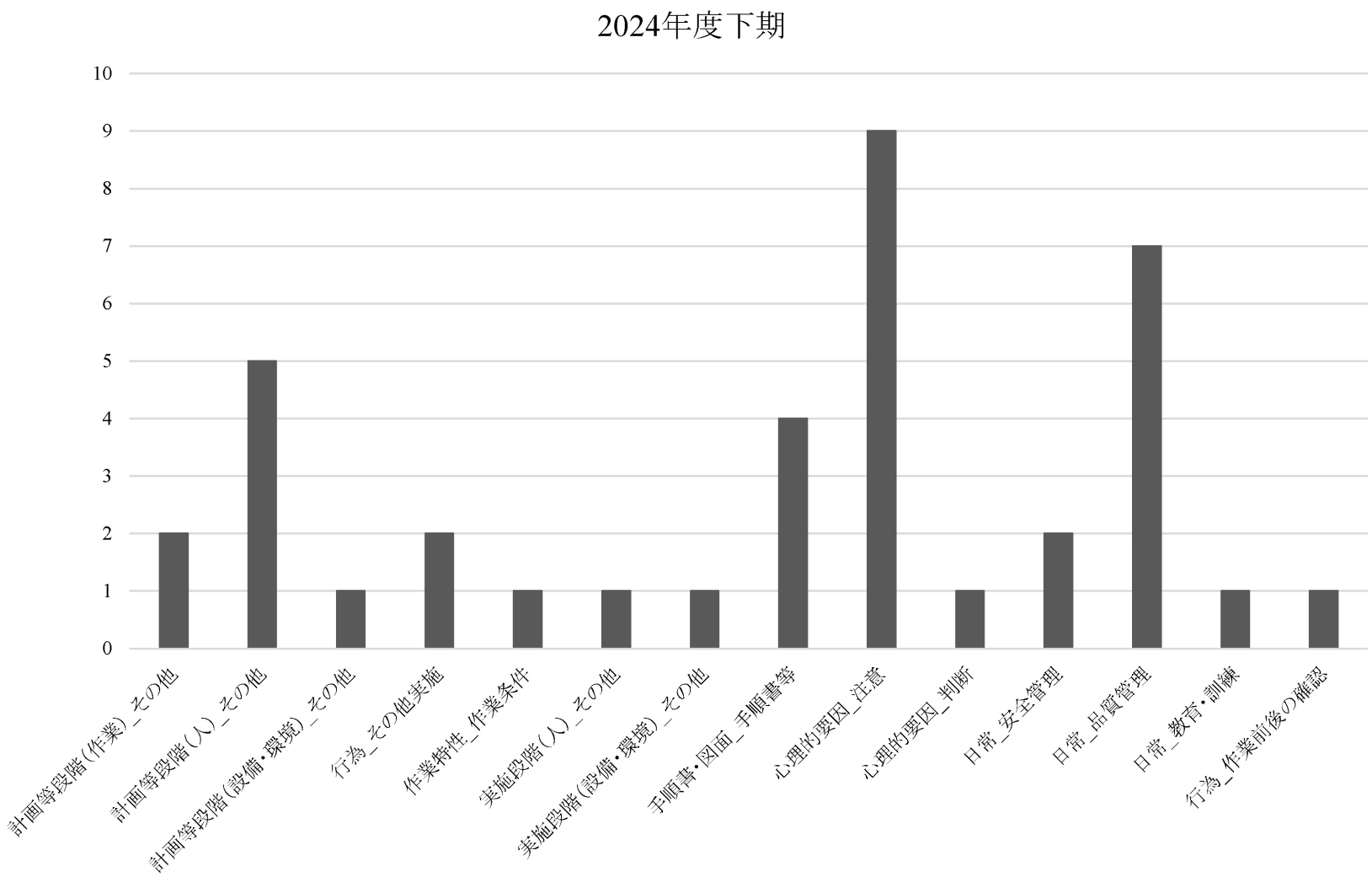
これらのことから、品質保証活動の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。



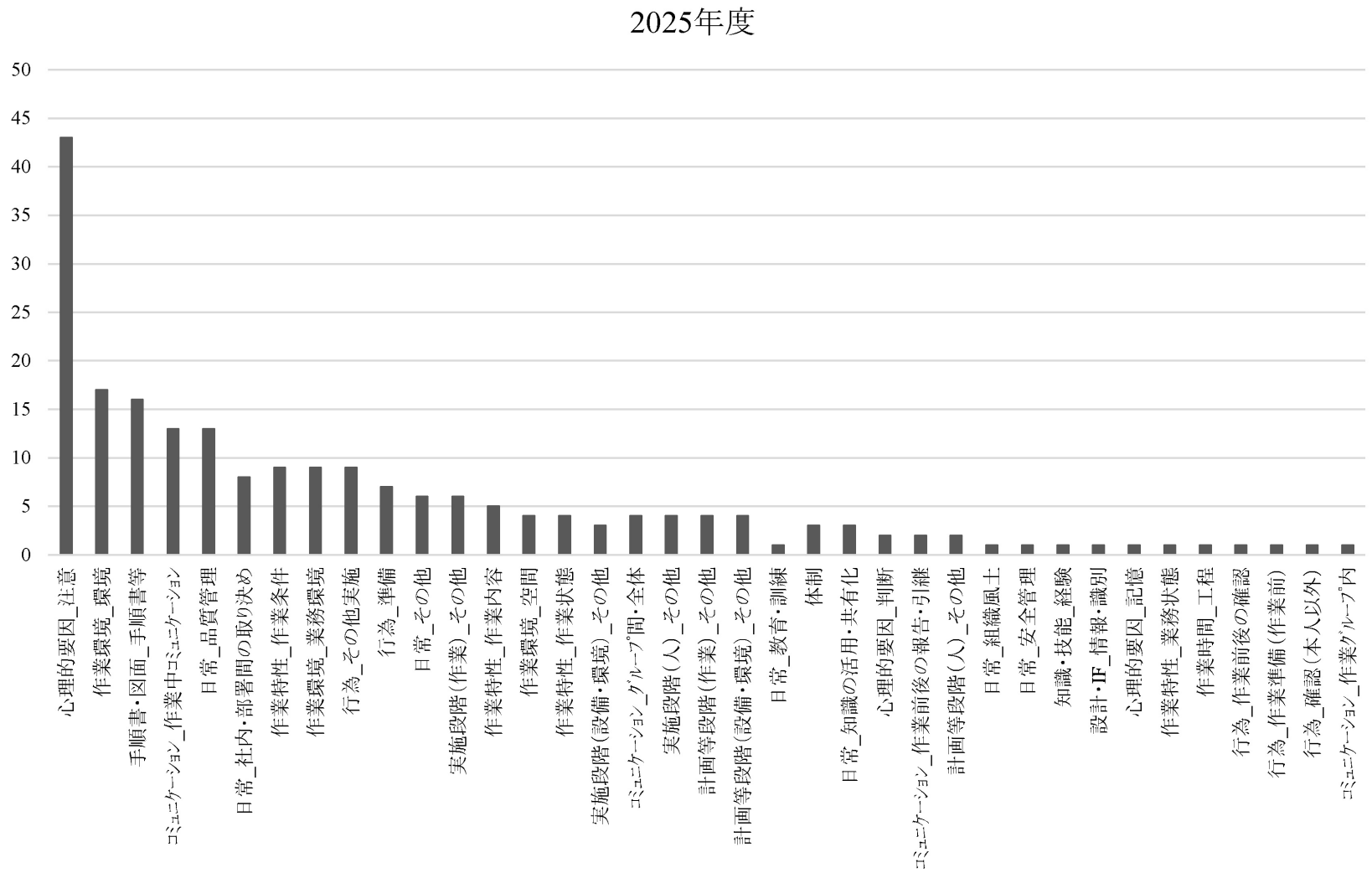
第2.2.1.1-1図　組織別CRの件数（1/2）



第2.2.1.1-1図　組織別CRの件数（2/2）



第2.2.1.1-2図　ヒューマンパフォーマンスコード別のCR件数（1/2）



第2.2.1.1-2図　ヒューマンパフォーマンスコード別のCR件数（2/2）

2.2.1.2 運転管理

(1) 目的及び目的達成に向けた活動

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。

そのため、運転管理に係る組織・体制の確立、運転管理に関する社内マニュアルの整備、運転員に対する教育・訓練による技術力の維持向上、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の様々な活動を行っている。

また、国内外発電所の運転経験、設備改造等を適宜反映・整備することでそれぞれの活動の改善を継続的に行っている。

(2) 運転管理と保安規定との関係

「2.2.1.2 運転管理」に係る組織・体制等の概要については、添付資料「原子炉施設保安規定」における運転管理に係る内容のとおりである。

(3) 運転管理の調査

a. 運転管理に係る組織・体制の改善状況

運転管理に係る組織・体制については、保安規定に基づき、運転管理を行うための適切な組織・体制が確立されており、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。

なお、当社の危機管理の一環として、新型コロナウイルス感染症について、2020年以降の全国的な感染拡大や国の緊急事態宣言発出、並びに発

電所関係者の感染事案発生を踏まえ、安全・安定運転継続対策を徹底して実施した結果、今日に至るまで、運転管理に係る組織・体制を継続して維持することができている。

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・体制の主な改善状況を以下に示す。

(a) 当直主任2人体制に伴う当直業務体制の強化

当直課長は両ユニットのオーバーサイトやトラブル発生時の発電所内外への通報、連絡等を担っており、当直副長、当直主任がそれぞれのユニットの監視等を担っているが、トラブル等の複雑な事象が発生した場合、当直課長がそれらの業務を1人で対応することは困難である。

そのため、2025年7月に当直主任を2人体制とし、それぞれのユニットを当直主任が監視できる体制とすることで、常時、当直副長が当直課長の補佐を担う体制を構築した。

この結果、当直課長の中央制御室内オーバーサイトの強化による安全性の向上及び迅速かつ確実な通報連絡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の改善状況

運転管理に係る社内マニュアルについては、保安規定に基づき、「通常運転監視及び操作」及び「事故・故障時の対応」に大別され、それぞれの使用目的に応じた社内マニュアルの整備が行われている。また、国内外発電所の事故・故障等より得られた知見、設備改造等の反映による必要な社内マニュアルの改善を適切に実施しており、運転管理に係る社内マニュアルの維持及び継続的な改善を図る仕組みが確立している。

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

(a) 玄海4号機 非常用予備発電装置機能検査における4A電動補助給水ポンプ不動作に伴う社内マニュアルの改正

玄海4号機非常用予備発電装置機能検査において、母線低電圧信号発信後に4A電動補助給水ポンプが起動せず、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起動(負荷)できることを満足しなかった。

遮断器本体の点検等を実施し、機器の不具合は確認されなかったものの、事象発生後の現場確認において「遮断器盤面のシャッターが開いていた」こと等から、遮断器の押込みが不足していた可能性を否定できず、本事象の原因であると推定した。

本事象における川内1、2号機の対策として、メタルクラッド遮断器のうちクランクハンドルにて操作するものについては、遮断器の押込み確認をクランクハンドルの空転により実施することを社内マニュアルに記載しているが、更にクランクハンドル空転時は空転音がするため、2024年11月に社内マニュアルを改正し、「空転音にて接続位置を確認する」ことを追記した。

この結果、遮断器操作の確実性が向上し、運転上の制限の逸脱に至るリスクの低減が図られた。

(b) 川内1、2号機 非常用炉心冷却設備再循環切替自動化に伴う社内マニュアルの改正

1次冷却材喪失事故時における非常用炉心冷却設備(以下「ECCS」と

いう。）再循環切替は、従来、運転員による手動操作で実施していた。これを踏まえ、川内1号機第29回定期事業者検査及び川内2号機第28回定期事業者検査においてECCS再循環自動切替シーケンスを追加した。

従来は、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプの全台運転並びに低温再循環及びスプレイ再循環への系統構成を手動にて実施していたが、これらの操作を自動化した。また、当該変更に伴い、2025年12月に川内1号機、2026年3月に川内2号機において関係する社内マニュアルの改正を実施した。

この結果、1次冷却材喪失事故時における安全性・信頼性の向上、運転員の人的過誤の低減並びに事故時操作に係る負担軽減が図られた。

（c） 川内1号機 原子炉出力低下操作中の確認対象の誤認に伴う社内マニュアルの改正

川内1号機第29回定期事業者検査のタービン過速度トリップ検査において、発電機解列後の原子炉出力低下操作時に、トリップ状態表示灯「中間領域中性子束高（P-6以上）」を「中間領域中性子束高」と誤認したことにより確認に時間を要し、検査の進行が遅延した。

原因は以下のとおり。

・タービン保安装置の危急遮断子取替に伴う炉出力降下操作が、3H作業（初めて・変更・久しぶり）であるとの認識が不足していた。

・トリップ状態表示灯「中間領域中性子束高」と「中間領域中性子束高（P-6以上）」の関係を示す記載が社内マニュアルにおいて明確に整理されていなかった。

・トリップ状態表示灯「中間領域中性子束高」と「中間領域中性子束

高（P-6以上）」の名称が類似していること及び制御盤上の配置が近接していることから、表示灯を誤認しやすい状況であった。

以上を踏まえ、2026年4月に以下の対策を行った。

・運転管理グループ員に対し、本事案を事例として、作業が3H作業（初めて・変更・久しぶり）に該当するかを適切に認識することの重要性について教育を実施した。

・炉外中性子束測定装置の測定範囲及びリセット値並びに制御盤におけるトリップ状態表示灯の配置について、出力降下・上昇操作時の判断に資する情報を社内マニュアルへ追記した。具体的には、炉外核計装の出力領域中性子測定装置、中間領域中性子測定装置及び中性子源領域中性子測定装置の相関や確認すべきトリップ状態表示灯の点灯状態を示す図等を追記した。

・トリップ状態表示灯「中間領域中性子束高」と「中間領域中性子束高（P-6以上）」について、誤認防止のため識別表示を実施した。

この結果、原子炉低出力時におけるトリップ状態表示灯確認の確実性が向上した。

c. 運転管理に係る教育・訓練の改善状況

運転員の教育については、保安規定及び教育・訓練に係る社内マニュアルに基づき、教育後に報告書を提出し、その内容について上長が確認、評価を行う中で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、適切に管理しており、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・訓練の主な改善状況を以下に示す。

（a） 川内2号機 1次系純水タンク隔離水抜き時の操作ミスに伴う教育の実施

川内2号機第28回定期事業者検査中、1次系純水タンクの開放点検に伴い、隔離操作を実施し水抜き操作を開始したが、ベントを確保しなかったことから、タンク上部にへこみが生じた。

原因は以下のとおり。

・タンクの構造や隔離水抜き操作に関する教育が不足していた。

・ダイヤフラム式タンクの隔離水抜き操作に係るリスクに関する注意事項が操作伝票や打合せ連絡メモに明確に記載されていなかった。

・隔離水抜き等の系統管理が作業安全達成のための運転管理グループの主たる業務であるとの認識が不足していた。

・操作移管の運用に関する認識が不足していた。

以上を踏まえ、2026年3月に以下の対策を行った。

・タンクの構造や隔離水抜き操作に関する教育資料を作成し、教育を実施した。

・作業担当部署と協働して隔離操作におけるリスクを抽出し、その結果を操作伝票及び打合せ連絡メモの注意事項に記載することを社内マニュアルに明記するとともに、教育を実施した。

・作業安全達成のため、運転管理グループに期待される役割を整理し、教育を実施した。

・社内マニュアルに操作移管を実施する時期を明記するとともに、教育を実施した。

・上記の教育について、社内マニュアルに反復教育の実施を明記した。

この結果、タンク開放点検に伴う隔離水抜き時の操作の確実性が向上し、ヒューマンエラーによる操作ミスのリスク低減が図られた。

d. 運転管理に係る設備の改善状況

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、設備に係る主な改善活動はなかったが、CAPに基づく継続的な改善に努める。

（4） 運転管理に係る実績指標

a. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

調査期間における運転管理に係る発電所のパフォーマンスに関する実績指標（27項目）のデータ収集、分析及び評価の結果、目標値又はしきい値からの逸脱はなく、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向がないことを確認した。（第2.2.1-1表参照）

（5） 運転管理に係る有効性評価結果

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

運転管理に係る実績指標について、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向

は確認されなかったことから、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のプロセスを規定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。

2.2.1.3 施設管理

（1） 目的及び目的達成に向けた活動

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

そのため、施設管理に係る組織・体制や社内マニュアルの整備を実施するとともに、国内外の最新の知見や状況を把握し、これを分析することにより継続的改善を図っている。

（2） 施設管理と保安規定との関係

「2.2.1.3 施設管理」に係る組織・体制等の概要については、添付資料「原子炉施設保安規定」における施設管理に係る内容のとおりである。

（3） 施設管理の調査

a. 施設管理に係る組織・体制の改善状況

施設管理に係る組織・体制については、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、過去より新規制基準に向けた対応や新検査制度の導入等を契機とした体制の充実が図られており、現状の問題点を把握し、改善するための取組みが実施されている。

一例として、原子力規制検査制度の施行に伴い、2019年12月25日に「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。）が定められ、「保安活動の重要度に応じた使用前事業者検査等の独立性の確保」が要求されたことを踏まえ、安全品質保証統括室に検査係を設け、体制を確立させた。この結果、品管規則

の要求に沿った検査体制を現在も維持することができている。

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。

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が、今後とも適切な組織・体制が確立されるよう、継続的な改善を図っていく。

b. 施設管理に係る社内マニュアルの改善状況

施設管理に係る社内マニュアルについては、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、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定めている。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。

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主な改善状況を以下に示す。

(a) 川内1、2号機 法令改正に伴う長期施設管理計画※1の策定及び高経年化した原子炉の規制に関する新制度導入に伴う社内マニュアルの改正

脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律(以下「GX脱炭素電源法」という。)による原子炉等規制法の改正に伴い、高経年化プラントへの安全規制が強化され、運転開始から30年を超えて原子力発電所を運転する場合、10年を超えない期間ごとに施設の劣化管理を定めた「長期施設管理計画」を策定し、原子力規制委員会の認可が必要となった(以下「新制度」という。)。また、施行日時点で運転開始から30年を超える原子力発電所については、

施行日（2025年6月6日）の前日までに長期施設管理計画の認可が必要となった。このため、川内1、2号機は新制度導入前の原子炉等規制法で認可を受けた、運転期間延長認可申請書に添付した劣化状況評価書及び保安規定に添付した高経年化技術評価書※2の内容に加え、製造中止品に対する管理（サプライチェーンの管理）やQMSに基づく劣化管理を追加した長期施設管理計画を策定し、施行日時点において40年経過している川内1号機は、運転開始50年到達までの期間について、また、施行日時点において39年経過している川内2号機は、運転開始40年到達までの期間について、それぞれ2024年11月に原子力規制委員会より認可を受けた。さらに川内2号機については、2025年11月に運転開始40年を迎えることから、運転開始40年から50年到達までの期間の長期施設管理計画を策定し、2025年9月に認可を受けた。

また、新制度の導入に伴い、保安規定に基づき実施する高経年化技術評価の制度が廃止されたことから、2025年6月に関連する社内マニュアルの改正を実施した。

主な改正内容を以下に示す。

- 品質方針に込めた「社長の思い」から長期施設管理方針に関する事項を削除し、長期施設管理計画に関する事項を規定
- 新制度施行により高経年化技術評価に関する事項を削除し、長期施設管理計画の作成・運用に係る事項を規定
- 長期施設管理計画が認可された場合は、長期施設管理計画に定めた措置等のうち、施設管理として実施すべき事項を施設管理の実施方針等へ遅滞なく反映することを規定

この結果、発電用原子炉施設の経年劣化等の管理の明確化及びGX脱

炭素電源法の主旨の1つである「高経年化した原子炉に対する規制の厳格化」に対する整備が図られた。

※1：発電用原子炉施設の経年劣化等を管理するため、主に以下の内容を定めたもの

・現時点での劣化の状況を把握するために行った点検の方法とその結果

・将来の劣化の予測・評価を行うための方法とその結果

・劣化を管理するための具体的な措置

※2：原子炉等規制法に基づき、原子力発電所の運転を開始した日以降30年を経過する日までに、安全機能を有する機器・構造物等について、経年劣化に関する技術的な評価を行い、この評価結果に基づき、運転開始後30年以降10年間に実施すべき長期的な施設管理に関する方針（長期施設管理方針）を定めるもの

c. 施設管理に係る教育・訓練の改善状況

施設管理に係る教育・訓練については、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され、継続的な改善が図られている。

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教育・訓練に係る主な改善活動はなかったが、今後とも教育・訓練の適切な見直しを図り、知識・技能の習得を継続的に図っていく。

d. 施設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主な改善

状況を以下に示す。

(a) 川内1、2号機 格納容器真空逃がし装置取替工事

格納容器真空逃がし装置については格納容器バウンダリ弁であり、格納容器スプレイの誤動作により原子炉格納容器内が真空状態となることを防止するための安全上重要な設備である。当該設備は従来、海外メーカ製を採用していたが、海外メーカの消耗品製造中止、技術指導員の技術力低下等に対応するため、川内1号機は第29回定期事業者検査時、川内2号機は第28回定期事業者検査時に、国内メーカ製への取替えを行った。

この結果、設備の信頼性及び保守性の向上が図られた。

(b) 川内1、2号機 タービン動補助給水ポンプ取替工事

タービン動補助給水ポンプについては従来、海外メーカ製を採用していたが、海外メーカの原子力事業撤退、技術指導員の技術力低下等のリスクに加え、経年劣化による不具合に伴う長期停止の可能性を踏まえ、川内1号機は第29回定期事業者検査時、川内2号機は第28回定期事業者検査時に、国内メーカ製への取替えを行った。

併せて、以下のとおり仕様を変更した。

・ケーシング材料をより耐食性が高いステンレス鋼へ変更した。

・直流電源喪失時における専用工具を用いた蒸気加減弁の開操作が不要となる仕様に変更し、操作手順を簡素化した。

・全交流動力電源喪失時においても無給油によるポンプ起動を可能とする仕様に変更した。

この結果、設備の信頼性及び保守性の向上が図られた。

（c） 川内1、2号機 安全系シーケンス盤及び1次系シーケンス盤設置工事

安全系及び1次系の補機制御回路は、中央制御盤等に設置された制御スイッチからの操作信号をアナログ機器であるリレー回路等を介して、制御対象である配電設備や電磁弁等に伝達することにより、機能を実現している。

しかしながら、運転開始後30年以上経過し、制御回路の構築に必要なアナログ機器の老朽化及び陳腐化が進行しており、安定した保守環境の維持が困難となりつつある。また、今後の規制強化等への対応に必要な拡張性についても、ほとんど確保されていない状況である。

そのため、川内1号機は第27回から第29回定期事業者検査時、川内2号機は第26回から第28回定期事業者検査時に、アナログ機器で構成された補機制御回路にデジタル設備を導入し、保守性の抜本的な改善及び拡張性の拡大を図った。

この結果、設備の信頼性及び保守性が向上するとともに、過渡事象の発生要因となり得る制御盤故障の発生可能性の低減が図られた。

（d） 川内2号機 1次冷却材ポンプ周り測温抵抗体のダブルエレメント化工事

1次冷却材ポンプ周りの測温抵抗体は、1次冷却材ポンプの軸受部及びNo.1シールの健全性監視のために1台ずつ設置されており、1次冷却材ポンプ運転制限値逸脱時の原子炉トリップ判断にも用いられている。

しかしながら、当該測温抵抗体はループ室内に設置されており、万が一

不具合が発生した場合でもプラント運転中における取替え又は修理が困難である。このため、川内2号機第28回定期事業者検査時にダブルエレメント素子測温抵抗体※に取替えを実施した。

この結果、1次冷却材ポンプ周りの測温抵抗体の信頼性向上及びプラント停止リスクの低減が図られた。

※：測温抵抗体内に抵抗素子を2つ搭載し、2系統出力（うち1系統はバックアップ）としたもの

（4） 施設管理に係る実績指標

a. 発電所におけるパフォーマンスモニタリング結果

発電所にて収集しているCRは「設備」と「運用」に分類され、パフォーマンスモニタリングで分析されている。

CR全体の分析結果及び運用に関するCRについては「2.2.1.1 品質保証活動」にて有効性評価を実施し、設備に関するCRの分析結果については本項目にて評価する。

（a） 系統別のCR件数を起点とした類似性・頻発性の評価

設備に関するCR（未然防止処置及び消耗品補充・交換（薬品補充、蛍光灯やランプの玉切れに伴う交換等）は除く。）の系統別CR件数を第2.2.1.3-1図に示す。

2024年度下期における設備に関するCR（未然防止処置及び消耗品補充・交換（薬品補充、蛍光灯やランプの玉切れに伴う交換等）は除く。）のうち、件数の多い系統について深掘りを行った結果と類似性・頻発性の観点の考察を以下に示す。

・建築関係設備

川内1、2号機ともに建築設備総合点検結果に基づく「耐放射性塗装の損傷（軽微な塗装の損傷、剥離）」等であり、運転経験から想定される事象である。

・換気空調系統（川内1号機）

建屋の各部屋の給気フィルタの差圧上昇であり、運転経験から想定される事象である。

・液体廃棄物処理系統（川内1号機）

洗濯設備運転に伴う洗浄排水フィルタ差圧上昇のCRが主であり、それ以外は洗浄排水高濃縮装置蒸発器圧力伝送器の許容誤差外れ、補助建屋冷却材ドレンタンクマンホールシート面の腐食及びキズに関するCR（工事記録の特記事項）が1件ずつ確認された。これらは、それぞれ運転経験から想定される事象である。

・化学体積制御系統

川内1、2号機ともに冷却材フィルタ差圧上昇及び封水注入フィルタ差圧上昇に関するCRや化学体積制御系統に含まれる各種ポンプや弁の分解点検時の工事記録の特記事項等に関するCRである。このうち、川内2号機の封水注入フィルタの差圧上昇については、川内2号機第27回定期事業者検査のプラント停止工程において頻発した事象が含まれており、前回評価時に類似性・頻発性の観点で問題がないことを確認済である。それ以外の事象は運転経験から想定される事象である。

・原子炉補機冷却水系統（川内1号機）

当該系統の計器許容誤差外れや、原子炉補機冷却水ポンプや各種弁の分解点検に伴う工事記録の特記事項に関するCRのみで

あり、運転経験から想定される事象である。

・炉外核計装関係（川内2号機）

運転経過に伴い想定される調整作業である「NIS校正」や「ΔI目標値設定変更」が主である。これら以外には、ケーブル絶縁抵抗低下事象の工事記録の特記事項に関するCR（1件）があり、原因は調査中であるが、炉外核計装関係設備において同様の事象は他に確認されていない。なお、当該ケーブルは予備のため本設とは切り離されており、NISの監視機能には影響がないことが確認されている。

以上のとおり、類似性・頻発性の観点で新たな問題は確認されなかった。

2025年度における設備に関するCR（未然防止処置及び消耗品補充・交換（薬品補充、蛍光灯やランプの玉切れに伴う交換等）は除く。）のうち、件数の多い系統について深掘りを行った結果と類似性・頻発性の観点の考察を以下に示す。

・建築関係設備

川内1、2号機ともに建築設備総合点検結果に基づく「耐放射性塗装の損傷（軽微な塗装の損傷、剥離）」等であり、運転経験から想定される事象である。

・液体廃棄物処理系統（川内1号機）

洗濯設備運転に伴う洗浄排水フィルタ差圧上昇のCRが主であり、それ以外は洗浄排水高濃縮装置蒸発器圧力伝送器の許容誤差外れが確認された。この事象は、運転経験から想定される事象である。

・化学体積制御系統（川内1号機）

冷却材フィルタ差圧上昇及び封水注入フィルタ差圧上昇に関するCRや化学体積制御系統に含まれる各種ポンプや弁の分解点検時の工事記録の特記事項等に関するCRである。これらの事象は運転経験から想定される事象である。

・炉外核計装関係（川内1号機）

運転経過に伴い発生する調整作業である「NIS校正」や「ΔI目標値設定変更」が主である。これらの事象は運転経験から想定される事象である。

・土木関係設備（川内1号機）

「建築関係設備」同様に土木設備総合点検結果に基づく「一部塗装面（耐放射性塗装以外）に軽微な剥離」等であり、運転経験から想定される事象である。

以上のとおり、類似性・頻発性の観点で新たな問題は確認されなかった。

（b） 故障原因別のCR件数を起点とした類似性・頻発性の評価

設備に関するCR（未然防止処置及び消耗品補充・交換（薬品補充、蛍光灯やランプの玉切れに伴う交換等）は除く。）について、故障原因別CR件数を第2.2.1.3-2図に示す。

2024年度下期における設備に関するCR（未然防止処置及び消耗品補充・交換（薬品補充、蛍光灯やランプの玉切れに伴う交換等）は除く。）のうち、件数の多い故障原因について深掘りを行った結果と類似性・頻発性の観点の考察を以下に示す。

・詰まり

1次系の液体フィルタや換気空調系のフィルタ詰まりが多数を占める。運転経験として想定される事象以外に、主蒸気逃がし弁出口の大気放出ラインに設置されたドレン受け排水口及び排水ラインの詰まりによりドレン受けに高温のドレンが溜まり、大量の蒸気が発生することで煙感知器が誤動作しハロン消火設備が動作した事象があるものの、同様の事象は発生しておらず、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

・動作不良

各種伝送器やアイソレータ等の動作不良（許容誤差外れ）が多数を占める。そのほかには警報付きポケット線量（APD）の伝送不良、鳴動不良や電動弁の手動レバー駆動部の動作不良等も確認された。これらは運転経験として想定される事象であり、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。また、これ以外に「グランド蒸気圧力低」警報発信が確認されており、原因は調査中であるが、同様の事象は発生していないことを確認しており、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

・摩耗

定期事業者検査や補機計画整備工事で確認された事象のうち、弁の構成部品のエロージョンや傷の発生によるものであり、すべて工事記録の特記・気付き事項に基づく情報であった。運転経験として想定される事象以外の事象は確認されておらず、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

・その他

建築設備総合点検結果に基づく「構造物の耐放射性塗装の損

傷（軽微な塗装の損傷、剥離）」等が4割、「原子力計装」における「出力領域核計装（NIS）校正」、「ΔI目標値の設定変更」、「炉内外核計装照合校正」、「1次冷却系統」における「ΔTの校正」等運転経過に伴い想定される調整作業が約2割、ポンプ羽根車や弁体シート面の点検時に発見される設備の傷や指示模様に関する気付き等が約1～2割を占めている。「その他」において、運転経験等から想定される事象以外の事象の再発等は確認されておらず、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

2025年度における設備に関するCR（未然防止処置及び消耗品補充・交換（薬品補充、蛍光灯やランプの玉切れに伴う交換等）は除く。）のうち、件数の多い故障原因について深掘りを行った結果と類似性・頻発性の観点の考察を以下に示す。

・詰まり

1次系の液体フィルタや換気空調系のフィルタの詰まりが多数を占める。これらは運転経験から想定される事象であり、運転経験から想定されている事象以外の事象は確認されていないことから、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

・動作不良

各種伝送器やアイソレータ等の不具合（許容誤差外れ）が多数を占める。これらは運転経験から想定される事象であり、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。また、これ以外に、部品単位での故障による影響や運搬時のミスによるケーブル断線が原因である事象が確認されているものの、同様の事象は発生していないことを確認しており、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

・摩耗

定期事業者検査や補機計画整備工事で確認された事象のうち、設備又は機器の構成部品の使用による機能・性能に影響しない摩耗であり、すべて工事記録の特記・気付き事項に基づく情報であった。運転経験から想定される事象以外の事象は確認されておらず、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

・その他

建築設備総合点検結果に基づく「構築物の耐放射性塗装の損傷（軽微な塗装の損傷、剥離）」等が4割、「出力領域核計装（NIS）校正」、「ΔI目標値の設定変更」、「炉内外核計装照合校正」、「1次冷却系統におけるΔTの校正」等運転経過に伴い発生する調整作業が約1割、ポンプ羽根車や弁座シート面の点検時に発見される設備の摺動傷や指示模様に関する気付き等が約1割を占めている。「その他」において、運転経験等から想定される事象以外の事象の再発等は確認されておらず、類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

b. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

調査期間における施設管理に係る発電所のパフォーマンスに関する実績指標（33項目）のデータ収集、分析及び評価の結果、目標値又はしきい値からの逸脱はなく、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向がないことを確認した。（第2.2.1-1表参照）

（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。

施設管理に係る実績指標について、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は確認されなかったことから、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。

また、CRの類似性・頻発性について深掘りを行っており、得られた気付き事項は、適切に対応され、必要に応じて改善活動が実施されていることを確認した。

なお、CAPのプロセスを規定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。

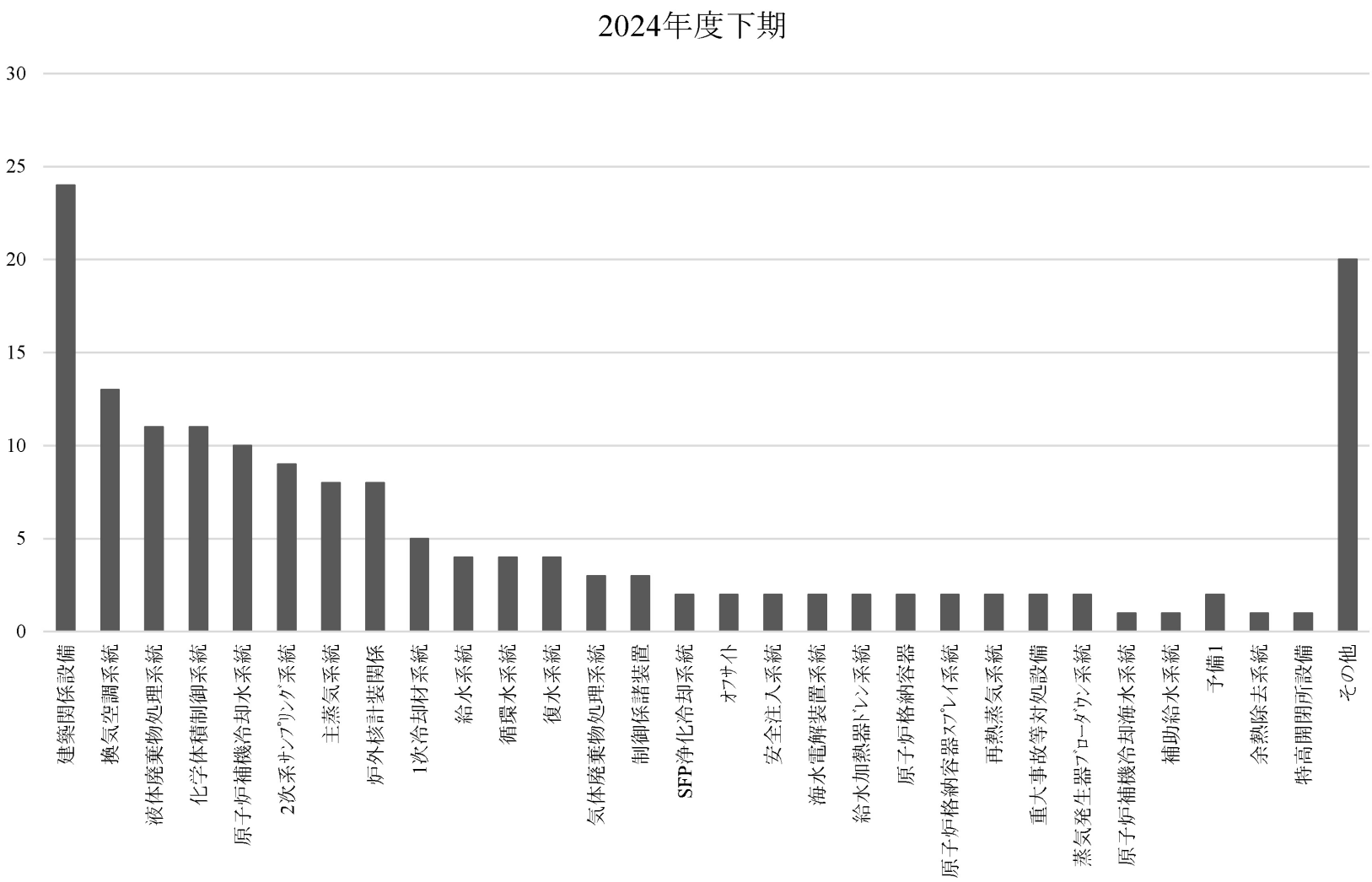
これらのことから、施設管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

(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

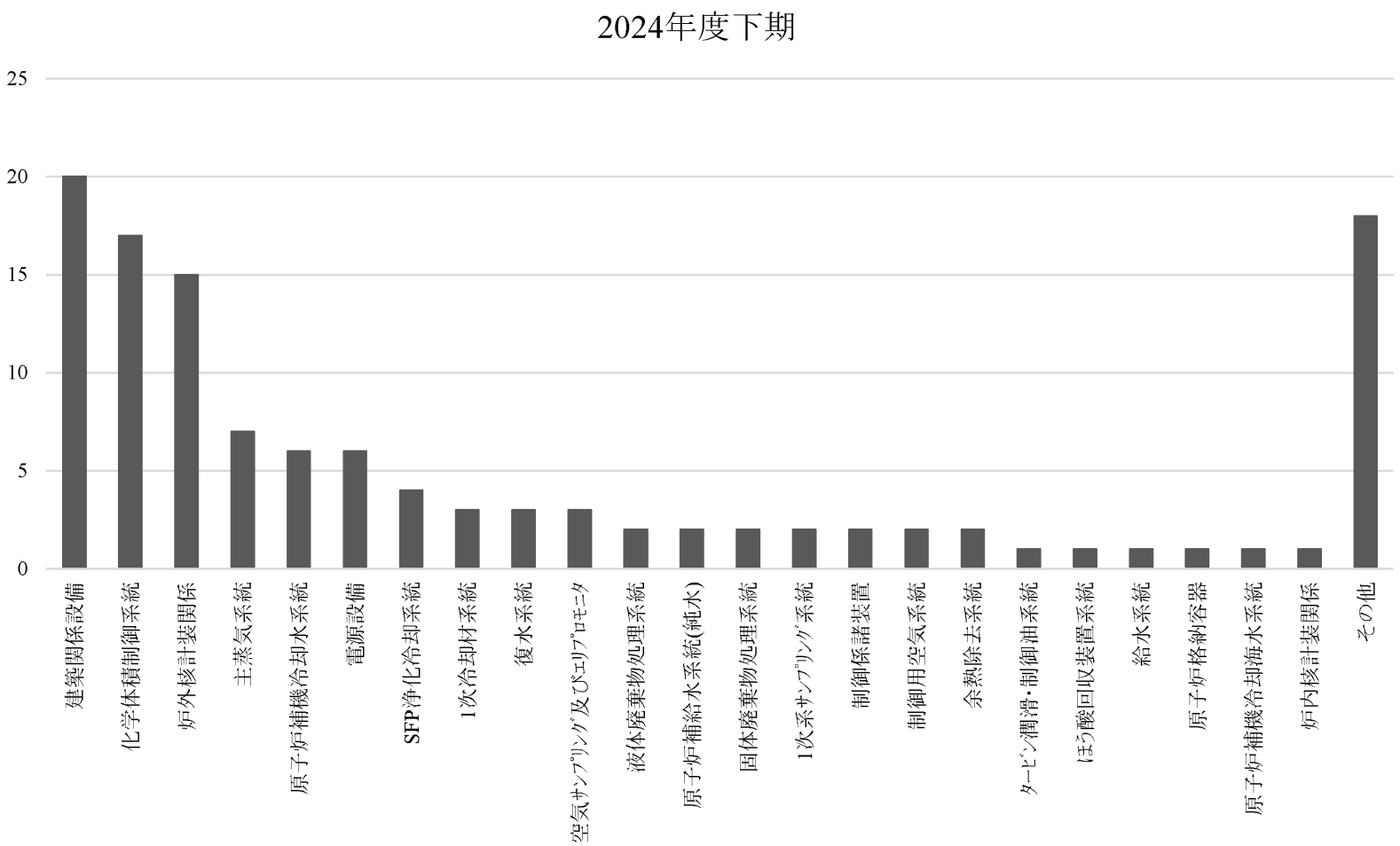
川内1、2号機の施設管理に関して、今後の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みとして、以下を抽出した。

- 1次系補機自動化制御装置及び空気式計器の更新工事(川内1号機のみ)
- RCP周りRTDのダブルエレメント化工事(川内1号機のみ)
- タービン動主給水ポンプ速度制御装置盤更新工事

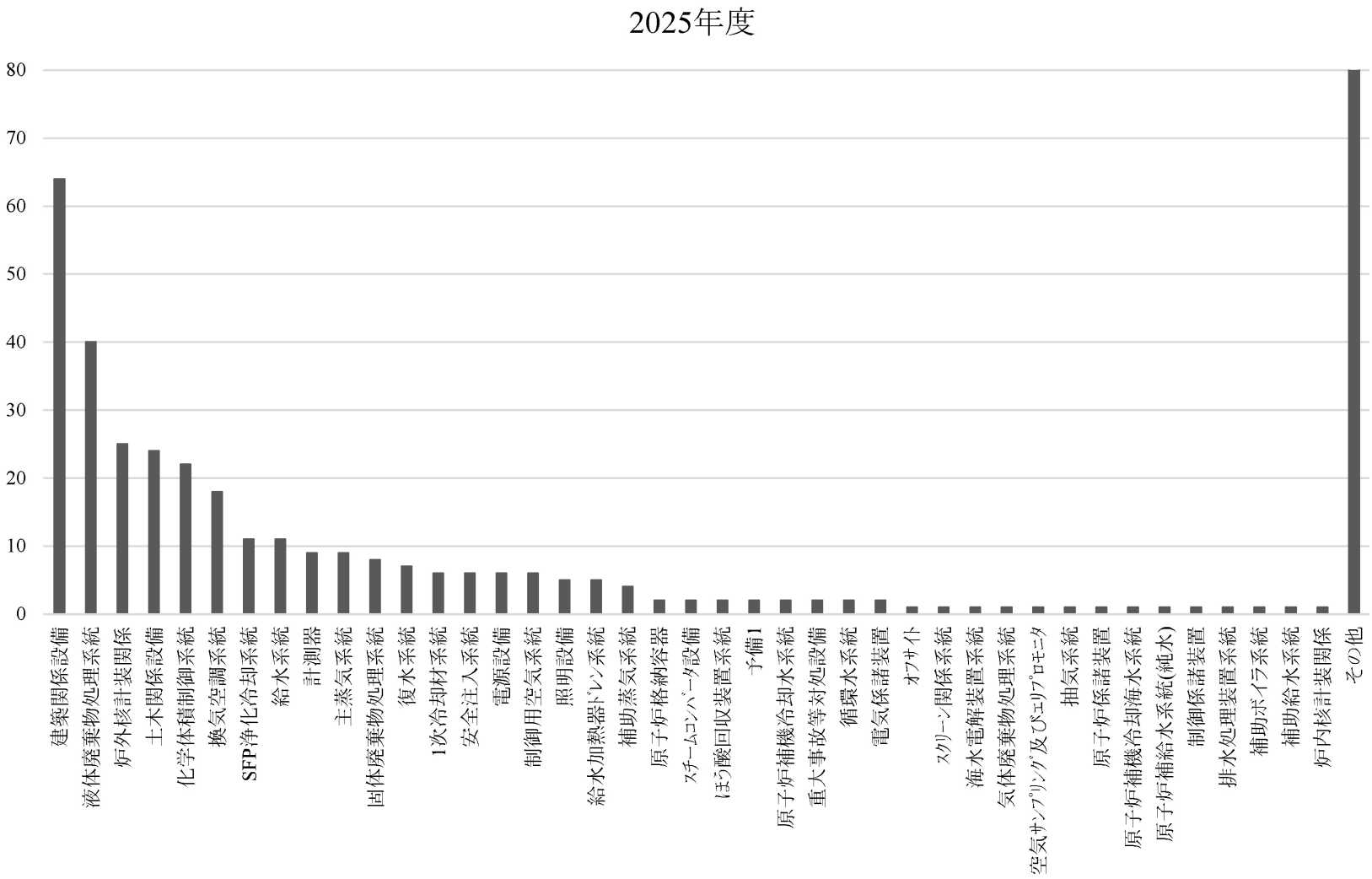
抽出した自主的な取組みの実施に係る計画の概要については、「2.3 安全性向上計画」にて記載する。



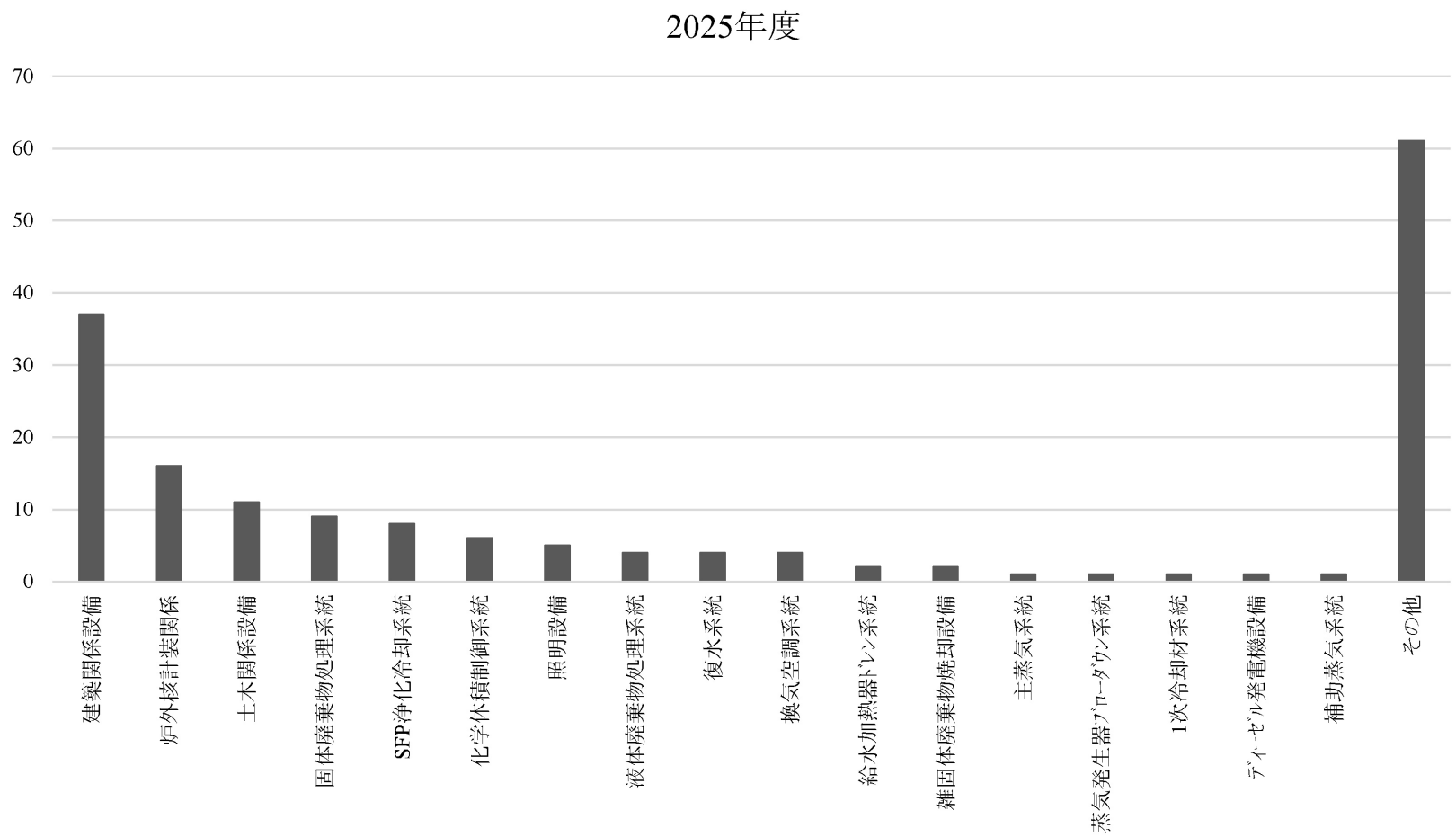
第2.2.1.3-1図　系統別CR件数（川内1号機）（1/4）



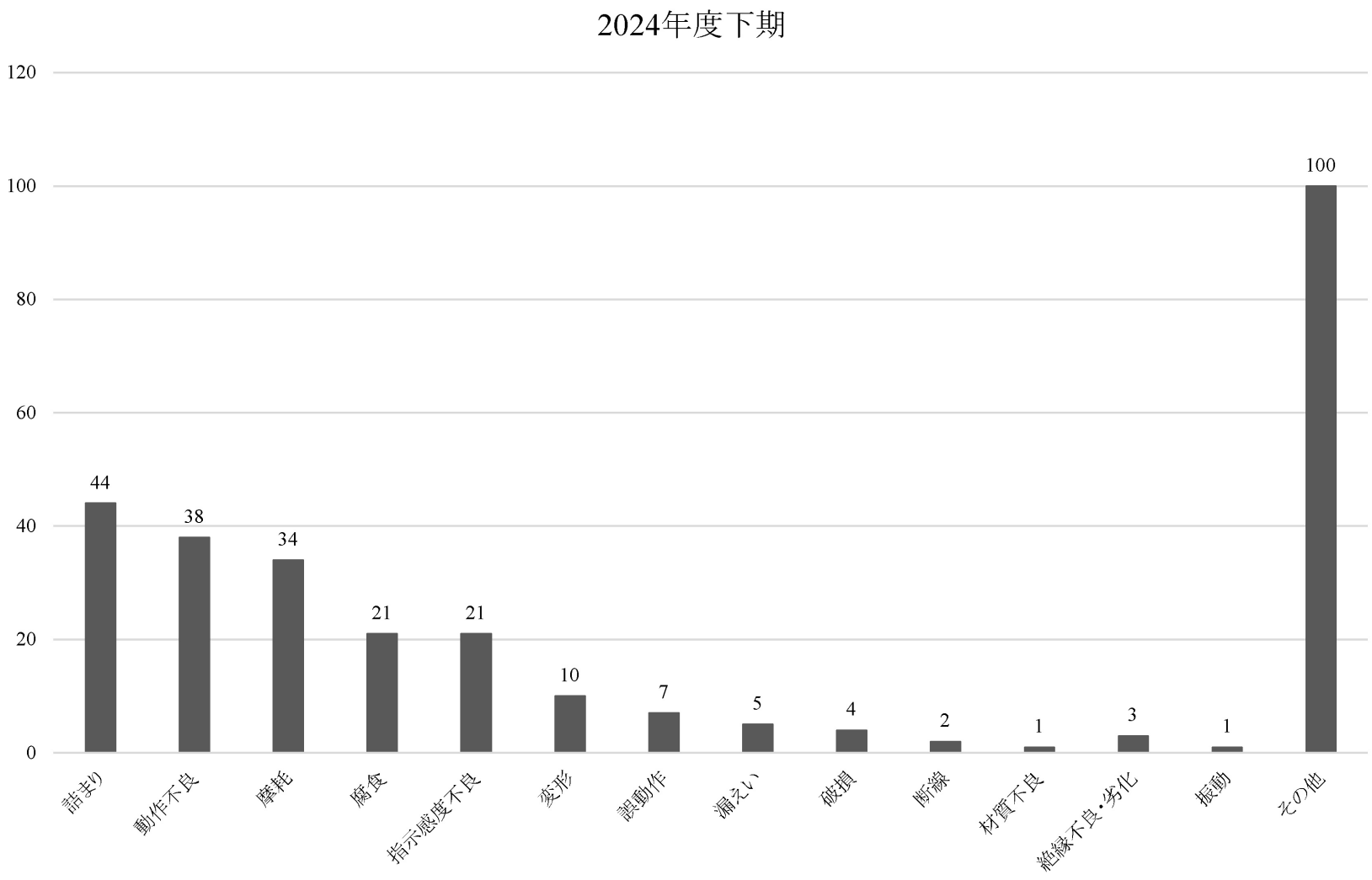
第2.2.1.3-1図　系統別CR件数（川内2号機）（2/4）



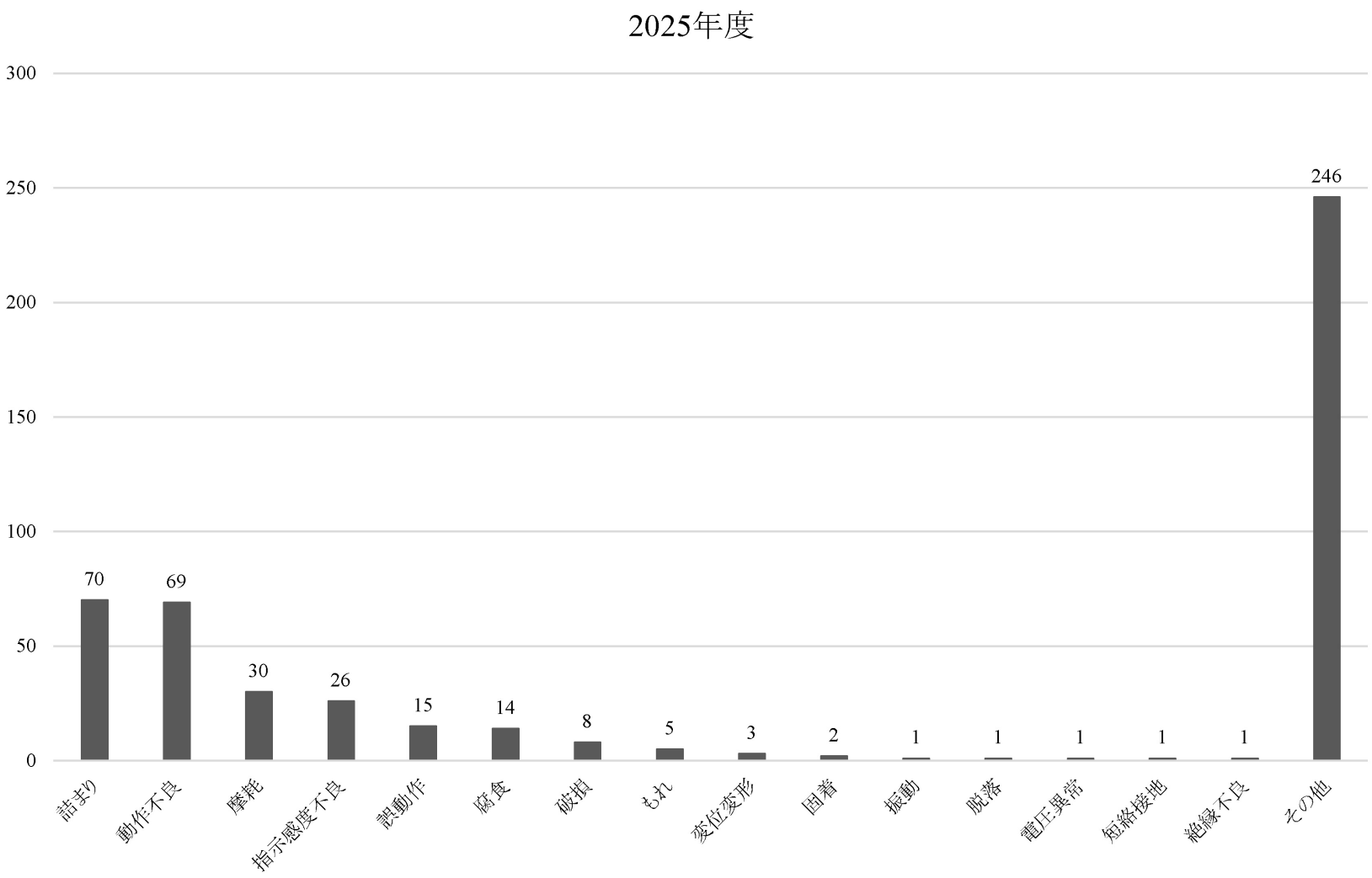
第2.2.1.3-1図　系統別CR件数（川内1号機）（3/4）



第2.2.1.3-1図　系統別CR件数（川内2号機）（4/4）



第2.2.1.3-2図　故障原因別CR件数（1/2）



第2.2.1.3-2図　故障原因別CR件数（2/2）

2.2.1.4 燃料管理

(1) 目的及び目的達成に向けた活動

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。

そのため、燃料管理に係る組織・体制や社内マニュアルの整備を実施するとともに、国内外の最新の規格・基準や法令の改正状況等を把握し、適切に社内マニュアルに反映をする等により継続的改善を図っている。

(2) 燃料管理と保安規定との関係

「2.2.1.4 燃料管理」に係る組織・体制等の概要については、添付資料「原子炉施設保安規定」における燃料管理に係る内容のとおりである。

(3) 燃料管理の調査

a. 燃料管理に係る組織・体制の改善状況

燃料管理に係る組織・体制については、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、技術運営グループにおいて燃料管理及び炉心管理に関する事項、放射線安全管理グループにおいて水質管理に関する事項、機械保修グループ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、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。

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が、今後とも適切な組織・体制が確立されるよう、継続的な改善を図っていく。

b. 燃料管理に係る社内マニュアルの改善状況

燃料管理に係る社内マニュアルについては、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、燃料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定めている。

なお、関係法令の改正や運用の変更時等には、適宜改正を行うことにより継続的な改善を図っている。

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

（a） 炉内燃焼管理報告書の記載内容見直し（燃焼管理の適切性向上）

原子炉の運転状況及び燃料の燃焼状況を管理するため、1か月に1回、炉内燃焼管理報告書を作成している。本燃焼管理の適切性向上を図るため、2024年12月に社内マニュアルを改正し、記載内容を見直した。具体的には、領域毎燃焼状況の項目に各領域の最高燃焼度の燃料番号やサイクル燃焼度の前月からの増加分を追記した。

この結果、燃焼管理の適切性の向上が図られた。

c. 燃料管理に係る教育・訓練の改善状況

燃料管理に係る教育・訓練については、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、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協力会社社員に対しても、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、技術運営グループ員に対しては、燃料管理、内挿物管理、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。

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が、今後とも教育・訓練の適切な見直しを図り、知識・技能の習得を継続的に図っていく。

d. 燃料管理に係る設備の改善状況

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2.2.1.4-1図参照）及びB型燃料（原子燃料工業（株）設計）（第2.2.1.4-2図参照）の2種類である。

（a） 燃料の改善状況

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、燃料に係るものはなかった。

（b） 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が、CAPに基づく継続的な改善に努める。

（4） 燃料管理に係る実績指標

a. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

調査期間における燃料管理に係る発電所のパフォーマンスに関する実績

指標（3項目）のデータ収集、分析及び評価の結果、目標値又はしきい値からの逸脱はなく、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向がないことを確認した。（第2.2.1-1表参照）

（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、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は確認されなかったことから、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のプロセスを規定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。

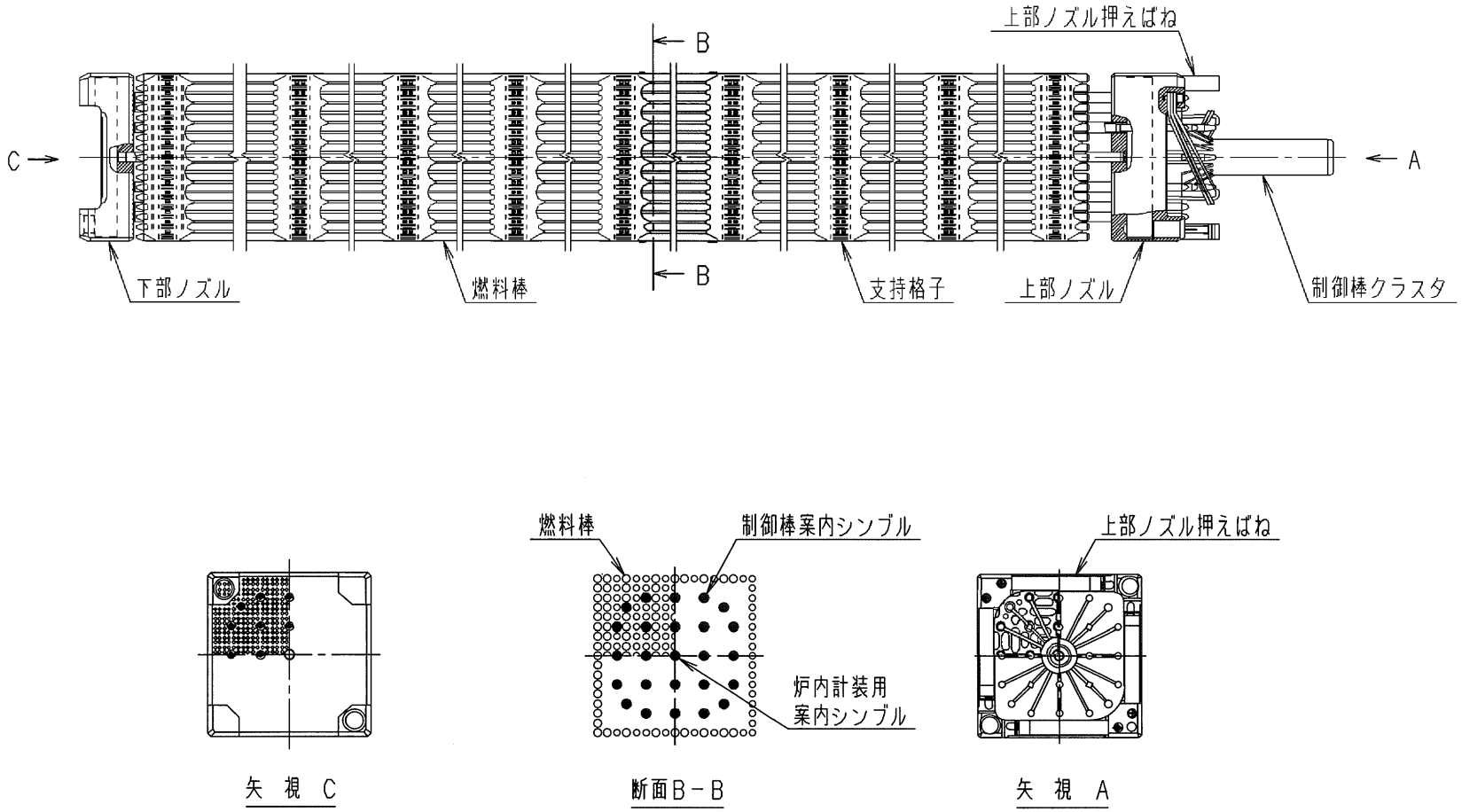
これらのことから、燃料管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

（6） 燃料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

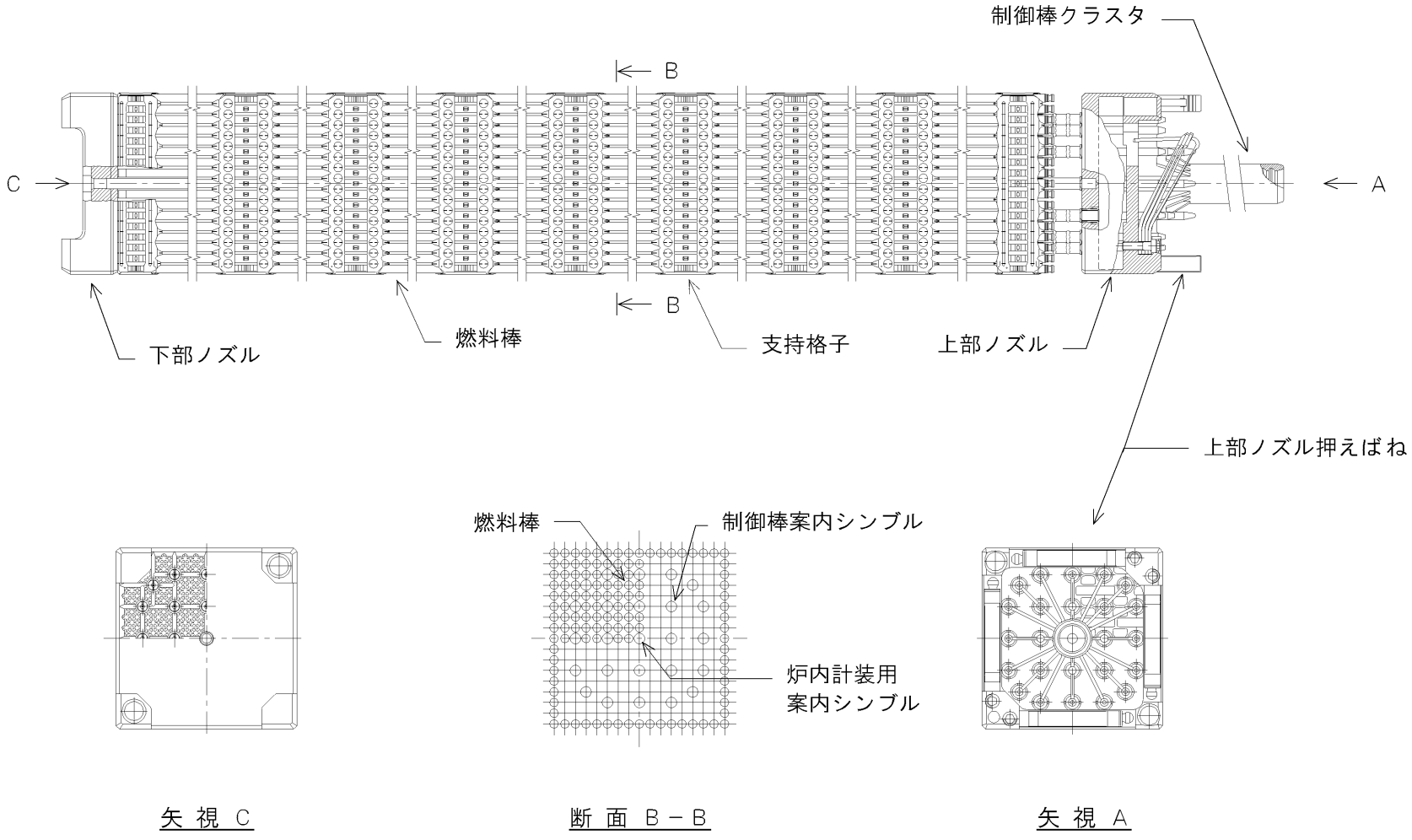
川内1、2号機の燃料管理に関して、今後の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みとして、以下を抽出した。

・使用済燃料乾式貯蔵施設設置工事

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2.2.1.4-1図　A型燃料集合体構造図 ［55,000MWd/t信頼性向上燃料］



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

2.2.1.5 放射線管理

（1） 目的及び目的達成に向けた活動

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。

そのため、管理区域の区域管理、管理区域への出入管理、放射線業務従事者の線量管理、作業管理、所内及び環境放射線モニタリング、防護具類の管理、汚染管理等の放射線防護活動を確実に行っている。

※：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） 放射線管理と保安規定との関係

「2.2.1.5 放射線管理」に係る組織・体制等の概要については、添付資料「原子炉施設保安規定」における放射線管理に係る内容のとおりである。

（3） 放射線管理の調査

a. 放射線管理に係る組織・体制の改善状況

放射線管理に係る組織・体制については、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、確実に保安活動を実施できるよう組織及び分掌事項を明確にしており、適切に維持及び継続的な改善が図られている。

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組

織・体制に係る主な改善活動はなかったが、今後とも適切な組織・体制が確立されるよう、継続的な改善を図っていく。

b. 放射線管理に係る社内マニュアルの改善状況

放射線管理に係る社内マニュアルについては、保安規定に基づき、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定めており、放射線業務従事者の線量管理、環境放射線モニタリング等の放射線管理に係る業務を実施している。

なお、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。

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主な改善状況を以下に示す。

（a） 法令報告値を下回る微量の放射性物質の体内への取り込み事象対応に伴う社内マニュアルの改正

玄海原子力発電所にて発生した法令報告値を下回る微量の放射性物質の体内への取り込み事象に対して、玄海原子力発電所では社内マニュアルに基づき対応を行ったが、社内マニュアルにおいて以下の内容が不明確であった。

・バイオアッセイ法※による線量評価に係る実施要否の判断基準及び線量評価を円滑に行うための具体的な体制
・ホールボディカウンタ測定（精密測定）による内部被ばく評価時に評価対象とする核種

以上の内容を明確にするため、川内1、2号機においては、2025年10月

に社内マニュアルを改正した。

この結果、内部被ばく対応手順の明確化が図られた。

※：尿や便などの排泄物（生物学的試料）を分析し、体内に取り込まれた放射性物質（主にα線・β線核種）の量を測定・推定する内部被ばく評価法

c. 放射線管理に係る教育・訓練の改善状況

放射線管理に係る教育・訓練については、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、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等の教育を実施している。

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

さらに、放射線業務従事者のうち「放射性同位元素等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。

これら教育及び訓練については、関係法令及び保安規定の改正を適切に資料に反映する等、適切に改善されている。

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・訓練の主な改善状況を以下に示す。

（a） エックス線装置及びガンマ線照射装置に関する規制の強化に伴う特別教育の導入

2021年に国内で発生したエックス線装置の点検作業中における被ばく事故を受け、電離放射線障害防止規則等が改正され、エックス線装置及びガンマ線照射装置に関する規制が強化された。

発電所では、エックス線装置（蛍光X線分析計）及びガンマ線照射装置（校正線源装置）を保有しており、本改正の適用対象であることから、2026年4月に社内マニュアルを改正した。これにより、エックス線装置又はガンマ線照射装置の取扱い業務（設置、準備、使用、点検、修理等）に従事する者に対し、以下の内容を習得することを目的として新たに特別教育を導入した。

・エックス線装置又はガンマ線照射装置を取り扱う業務に係る作業の方法に関する知識
・エックス線装置又はガンマ線照射装置の構造及び取扱いの方法に関する知識
・電離放射線の生命に与える影響
・関係法令

この結果、エックス線装置又はガンマ線照射装置による被ばく防止の強化が図られた。

d. 放射線管理に係る設備の改善状況

管理区域内の放射線環境については、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、被ばく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協力会社と協力して被ばく低減対策を検討するとともに、被ばく低減効果の大小に関わらず積極的に改善に取り組んでいる。

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、線量が高い配管等には仮設遮蔽の設置を行うことにより放射線業務従事者の被ばく線量を低減する努力を行っている。

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

(a) 川内1、2号機 簡易型体表面モニタの追加配備

簡易型体表面モニタは、管理区域内における汚染の早期発見及び汚染拡大防止を目的として、身体サーベイを実施する設備である。定期事業者検査時には、管理区域退域作業者の身体サーベイ待機者が多数発生しており、熱中症リスクの増加など作業者への負担が増大している。このため、身体サーベイの効率化及び作業者への負担軽減を目的として、2025年9月に簡易型体表面モニタを2台追加配備した。

この結果、身体サーベイの効率化及び作業者への負担軽減が図られた。

(4) 放射線管理に係る実績指標

a. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

調査期間における放射線管理に係る発電所のパフォーマンスに関する実績指標(15項目)のデータ収集の結果、13項目については目標値又はしき

い値からの逸脱はなかった。一方、2項目については「劣化傾向の可能性」の区分に該当した。（第2.2.1-1表参照）

2項目に対する分析及び評価の結果は以下のとおり。

（a） 集積被ばく線量

本指標は年度末に評価を実施するものであり、2025年度の集積被ばく線量が0.457人・Svとなり「劣化傾向の可能性」の区分に該当した。

2024年度（0.320人・Sv）と比較して値は上昇しているが、主な要因として2024年度の定期事業者検査と比較して作業量及び工事量が増加したことや、本指標の評価対象期間に含まれる定期事業者検査の日数が多かったことにより、値が相対的に高くなったと考えられる。

また、至近5か年において著しい上昇はないこと、悪化・回復を繰り返して次第に悪化している状態ではないこと、定期事業者検査において可能な限り被ばく線量を抑えるための対策を継続して検討・実施していることから、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は見られず、今後も引き続き傾向を監視する。

（b） 退域時の有意な汚染の検出件数

本指標は過去4四半期の累積件数であり、2024年度第1四半期で2件、2024年度第2四半期で9件発生し、累積件数が計11件となり、「劣化傾向の可能性」の区分に該当した。

川内1、2号機の定期事業者検査に伴う管理区域入域人数の増加が主な要因と考えられる。また、汚染拡大防止の更なる対策※を講じていることから、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は見られず、今後も引き続き傾向を監視する。

※:汚染拡大防止の更なる対策

・ゴム手袋の取替エリアの増設及びゴム手袋交換の徹底

・汚染の移行防止対策の防護具(エプロン)の活用

・手サーベイの徹底

・作業前における汚染対策(教育、汚染スポットの保護)の徹底

・簡易表面モニタ・サーベイメータの追加配備及び追加配備に伴う放射線管理員の配備

・チェンジングエリアの増設

上記2項目の分析及び評価並びに、その他13項目の実績指標の分析及び評価の結果を踏まえ、放射線管理に係る発電所のパフォーマンスに関する実績指標について、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向がないことを確認した。

(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、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は確認されなかったことから、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のプロセスを規定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。

（6） 放射線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

川内1、2号機の放射線管理に関して、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、以下を抽出した。

・管理区域内への給水所設置

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。

2.2.1.6 放射性廃棄物管理

（1） 目的及び目的達成に向けた活動

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。

そのため、適切な処理施設を設け、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の適切な管理を行うとともに、一般公衆の受ける線量を低く保つための努力目標値である放出管理目標値を超えないように努めている。また、放射性固体廃棄物については、必要に応じて圧縮減容、焼却等を行い、日本原燃（株）六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターへの計画的な搬出等を行うことで、発電所内における保管量の低減に努めている。

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表に示す。

（2） 放射性廃棄物管理と保安規定との関係

「2.2.1.6 放射性廃棄物管理」に係る組織・体制等の概要については、添付資料「原子炉施設保安規定」における放射性廃棄物管理に係る内容のとおりである。

（3） 放射性廃棄物管理の調査

a. 放射性廃棄物管理に係る組織・体制の改善状況

放射性廃棄物管理に係る組織・体制については、保安規定に基づく業務

を適切に行えるよう、放射性廃棄物管理を行うための責任及び権限が明確となっており、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。

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が、今後とも適切な組織・体制が確立されるよう、継続的な改善を図っていく。

b. 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルの改善状況

放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルについては、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、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定めており、法令改正、国内外発電所の事故・故障情報、CR等を踏まえた継続的な改善が図られている。

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、社内マニュアルに係る主な改善活動はなかったが、今後とも社内マニュアルの適切な見直しを図り、継続的な改善を図っていく。

c. 放射性廃棄物管理に係る教育・訓練の改善状況

放射性廃棄物管理に係る教育・訓練については、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、運転員、技術系所員、放射性廃棄物処理設備の業務に係る要員及び放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を行う協力会社社員を対象として、放射性廃棄物の管理に関する教育を実施している。

これらの活動については、国内外発電所の事故・故障情報から得られた教訓及び法令改正内容を教育内容に反映する等、適切に反映が行われている。

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、教育・訓練に係る主な改善活動はなかったが、今後とも教育・訓練の適切な見直しを図り、知識・技能の習得を継続的に図っていく。

d. 放射性廃棄物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主な改善状況を以下に示す。

(a) 廃棄物搬出設備設置工事

川内原子力発電所の運転に伴って発生する雑固体廃棄物については、搬出可能な充填固化体に処理する設備がないため、所内の貯蔵施設に貯蔵保管していた。この雑固体廃棄物を所外の埋設施設に搬出し、発電所の安定運転を継続することを目的として、廃棄物搬出設備を設置した。本設備は、雑固体廃棄物を必要に応じて圧縮減容するとともにモルタルで固めて充填固化体を製作する設備、固化体の搬出前検査を行う設備等で構成されており、2025年6月に運用を開始した。

この結果、雑固体廃棄物の所外への搬出が可能となり、固体廃棄物の貯蔵裕度の確保が図られた。

(4) 放射性廃棄物管理に係る実績指標

a. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

調査期間における放射性廃棄物管理に係る発電所のパフォーマンスに関する実績指標(10項目)のデータ収集、分析及び評価の結果、目標値又はしきい値からの逸脱はなく、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向がないこ

とを確認した。（第2.2.1-1表参照）

（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、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は確認されなかったことから、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のプロセスを規定した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

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

第2.2.1.6-1表　放射性固体廃棄物データ

年　度	ドラム缶 発生量 ［本］	その他の 種類の 発生量 ［本相当］	発生量合計 ［本相当］	焼却等 減容量 ［本相当］	搬出減量 ［本］	累積保管量※1 ［本相当］
2016年度	1,694	1,276	2,970	1,840	0	24,822※2
2017年度	683	1,344	2,027	2,235	0	24,614※2
2018年度	1,991	1,450	3,441	1,460	320	26,275※3
2019年度	1,413	1,394	2,807	1,779	0	27,303※3
2020年度	1,379	1,405	2,784	2,214	0	27,873※3
2021年度	808	928	1,736	1,842	0	27,767※3
2022年度	703	862	1,565	1,809	0	27,523※3
2023年度	733	1,041	1,774	1,717	0	27,580※3
2024年度	912	620	1,532	962	0	28,150※3
2025年度	1,128	234	1,362	757	0	28,755※3

※1：貯蔵設備容量37,000本相当（2025年6月の廃棄物搬出設備の運用開始前）、貯蔵設備容量41,500本相当（2025年6月の廃棄物搬出設備の運用開始以降）

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

※3：2-固体廃棄物貯蔵庫に蒸気発生器6基、保管容器695m^3（原子炉容器上部ふたを含む。）保管

2.2.1.7 緊急時の措置

（1） 目的及び目的達成に向けた活動

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。

そのため、事故・故障等が発生した場合に、速やかにプラントを安全な状態に収束させるとともに、的確な状況の把握を行い、あらかじめ整備した社内外通報連絡体制に従い、社内関係者への迅速な情報の伝達並びに速やかに国、地方公共団体等への通報連絡を実施するとともに、一般の方々に対しても適切に情報の公開を行う体制を整えている。

また、重大事故（シビアアクシデント）や大規模損壊といった、原子炉等規制法や原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）に規定される原子力災害※1となることを防止するため、対応手順を策定し、対処設備を整備するとともに、万が一原子力緊急事態等※2が発生した場合に備え、体制の確立、通報連絡手段の整備及び対応に係る計画を策定し、さらに、これらが適切に実施できるよう、各種訓練を実施することにより、原子力災害の発生又は拡大の防止を図っている。

※1：原子力緊急事態により国民の生命、身体又は財産に生ずる被害

※2：原子力事業者の原子炉の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で当該原子力事業者の原子力事業所外へ放出された事態（原子力緊急事態の蓋然性がある事態及びその復旧段階の状況を含める。）

(2) 緊急時の措置と保安規定との関係

「2.2.1.7 緊急時の措置」に係る組織・体制等の概要については、添付資料「原子炉施設保安規定」における緊急時の措置に係る内容のとおりである。

(3) 緊急時の措置の調査

a. 緊急時の措置に係る組織・体制の改善状況

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、また、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。

そのため、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。

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・体制の主な改善活動を以下に示す。

(a) 原子力施設における原子力災害オンサイト医療ネットワーク※1の運用開始

「原子力災害対策指針」では、事業所内で発生した傷病者に対する初期対応等を原子力事業者で行えるよう備えておくことが求められており、これまでに原子力事業者は、公益財団法人原子力安全研究協会との間で

原子力災害時オンサイト医療に係る契約を締結し、発災した原子力施設構内（オンサイト）における医療スタッフ等の招集体制を構築してきた。

この度、当社を含む原子力事業者は、発災後初期のみならず中長期にわたって傷病者発生に対応するための医療体制として、先行した取組みがなされている東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の緊急医療ネットワークと同様の仕組みである「原子力施設における原子力災害オンサイト医療ネットワーク（全サイトER※2ネットワーク）」を構築し、2024年11月に運用を開始した。

さらに、当社を含む原子力事業者は、2026年3月には、学校法人産業医科大学（以下「産業医大」という。）と「原子力災害オンサイト医療における産業保健支援対策※3に関する基本協定書」を締結し、双方が平時から連携して、発災時にオンサイト等で対応する産業医の確保に向けた取組み等を行うことで、産業医大が運営する支援チームのオンサイトへの派遣や、労働衛生管理・産業保健の指導を迅速かつ的確に受けられる体制を構築した。

この結果、原子力災害時オンサイト医療の更なる体制の拡充が図られた。

※1：原子力災害時にオンサイトで初期診療に当たる支援が可能であることを確認させていただいた医師に、全サイトERネットワークにご登録いただき、実際に発災した場合には、発災した原子力事業者から全サイトERネットワークにご登録いただいた医師にオンサイト医療の支援（事業者が設置したERでのシフト対応）を依頼する仕組み。全サイトERネットワークには、地域に偏らず全国各地の医師にご登録いただき、この医師のネットワークを構築することにより、原子力災害が発生した際

に、よりスムーズに医師へのアクセスやオンサイトでの医療に支援をいただくことが可能となる。

※2：原子力施設構内に設置する応急処置施設

※3：働く人が安全で健康に働き続けられるよう、事業者が行う健康・安全に関する取組み

b. 緊急時の措置に係る社内マニュアルの改善状況

緊急時の措置に係る社内マニュアルについては、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。

これらについては、医療機関との連携事項や事故・故障等の対応経験及び原子力防災訓練結果等を踏まえた継続的な改善を図っている。

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

（a） 重大事故等対処設備※1の走行用燃料等の不十分な検討による事故収束対応を7日間※2維持するために必要な資機材の未整備に伴う社内マニュアルの改正

2023年度第4四半期の原子力規制検査にて、他電力における原子力規制検査指摘事項「美浜発電所3号機重大事故等対処設備の走行用燃料等の不十分な検討による事故収束対応を7日間維持するために必要な資

機材の未整備」の対応状況を確認したところ、以下のとおり重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の資機材である走行用燃料について、計画的に備蓄をしていないことを確認した。

・SA設備の走行用燃料の必要量及び備蓄方法に関する設計段階の記録がなかったことから、事故収束対応を7日間維持するために必要な量を評価したところ、有効性評価シナリオの各シナリオにおいて期待するSA設備を使用し、走行用燃料の消費が大きいケースを抽出して評価した結果、走行用燃料は不足せず給油の必要はないことを確認した。一方で、重大事故等対応手順に定めるすべてのSA設備を使用し、走行用燃料の消費が大きくなる使用条件で評価した結果、タンクローリの走行用燃料が14リットル不足し、給油の必要があることを確認した。

・走行用燃料の備蓄について、運用開始段階でタンクローリの走行用燃料は管理できる範囲で多くの油量を保有することが望ましいことから90%以上として運用し、万が一、走行用燃料が不足した場合は、配備されている予備のタンクローリを用いることや発電所構内にあるその他の車両から軽油を融通することで対応可能と考え、備蓄をしていなかった。この走行用燃料の管理値90%以上は、事故収束対応を7日間維持するために必要な軽油の量を評価して定めたものではなかった。

以上を踏まえ、以下の再発防止策を行った。

・今回の事象について、保安規定教育において繰り返し教育を行うように保安規定教育資料の見直しを実施した。

・事故収束対応を7日間維持するために必要な資機材をサポートする物について、他から融通することや、当該単独の使用ではなく予備の

使用に期待している物がないか（類似する事象がないか）確認を行い、類似する事象がないことを確認した。

・可搬型車両の走行用燃料について、今回実施した評価結果を取りまとめるとともに、今後は可搬型車両等の取替えを行った際に、走行用燃料の定量的な評価を実施するように社内マニュアルを改正した。

この結果、重大事故等時におけるSA設備の信頼性向上及び事故収束対応を7日間維持するための体制強化が図られた。

※1：重大事故等対応に必要な車両（タンクローリ、資機材運搬用トラック、フォークリフト、ホイールローダ、移動式大容量ポンプ車（HS550）、ホース展張回収車、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車（HS900NF））に必要な走行用燃料を評価

※2：発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの期間

（b） 成功パス確認一覧表改訂時における業務プロセスの明確化

本店では、系統の多重性及び多様性を踏まえ、原子炉の安全停止に必要な機能ごとに火災防護対象機器を取りまとめた成功パス確認一覧表を整備している。同一覧表の改訂時における業務プロセスについて、以下の内容を整理し、2025年5月に社内マニュアルとして制定した。

・本店と発電所との相互確認に係る業務プロセスについて、本店から発電所への説明行為や発電所の社内マニュアルへの反映等を含め明確化した。

・成功パス確認一覧表の作成及び改訂に関する設計の考え方、ノウハウ、手順等を明確化した。

この結果、成功パス確認一覧表の改訂時における業務プロセスが明確となり、改訂内容が発電所の社内マニュアルへ確実に反映されることで、不適合事象の再発防止が図られた。

（c） 構造物等の設置がアクセスルートに及ぼす影響評価の未実施による複数のアクセスルートの確保失敗に伴う社内マニュアルの改正

2024年度第4四半期の原子力規制検査にて、川内1号機シーケンス訓練時、再稼働時の工認審査時に倒壊想定物として設置されていなかった建物等が地震時にアクセスルートに与える影響について質問を受けた。そのため、工認審査以降に設置した建物等を抽出・評価した結果、2箇所の構造物が地震で倒壊した場合、必要なアクセスルート幅3m※が確保できないことが判明した。

原因は以下のとおり。

・工認審査時のアクセスルートへの影響評価の内容を理解していなかったことから、社内マニュアルに定めるアクセスルートの維持管理方法（地震時の構造物の倒壊による影響評価等）が不足していることに気付かなかった。

・地震により構造物が倒壊した場合においても工認に記載される複数のアクセスルートを確保するためには、工認審査以降に設置した構造物が倒壊した際のアクセスルートへの影響について定量的な評価が必要であったが、1ルートが健全であれば重大事故等対策は可能であるため、その必要性に気付かなかった。

以上の原因を踏まえ、以下の再発防止策を行った。

・屋外アクセスルートに対する評価項目（津波遡上による浸水、周辺構造物の倒壊等）について、現状の評価結果を整理し、アクセスルート

周辺における変更工事等が立案され、再評価の必要性が生じた場合に確実な定量評価が行われるように2025年7月に社内マニュアルを改正した。

・構造物のうち仮置き資機材の設置に対しては、地震により資機材の高さ相当が倒壊した場合においてもアクセスルート幅3mを確保できるように2025年6月に社内マニュアルを改正した。

・屋外アクセスルートの維持管理に必要な評価について、防災管理グループ員に教育を実施した。また、今後定期的に教育を実施することを社内マニュアルに規定した。

この結果、構築物を設置する際のアクセスルートへの影響評価を行うプロセスが規定され、アクセスルートの確実な確保が図られた。

※：可搬型SA設備が道路を通行するために必要な道路幅

（d） 系統分離対策※を行う火災防護対象機器等選定時の誤った火災影響評価による火災防護対象機器等の系統分離対策の不備への対応

2023年度第2四半期の原子力規制検査にて、原子力検査官が、他電力における原子力規制検査指摘事項「美浜発電所3号機工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策」の未然防止処置の対応状況について確認を行ったところ、系統分離対策を行う火災防護対象機器等選定時の誤った火災影響評価により、火災防護対象機器等が選定されず、必要な系統分離対策が施工されていないことが確認された。

原因は以下のとおり。

・工認の記載内容についての背景や考え方、記載意図までは明確に

資料として残っていなかったため、担当者の業務経験によって判断され、工認の解釈が不十分になりやすい状況であった。

・火災チーム担当者による系統分離対策の必要性評価では、「成功パスを確保するために選択された系列（以下「選択パス」という。）の火災防護対象機器と選択パスと相違する火災防護対象機器同士が、同一火災区域・区画に設置されているか」、「選択パスの火災防護対象ケーブルと選択パスと相違する火災防護対象ケーブル同士が、同一火災区域・区画に設置されているか」を起点としていたため、選択パスの火災防護対象機器と選択パスと相違する火災防護対象ケーブル及び選択パスの火災防護対象ケーブルと選択パスと相違する火災防護対象機器の系統分離対策の必要性が検討の土台から漏れていた。

以上の原因を踏まえ、以下の対策を行った。

・火災防護設計業務を主管するグループにて「内部火災影響評価要領」を制定（2025年5月1日）し、成功パス確認一覧表の作成に関する設計の考え方、ノウハウ、手順等の明確化を図った。

・火災防護対象機器・ケーブルを区別せず、「選択パスの火災防護対象機器等と選択パスと相違する火災防護対象機器等が同一火災区域・区画にあるか」を、系統分離対策の検討の起点とするよう設計方針を整理した。

・「内部火災影響評価要領」の参考資料「過去に発生した不適合事例等」に本事象を追加した。

この結果、社内マニュアルの制定、設計方針の整理等により、同様の事象の再発防止が図られた。

※：安全のために複数の同じ設備を設置する場合、火災により同時に機能喪失しないよう、それぞれの設備や電源ケーブル等を耐火隔壁や耐火材等で分離すること。

（e） 能登半島地震を踏まえた変圧器に係る安全対策

2024年1月1日に発生した能登半島地震により、北陸電力（株）志賀原子力発電所2号機の主変圧器において、冷却器配管が損傷し、絶縁油が漏えいした。また、放圧板※が動作した。さらに、損傷部からの絶縁油漏えいに伴う油面の低下により発生したアークによって変圧器内部のブッシングが損傷し、変圧器の更新が必要となった結果、復旧に長期間を要することとなった。

上記の事象を踏まえ、変圧器故障による外部電源の脆弱な状態が長期化するリスクの低減を図るため、2026年3月に社内マニュアルを改正した。具体的には、絶縁油漏えいにより油面計が可視範囲外となった場合は、変圧器絶縁破壊のおそれがあるため速やかに変圧器を停止する旨を記載するとともに、絶縁破壊した場合には外部電源の長期喪失のおそれがある旨を明記した。

併せて、変圧器放圧板の早期復旧対策として、予備品を確保した。

この結果、電源系統の信頼性が向上した。

※：変圧器の内部圧力が上昇した際に自動的に放圧を行い、内部の窒素ガスや絶縁油等を大気放出することで、変圧器本体及び付帯設備の損傷を防止する安全装置

c. 緊急時の措置に係る教育・訓練の改善状況

緊急時の措置に係る教育・訓練については、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。

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・訓練の主な改善状況を以下に示す。

(a) 情報共有シートの作成及び共有に関する改善

2023年度原子力防災訓練において抽出された課題である「原子力規制庁緊急時対応センター(以下「ERC」という。)プラント班への説明において、事象進展予測や事故収束戦略等と紐づけた説明を行うための情報が不足し、断片的な情報提供となる場面があった」を踏まえ、以下の原因・要因に対する対応を行った。

(原因・要因)

ERCプラント班への説明に用いる情報共有シート(以下「COP」という。)は、設備状況シート、戦略シート及び概略系統図で構成されている。また、その作成に当たっては、表計算ソフトの機能を活用して発電所にて作成した設備状況シートの電子データを発電所－本店間の共有フォルダでやりとりし、これを元に本店にて戦略シート及び概略系統図を作成する運用としている。

2023年度の訓練において、設備状況シートが発電所から本店へタイムリーに共有されない場面や必要な情報が不足しているCOPがERC対応ブースに共有される場面があり、ERC対応ブースの発話者は戦略等の説明に必要な情報を入手できないことがあった。

主な要因は以下のとおり。

・発電所のCOP作成者（運転支援班員、保修班員）及びCOP確認者（号炉指揮者等）は、設備の状況を表す記号に関して、設備故障時の入力内容等に迷う場面があったため、作成に時間を要し、なおかつ、必要な情報（設備の準備状況、使用開始予定時刻、優先順位等）が記載されていない設備状況シートを本店へ共有する場面があった。また、本店のCOP作成者は、発電所から共有された設備状況シートに対して、COPの早期作成を優先したため内容確認が不十分となっている場面があった。これは、訓練事務局にて作成しているCOP作成に係るマニュアル内に設備状況の識別方法等が具体的に記載されていなかったこと、また、発電所のCOP作成者及びCOP確認者に対して、COPの重要性や作成方法に関する十分な説明・教育ができていなかったことによるものと考えられる。

・本店のCOP作成者は表計算ソフトの機能を活用し、前回のCOPと比較して変更箇所を識別する運用を行っているが、表計算ソフトのプログラム処理に時間を要した。また、COP作成者は表計算ソフトの操作方法を理解していたものの、習熟が図れておらず、操作に時間を要した場面があった。

・設備状況シートは、発電所の号炉指揮者が内容を確認後に本店へ共有する運用としているが、確認内容が多岐にわたる事から確認に時間を要した。

・COPがタイムリーにERC対応ブースの発話者に届かない場合は、至近で作成したものに手書きで修正する想定であったが、COPが本店即応センターに全く共有されない場合の対応が不明確であったため、説明に必要な情報をERC対応ブースの発話者に提供できなかった。

（改善点）

・COP作成に係るマニュアルに、ケーススタディを追加する等充実を図り、関係者へ周知を行った。また、関係者に対してCOP作成に係る教育・勉強会等を実施した。

・原子力災害情報システムにCOPの作成機能を追加した。

・設備状況シートに記載する「設備の状態」、「全体戦略」等について、入力の段階にて適宜、号炉指揮者、運転支援班長及び保修班長が確認するように役割分担を見直して関係者へ周知した。また、当該運用を緊急時対応に係る手引きに定めた。

・COPがERC対応ブースに届いていない場合は、手書き更新を実施するよう関係者への周知と教育を実施した。

この結果、発電所、本店及びERC対応ブース内で事象進展予測や事故収束戦略等に係る情報が確実に共有できるような体制が強化され、併せてERCプラント班への情報連携が強化された。

（b） ERCプラント班への書画装置を活用した説明方法の改善

2023年度原子力防災訓練において抽出された課題である「書画装置を用いてERCプラント班への説明を行う際に、投影した資料がERC側で見えづらく、視認性の確認・調整により説明が滞る場面があった」を踏まえ、以下の原因・要因に対する対応を行った。

（原因・要因）

書画装置の活用に関して、装置の状態や投影方法等を確認し、以下の要因と推察した。

・自らが持参した細いペンを活用したこと及び作成した資料がERCに提

示される認識がなかったことから、投影した資料の中に、字が小さいもの、線が細いもの、また、複写式の資料においては文字が薄いものがあった。

・投影している資料が動くことや、説明箇所をペンで示す際に手が映り込むこと等により、画面がちらつき、ピント調整に時間を要した。

（改善点）

・文字の太さが均一となるよう、同じ仕様の筆記用具を配備するとともに、ERC対応ブース要員に対して、書画装置を活用した説明を行う際は投影する資料の視認性を確認するよう周知した。

・専用の指示棒を配備した。また、ERC対応ブースに書画装置を活用した説明を行う際の注意点を提示するとともに関係者へ周知した。

この結果、書画装置による投影資料の視認性の改善が図られ、ERCと事業者の情報連携が強化された。

（c） 本店即応センター内の発話ルールの明確化

2023年度原子力防災訓練において抽出された課題である「本店即応センター内が喧騒としており、各機能班からの報告内容が聞き取りづらい環境であり、発電所からのTV会議による発話と本店即応センター内の発話が重複する場面が見られる等、情報共有がしづらい状況であった」を踏まえ、以下の原因・要因に対する対応を行った。

（原因・要因）

・本店即応センター内では、「発電所とのTV会議の音声」、「本店即応センター内のマイク発話」、「ERCとのTV会議音声」が同時に流れる環境となっていた。

・ブリーフィングのタイミングや発話時の注意点など本店即応センター内における発話のルールが明確となっていなかった。

（改善点）

・発電所から本店即応センターに対してTV会議で呼びかけがあった場合、発電所の発話を傾聴するよう関係者へ周知した。

・本店即応センター内で周知を行う際は発話時にベルを活用すること、また、ブリーフィング実施のタイミング等の注意事項を関係者へ周知した。

この結果、本店即応センター内の円滑な情報共有が図られた。

（d） 発電所対策本部長へ報告すべき情報の精査

2023年度原子力防災訓練において抽出された課題である「各機能班から発電所対策本部長へ報告すべき情報が過多となり、発電所対策本部長の緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）※の判断や通報文の確認等を阻害する可能性があったため、発電所対策本部長が冷静に対応できるよう、思考環境をより一層整える必要がある」を踏まえ、以下の原因・要因に対する対応を行った。

（原因・要因）

各機能班は、運転操作の進捗状況、機器の詳細な故障情報等の優先度が低い情報についても発電所対策本部長へ迅速に報告しておくことが有用と考え、都度口頭で発電所対策本部長に共有していた。また、各機能班は発電所対策本部長へ報告のたびに発話許可を求めていた。

（改善点）

・傷病者発生、EALに係る情報等、重要な報告については、発電所対策本部長へ報告し、その他情報については、号炉指揮者へ報告するよう運用を変更し、各機能班へ周知した。また、当該運用を緊急時対応に係る手引きに定めた。

・発話許可・統制の運用変更（許可・統制者の変更等）について周知した。また、当該運用を緊急時対応に係る手引きに定めた。

この結果、発電所対策本部長へ報告すべき情報が精査され、思考環境がより一層整えられた。

※：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原子力事業者が判断する基準

（e） 発電所対策本部の音声制限

2023年度原子力防災訓練において抽出された課題である「発電所対策本部内の発話とTV会議の音声がともにスピーカーから流れることによって、発電所対策本部内の喧騒が高まり、発電所対策本部要員は必要な情報を聞き逃がすおそれがあった」を踏まえ、以下の原因・要因に対する対応を行った。

（原因・要因）

TV会議を通じた発電所対策本部から本店即応センターへの情報共有について、重要度や優先度が低い内容も含まれていたことから、発電所からの発話が過多となり聞き分けづらい状況であった。

（改善点）

EALに係る情報等、TV会議で報告すべき重要な情報について整理し、重要な情報以外については、原子力災害情報システムによる情報共有に努めるよう運用を見直して周知を実施した。また、当該運用を緊急時対応に係る手引きに定めた。

この結果、発電所対策本部における情報の伝達、共有の更なる改善が図られた。

(f)　ERCプラント班への住民防護に関連する情報発信

2024年度原子力防災訓練において抽出された課題である「ERC対応ブースの発話者は、ERCプラント班への説明の際、住民防護に関する情報（最初の原災法第15条に該当する事象発出の見込み、炉心損傷等の進展予測等）の説明が不足している場面やタイムリーに説明できていない場面があった」を踏まえ、以下の原因・要因に対する対応を行った。

（原因・要因）

・ERC対応ブースの発話者は、短時間かつ説明事項が多い状況において、端的に説明できていなかったことから、最初の原災法第15条に該当する事象の発出予定時刻の説明ができていなかった。また、プラント状況の説明を優先していたため、進展予測をタイムリーに説明できていなかった。

・ERC対応ブースの発話者及び全体総括は、環境モニタの状況等の情報は、プラント状況やEAL判断に関する情報等に比べて優先度が低く、別途報告すればよいと考えていた。また、ERC対応ブースの全体総括もタイムリーに報告するよう指示をしていなかった。

（改善点）

・住民防護に関連する情報発信に関する事項を教育資料に追加し、関係者へ周知・教育を実施した。

この結果、ERCプラント班への住民防護に関連する情報発信が適切に行われ、原災法第15条に該当する事象発出の見込み、炉心損傷等の進展予測等の説明性が向上した。

（g） 正確な通報連絡文の作成

2024年度原子力防災訓練において抽出された課題である「通報連絡文の作成において、誤記の発生防止及び誤記の発見を確実に実施できる取組みが必要である」を踏まえ、以下の原因・要因に対する対応を行った。

（原因・要因）

・通報連絡文作成者は内容確認も兼務しており、対象号機、EAL番号及び事故内容等を主に確認しており、過去の時刻や単位等細かな記載内容を十分に確認する体制ができていなかった。

・通報連絡文作成者は迅速さを重視するあまり、対象号機、EAL番号、事故内容等の確認に重点を置いており、細かな記載内容を十分に確認できていなかった。

・通報連絡文作成者にて通報連絡文に既出の情報を記載する際、入力内容が少量な場合、送付済の通報連絡文から引用せず手入力する方が早いと考え、新たに手入力している箇所があった。

（改善点）

・新たに設けた通報連絡文確認者がチェックシートを用いて通報連絡文全般に誤記がないか確認することや既出の情報をその後の通報連

絡文に記載する場合はコピー&ペーストを行うことについて、緊急時対応に係る手引きへ記載し、関係者へ周知を行うとともに、勉強会及び要素訓練（通報訓練）を通じて習熟を図った。

・新たに通報連絡文確認者を設けたことにより、通報連絡文の作成及び確認にそれぞれ専念することが可能な体制となり、2025年度の訓練では誤記が発生していないことを確認した。

・送付済の通報連絡文に記載した既出の情報をその後の通報連絡文に記載する際に、コピー&ペーストを活用することで、発生号機や発生時刻等の記載内容を正確に記載しており、正確な通報連絡文の作成を行ったことを確認した。

この結果、誤記の発生防止及び発見の対策が実施され、通報連絡文作成の正確性が向上した。

（h） 飛行中の機体が発する3つの光を確認した事案を踏まえた対応

2025年7月に玄海原子力発電所において、飛行中の機体が発する3つの光を確認した事案を踏まえた対応状況を以下に示す。

（運用面）

・通報連絡の改善

今回の核物質防護事案の一連の対応結果を踏まえ、同様の事象が発生した場合に、情報の正確性や即時性を確保しながら、より確実に通報連絡対応を行えるようにするための改善に向け、関係機関への通報連絡に係る課題を抽出し、検討方針をまとめた。

今後、通報連絡に関する課題の改善結果については、訓練等を通じて、その実効性を検証し、継続的に改善していく。

・飛行体等飛来時の撮影方針

飛行体等の不審な光を確認した際には、デジタルカメラ（スマートフォン含む。）を用いて静止画や動画が撮影できるよう、カメラ撮影の運用を明確にした。

・発電所内周知と監視強化

所員及び協力会社社員に対して、事案内容や不審物発見時の対応方法を改めて周知するとともに、監視を強化している。

・発電所におけるドローン飛来時対応訓練

ドローン飛来時の対応訓練（県警主催）を実施した。訓練においては、実際にドローンを飛行させ、夜間等におけるドローンの見え方や監視機材の取扱いについて確認した。今後も訓練を通じて対応能力の向上に努めていく。

（設備面）

・監視機材の拡充

検知能力の更なる向上（視認性の向上）を目的とした監視機材を整備した。（双眼鏡及び暗視スコープの配備拡充、投光器を配備）

・更なる対策

早期検知に資するドローン検知装置等の導入に向けた検討を進める。なお、航空機の位置情報をリアルタイムで把握できるサービスの利用を開始した。

この結果、核物質防護に係る発電所への小型無人機等の飛来時における通報連絡の改善、監視強化等が図られた。

（i） 設計経年化（津波）評価結果の教育

設計経年化による安全上の弱点への理解浸透を図るため、ATENAの「ATENA 20－ME03（Rev.1）設計の経年化評価ガイドライン」における外的事象に係る評価手順（津波）を活用した津波による建屋内浸水後の評価（川内2号機第7回届出で実施）について、所員へ周知・教育を実施した。

この結果、建屋内浸水後のプラント挙動への理解が深まり、重大事故等発生時の事故収束対応に係るレジリエンスの向上が図られた。

d. 緊急時の措置に係る設備の改善状況

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。

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主な改善状況を以下に示す。

（a） 川内1、2号機 受電系統の変更（特別高圧開閉所の更新工事）

発電所の特別高圧開閉所について、受電系統を2ルート3回線から3ルート6回線（500kV送電線1ルート2回線、220kV送電線2ルート4回線）に変更し、2024年11月に運用を開始した。また、特別高圧開閉所をEL.+13.3mからEL.+35.0mの高台に移設した。

この結果、外部電源確保の更なる信頼性向上が図られた。

（b） 川内1、2号機 海水管トレンチ他電線管内ケーブル系統分離対策工事

川内1、2号機の海水管トレンチの電線管等に収納する火災防護対象ケーブルについては、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則への早期適合を目的に、新たに「耐火隔壁の設備対策と可燃性物質を保管しない管理等の運用対策を組み合わせた対策（以下「組合せ対策」という。）」に関する設工認申請を行い、川内1号機第28回定期事業者検査及び川内2号機第27回定期事業者検査において対策工事を実施した。

上記の対策工事に続き、川内1、2号機の海水管トレンチの電線管等に収納する火災防護対象ケーブルについて、組合せ対策が不要となるよう「電線管等の全長に耐火隔壁の設備対策を施工する等の最終的な対策工事」を実施した。

この結果、発電所の火災に対する安全性が向上した。

（c） 川内1、2号機 ECCS再循環切替自動化工事

川内1号機第5回及び川内2号機第5回安全性向上評価にて実施した確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の評価結果において、ECCS再循環切替操作の実施に必要な時間余裕が短いことが評価結果に影響を与えることが明らかとなった。このため、当該操作のすべて若しくは一部を自動化する設備の導入は人的過誤確率の低減に有効であるとの所見が得られた。

また、外部機関より事故時の安全性向上・信頼性強化、運転員による人的過誤の低減及び事故時対応操作の運転員の負担軽減の観点から、1次冷却材喪失事故時におけるECCS再循環切替の自動化について提言がな

された。これらを踏まえ、川内1号機第29回定期事業者検査及び川内2号機第28回定期事業者検査において、原子炉安全保護盤、原子炉安全系シーケンス盤、中央制御盤等の改造を行い、ECCS再循環自動切替シーケンスを追加した。

この結果、1次冷却材喪失事故時における設備の安全性向上・信頼性強化が図られた。

(d) 不適切な設計管理による火災防護対象ケーブルの系統分離対策の不備への対応

2023年度第1四半期の原子力規制検査にて、他電力における原子力規制検査指摘事項「美浜発電所3号機工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策」を踏まえ、当社の対策状況の確認を実施したところ、火災影響範囲外の火災防護対象ケーブルを敷設する電線管(以下「対象電線管」という。)に対して、設工認どおりの系統分離対策が施工されていないことが確認された。

原因は、系統分離対策の検討を行う際、電線管内ケーブルへの防護対策が必要という認識がなく、設工認資料に電線管内ケーブルへの防護対策が記載されなかったことであった。

今回の事象を踏まえ、以下の対応を実施した。

・対象電線管近傍(水平6m)に持込み可燃物の保管を原則禁止とするルールを社内マニュアルに定め現場整備を実施した。

・油内包機器、電源盤等の固定火災源から火災の影響を受ける範囲(水平6m)の対象電線管への断熱材の設置等による火災影響防止対策を実施した。

・持込み可燃物管理等の運用による対策が不要となるよう、対象電線管への断熱材の設置等による火災影響防止対策を実施した。

・今回の事案を関係者に周知するとともに、継続的な教育を行うため、新たに社内マニュアルを制定し、過去に発生した内部火災影響評価に関する不適合事例集を添付し、火災防護設計に関連する担当者への教育資料として使用することで関係者の認識を高め、類似の不適合発生を防止することとした。

・自らの気付きや自社分だけでなく他社分の原子力規制検査での指摘事項に対する改善を継続的に行うため、未然防止処置に関するプロセスにて適切に対応することとした。

この結果、今後の類似した不適合発生事象が抑制されるとともに、火災による影響防止が図られた。

(4) 緊急時の措置に係る実績指標

a. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

調査期間における緊急時の措置に係る発電所のパフォーマンスに関する実績指標(4項目)のデータ収集、分析及び評価の結果、目標値又はしきい値からの逸脱はなく、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向がないことを確認した。(第2.2.1-1表参照)

(5) 緊急時の措置に係る有効性評価結果

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

能していることを確認した。

緊急時の措置に係る実績指標について、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は確認されなかったことから、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のプロセスを規定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

川内1、2号機の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、以下を抽出した。

・重大事故等対策運用性向上工事

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。

2.2.1.8 安全文化の醸成活動

(1) 目的及び目的達成に向けた活動

原子力発電所の安全文化の醸成活動においては、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。

そのため、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いる。具体的には、安全文化に関して、所員に対する所長の訓話等のメッセージ発信、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、CR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いる。

(2) 安全文化の醸成活動と保安規定との関係

「2.2.1.8 安全文化の醸成活動」に係る組織・体制等の概要については、添付資料「原子炉施設保安規定」における安全文化の醸成活動に係る内容のとおりである。

(3) 安全文化の醸成活動の調査

a. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況

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。

そのため、保安規定に基づき、社長をトップマネジメントとして原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、計画、実施、評価、改善のPDCAサイクル

を回すことで、安全文化醸成に関する改善事項を抽出し、改善に努めている。

発電所における安全文化が醸成されている状態について、総合評価を実施した結果を第2.2.1.8-1表に示す。

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）の主な改善状況を以下に示す。

※：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

（a） 他電力のクレーン倒壊事象を踏まえたリスク分析・評価等

2024年度玄海原子力発電所原子力内部監査において、以下の助言を受けた。

・他電力におけるクレーン倒壊事象を踏まえ、原子力発電リスクを適切に分析・評価するとともに、その結果及び対応策を記録において明確化することが望ましい。

・運転経験や確率論的考慮事項等のリスク評価のキーエレメント※との関係を整理することがリスクマネジメントでは重要である。

これらを踏まえ、以下の対応を実施した。

・2025年9月に社内マニュアルを改正し、クレーンの倒壊又は吊荷による設備損傷等の発生防止を主眼として、「事前の確認」、「作業時の連絡体制」及び「環境変化時の対応」を具体的に定めた。

・毎年実施している原子力安全教育において、リスク情報を活用した意思決定（RIDM）の仕組みのうち、課題抽出時に原子力安全への悪影響について想像力を働かせることの重要性及び7つのキーエレメントを網羅的に考慮する必要性を教育内容に反映し、教育資料の充実化を図った。

この結果、リスクマネジメントの更なる実効性向上が図られた。

※:「原子力安全及びプラントの運転に影響を与える可能性があるため、統合的な分析のためにリスクを評価する項目」のことであり、具体的には次の7つの項目を指す。①基準及び良好な慣行、②運転経験、③決定論的考慮事項、④確率論的考慮事項、⑤組織に係る考慮事項、⑥セキュリティに係る考慮事項、⑦その他の考慮事項

（4） 安全文化の醸成活動に係る実績指標

a. 発電所におけるパフォーマンスモニタリング結果

（a） 改善活動の実施状況のレビュー及びCRの評価

発電所にて収集しているCRのうちCAQ事象のみを対象に安全文化10特性の観点で分類し、分類されたCRの原因に類似性・頻発性の観点で問題がないか確認している。

2024年度下期のパフォーマンスモニタリングの結果として、類似性・頻発性の観点から問題ないことを確認した。

2025年度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を行ったところ、安全文化の視点から「安全に対する責任」に当たる事象が多く見られた。原因分析を行った結果、多くの事象において、業務の基本ルールの認識不足が挙げられた。改善に向けた取組みとして、

作業安全達成のための基本的な発電所の仕組み、詳細なルール及びプロセスを整理して教育資料を作成し、これを用い、定期的に教育が行われる環境（主管箇所、時期、頻度、対象者）を整備する取組みを開始した。

b. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

調査期間における安全文化の醸成活動に係る発電所のパフォーマンスに関する実績指標（3項目）のデータ収集、分析及び評価の結果、目標値又はしきい値からの逸脱はなく、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向がないことを確認した。（第2.2.1-1表参照）

（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が醸成されている状態の自己評価及び規制機関等の外部評価においても劣化兆候の傾向は認められていない。

なお、CAPのプロセスを規定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　川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
（2025年度の例）（1/5）

項　目	評価結果
自己評価結果	【日常活動※の取組み状況評価】 ◆　各グループにおける日常活動の評価結果から「安全に関する責任」及び「コミュニケーション」が高い評価結果となった。 ◆　一方、低い評価結果となった特性は「作業プロセス」及び「常に問いかける姿勢」であった。 ※：安全文化のあるべき姿を目指し、安全文化要素（安全文化の10特性及び43属性）を認識した保安活動 【安全文化醸成に関するアンケート】 ◆　安全文化醸成に関するアンケートの結果から、高い評価結果となった特性は、「意思決定」及び「コミュニケーション」であった。 ◆　一方、低い評価結果となった特性は「尊重しあう職場環境」及び「問題提起できる環境」であった。 ◆　また、「問題提起できる環境」については、多数のグループにおいて管理職の高い評価に対して一般職の評価結果は低く推移しており、意識のかい離がうかがえた。 【安全文化懇談会】 ◆　外部機関による安全文化インタビューの結果が活用できることから今年度は省略した。
独立評価結果	【外部機関による安全文化アンケート】 ◆　2025年度は実績なし（3年に1回の頻度で実施、前年度実施） 【外部機関による安全文化インタビュー（現場診断）】 　2025年5月中旬に外部機関による安全文化インタビューを含めた現場診断が行われ、以下の結果が示された。 ◆　発電所の強みは、「人を大切にし助け合う上位職者と所員の関係性」と「若手に仕事をさせ、先輩たちが見守り育成する仕組み」である。 ◆　一方、気がかりな点は、「業務負担の増大により疲労感や負担感が増したことによる基礎体力低下の兆し」、「世代間の認識ギャップや強い言動に伴うストレスなどによる世代間の意思疎通の不協和音」、「若年層退職者の増加など、リスクを含むモチベーションの存在」及び「リスクへの感度低下など、見える世界が狭く閉じがち」である。 ◆　これらのことを踏まえ、当面の対策として「本店・所幹部・所員が一体となって課題解決を図るために、所員の参画促進の取組み」と「威圧的な振舞いを許さない、心理的安全性の向上に向けた取組み」が提案された。 ◆　また、中長期的には「発電所を取り巻く環境変化にマネジメントが十分に対応できていない現状を認識し、本店、所幹部、所員が納得感を得られる、発電所の強みが失われないようなシナリオを検討・計画し、実践する。」ことが提案された。

第2.2.1.8-1表　川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
（2025年度の例）（2/5）

項　目	評価結果
内部監査結果 及び 外部評価結果	【内部監査による安全文化の育成及び維持の取組状況に係る評価】 1.　2025年度原子力内部監査について 監査の結果、発電所の原子力安全に係るQMSが有効に機能し、保安活動の実効性が維持されていることが確認された。なお、具体的な監査結果は以下のとおり。 (1)テーマ監査：指摘・要望・助言事項なし、その他気付き事項2件 【その他気付き事項】 ・原子力防災訓練（総合訓練）のうち医療訓練における負傷者搬送用車両の輪留め未使用 ・発電機起動試験の現場における耳栓の未使用 (2)定例監査：指摘事項なし、要望事項1件、助言事項1件、その他気付き事項4件 【要望事項】 ・資機材の仮置きを延長する場合の必要な手続きについて、前回の申請から約1年が経過しているため、必要書類であるチェックシートの確認項目が変更されている可能性があり、必要な確認が実施されない等の不適合が発生するおそれがあることから、確実に必要な確認が実施されるよう、再申請の手続きを見直すことが望ましい。 【助言事項】 ・計測器管理台帳を作成し、校正の状態を明確にするため、有効期限内であることを識別することを定めているが、有効期限が切れているものの、「使用禁止」と記載されていない箇所が複数確認された。但し、協力会社が日常整備の中で計測器の有効期限を管理しているため、有効期限が切れた計測器を使用した実績はなかった。計測器管理台帳が適切に作成・維持されるよう、台帳の管理要領について見直しを検討することが望ましい。 【その他気付き事項】 ・2024年度受注者品質保証監査実績書の修正の日付等が特定できない記載 ・「気象観測装置点検チェックシート」における不明確な記載 ・PIデータ提出依頼時の旧様式の使用 ・規定文書作成チェックリスト、計測器管理チェックシートにおける誤記 これらについては、CRが起票され、内部監査の気付きを改善の機会と捉え改善に取り組んでいることから「継続的学習」についての意識は維持できていると判断する。 【安全文化に関する外部の評価】 (1)令和7年度（第1四半期～第3四半期）原子力規制検査報告書 安全文化に係る記載はなかった。 (2)品質マネジメントシステムの運用年次検査（PI&R検査）の結果 安全文化に係る記載はなかった。

第2.2.1.8-1表　川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
（2025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	【「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結果から得られる情報】 起票されたCRのうち、運用に関するCAQ事象に関して安全文化の視点から、パフォーマンスモニタリングを過去3年分について実施した。その結果「安全に対する責任」「常に問いかける姿勢」の2分野に割り振られた事象が最も多かった。 また、2025年度に生じた「タンク水抜き時の操作ミス」や「インターナルキャスクからの洗浄残水の滴下」事象を受け、外部機関による安全文化インタビュー（現場診断）の結果を踏まえ「作業安全を確実にするための教育と教育訓練における新たな取組み」とのCRが起票され、環境の変化に応じた教育訓練におけるアップデートの必要性についてCAP会議にて発電所幹部層へ問題意識が共有されている。 【その他保安活動等の結果から得られた気付き】 (1) 死亡事故につながるような高リスクの作業管理に万全を期すため、保修部及び部長クラスによる定期的なMOを展開している。 (2)「働き方改革」、「DX推進」に努め、働きがいのある発電所づくりに努めている。 (3) 作業安全確保に向けたリスク管理を強化することを目的として「リスクチェックリスト」を用いた試運用を実施した。 (4) 所長より所内連絡会議等の機会を活用し「労働災害ゼロ」について協力会社や管理層へ継続的な要請を行うとともに、所員や管理層による作業員への声掛けを実施した結果、重大な労働災害の発生はなかった。 (5) 業務改善、人材育成への取組み（2025年度の改善事項項目） 【働き方改革による業務効率化】 発電所において、定期的に働き方改革に関する会議を行い、業務効率化を図っている。 引き続き、効率化したい業務を積極的に抽出し、所内に共有することで更なる業務効率化に努めている。 【人材育成の取組み】 保修部や運転管理部においては、教育ツールの充実化や協力会社との人材交流等の人材育成や技術伝承に向けた取組みを行っている。 引き続き、所内大で人材育成や技術伝承に向けた継続的な取組みを行っている。

第2.2.1.8-1表　川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
（2025年度の例）（4/5）

【評価結果】

総合評価	各評価結果から得られた情報を基に総合的に評価した結果は以下のとおり。 1. 安全最優先 発電所全体に安全を最優先とする意識は認識され、共有されており「発電所長からの3つのお願い」に示された「入念な事前準備」、「基本動作の徹底と基本ルールの遵守」及び「立ち止まり周りに相談」を実践することにより、発電所の安全・安定運転が継続されている。 一方、「タンク水抜き時の操作ミス」等の事象の発生もあり、「なぜ基本事項を遵守する必要があるか」「何を期待して仕組みが構築されているか」といったベースとなる考え方の定着が不十分であると思われ、環境の変化に応じた教育訓練のアップデートが必要である。 2. コミュニケーション 外部機関による安全文化インタビュー（現場診断）の結果にあるように発電所の強みである「人を大切にし助け合う上位職者と所員の関係性」が構築できている背景としては、関係者間での良好なコミュニケーションがあると思われる。 一方、「世代間の認識ギャップや強い言動に伴うストレスにより、意思疎通の不協和音が存在する。」といった心理的安全性へ配慮が必要なインタビュー結果も見られる。 3. 業務改善、人材育成への取組み（2025年度から継続改善事項） (1) 働き方改革による業務効率化 発電所において、効率化したい業務を抽出し効率化した結果、2025年4月以降の実績として44件、延べ約4,110時間の業務効率化を実現した。 引き続き、効率化したい業務を積極的に抽出し、所内に共有することで更なる業務効率化に努めている。 (2) 人材育成の取組み 保修部においては、教育ツールの充実化を進めており、机上型ツールの一つとして「教育動画」の導入を始めた。動画を整備することにより「作業手順書等に書かれていない注意点やノウハウを見える化できる」また、「繰り返し視聴可能であり、3H（初めて・変更・久しぶり）作業時それぞれで活用が可能」などのメリットもある。 運転管理部においても動画を活用して、確実な巡視点検が行われるように確認ポイントを学べる教育ツールを整備した。 今後とも、人材育成に向けた継続的な取組みを行っていく。

第2.2.1.8-1表　川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
（2025年度の例）（5/5）

【評価結果】

次年度への改善事項	総合評価の結果を踏まえ、次年度の改善事項として以下の項目に取り組む。 (1) 心理的安全性の向上 「威圧的な言動を許さない」ことや「意見を言い易い雰囲気づくり」により、所員が心理的安全を実感できる職場づくりに努める。 (2) 上層部と所員が一体となって改善に取り組む 業務改善や人材育成としての時代の変化に応じた教育訓練のアップデートにおいても、目的や成果等を上層部と所員が共有することで、今以上に一体感をもって実効的な業務改善と人材育成に努める。

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備

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

（1） 多様性拡張設備

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

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

（2） 追加配備した設備

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

（3） 自主的に設置した設備

上記、多様性拡張設備及び追加配備した設備のほかに、自主的に設置した設備を第2.2.1.9-3表に示す。

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（1/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
1	緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の多様性拡張設備	原子炉が停止できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉出力を抑制し原子炉を未臨界に移行することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	手動による原子炉緊急停止	制御棒クラスタ駆動装置用電動発電機電源（所内常用母線440V遮断器操作スイッチ）（中央盤）	2個	—	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（ATWS）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉を緊急停止する。	耐震性がないものの、サポート系である電源系を遮断することにより制御棒を全挿入できることから、原子炉を緊急停止する代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】未臨界の維持	緊急処置訓練
				制御棒クラスタ駆動装置用電動発電機電源（制御棒クラスタ駆動装置用電動発電機出力遮断器スイッチ）（現場盤）	2個	—				
				原子炉トリップ遮断器スイッチ（現場盤）	2個	—				
				制御棒操作スイッチ（中央盤）	1個	—		制御棒全挿入完了までは時間を要するものの、上記の電源系遮断操作完了までの間又は実施できない場合に原子炉を停止する手段として有効である。		
			原子炉出力抑制（手動）	タービン非常停止操作スイッチ（中央盤）	1個	—	中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）が作動しない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する。	耐震性がないものの、中央制御室にて速やかな操作が可能であるため、原子炉出力を抑制する代替手段として有効である。		

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（2/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型　　式：横置単車室ダブル・ボリュート渦巻式 容　　量：約3,300m³/h 揚　　程：約545m 本体材料：合金鋼	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練
					蒸気発生器水張ポンプ	1台	型　　式：横置多段渦巻式 容　　量：約150m³/h 揚　　程：約800m 本体材料：合金鋼				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m	補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業（超音波流量計取り付け） ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水タンク	1基	型　　式：たて置円筒型 容　　量：約800m³ 本体材料：低炭素鋼				
					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、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	8個	型　　式：空気作動式 容　　量：約260t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練
		全交流動力電源又は直流電源が喪失しても、重大事故等対処設備により、炉心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。	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）	26本	種　　類：鋼製容器 容　　量：46.7ℓ/本 本体材料：マンガン鋼	制御用空気が喪失した場合に、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員等の負担軽減となる。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素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（3/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	加圧器逃がし弁故障時又は蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、1次冷却材の減圧は可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型　　式：横置単車室ダブル・ボリュート渦巻式 容　　量：約3,300m³/h 揚　　程：約545m 本体材料：合金鋼	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】S/G除熱機能の維持 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練
					蒸気発生器水張ポンプ	1台	型　　式：横置多段渦巻式 容　　量：約150m³/h 揚　　程：約800m 本体材料：合金鋼				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	復水タンク	1基	型　　式：たて置円筒型 容　　量：約800m³ 本体材料：低炭素鋼	補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】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 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業（超音波流量計取り付け） ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型ディーゼル注入ポンプ（1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ（1、2号機共用）	1台（予備1）	容　　量：約14kℓ				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	8個	型　　式：空気作動式 容　　量：約260t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練
			加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁による減圧	加圧器補助スプレイ弁	1台	種　　類：止め弁 呼び径：2B 弁箱・弁蓋：ステンレス鋼	加圧器逃がし弁の故障により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、加圧器補助スプレイ弁を中央制御室にて開弁し減圧を行う。	常用電源及び化学体積制御系の充てんラインが健全であれば、充てん／高圧注入ポンプ起動により1次系の減圧が可能であり、加圧器逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練
					充てん／高圧注入ポンプ	3台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約147m³/h/台 揚　　程：約732m 本体材料：ステンレス鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（4/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源又は直流電源が喪失しても、重大事故等対処設備により、1次冷却材を減圧するために必要な補機を回復できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	弁の機能回復	窒素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）	26本	種　　類：鋼製容器 容　　量：46.7ℓ/本 本体材料：マンガン鋼	窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員等の負担軽減となる。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素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
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合は、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ（以下「消火ポンプ」という。）により ろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 なお、消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉へ注水する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】炉心冷却の維持 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書 （炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（5/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）による代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却） （RHRS－CSSタイライン使用）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約940m³/h 揚　　程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源喪失事象又は原子炉補機冷却機能喪失事象と1次冷却材喪失事象とが同時に発生した場合は、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） ・A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）による代替炉心注入 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源喪失事象及び1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注水する。 また、原子炉補機冷却機能喪失事象及び1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は、常用設備である電動消火ポンプによりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注水する。 なお、消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉へ注水する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消火剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
				電動消火ポンプによる代替炉心注入	電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（6/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約852m^3/h 揚　　程：約73m（安全注入時及び再循環運転時） 本体材料：ステンレス鋼	原子炉補機冷却機能喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入	緊急処置訓練
			代替再循環運転	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環運転				1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた代替再循環運転により原子炉への注水を行い、併せて、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。		運転基準（緊急処置編） 【第二部】補機冷却機能喪失（その1） ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環運転	

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（7/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	原子炉圧力容器に残存溶融デブリが存在する場合においても、重大事故等対処設備により、残存溶融デブリを冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却手順等	格納容器水張り（格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ）	電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心は原子炉圧力容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注入することで溶融炉心を冷却する。 原子炉圧力容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉圧力容器に溶融デブリが残存することは考えにくいが、原子炉圧力容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内への注水による残存溶融デブリの冷却（格納容器水張り）を行う。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
					可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m		可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（8/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型　　式：横置単車室ダブル・ボリュート渦巻式 容　　量：約3,300m³/h 揚　　程：約545m 本体材料：合金鋼	補助給水ポンプが使用できない場合に常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
					蒸気発生器水張ポンプ	1台	型　　式：横置多段渦巻式 容　　量：約150m³/h 揚　　程：約800m 本体材料：合金鋼				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m	補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	8個	型　　式：空気作動式 容　　量：約260t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合は、中央制御室にて常用系設備であるタービンバイパス弁により蒸気発生器から蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（9/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				
			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 （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m	全交流動力電源が喪失し、タービン動補助給水ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業（超音波流量計取り付け） ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（10/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m^3/h/台 揚　　程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				
		余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入	燃料取替用水タンク（重力注入）	1基	型　　式：たて置円筒型 容　　量：約1,800m^3 本体材料：ステンレス鋼	運転停止中のミッドループ運転中において、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、燃料取替用水タンクからの重力注入により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注入は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水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、炉心へ注入できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（11/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、消火ポンプによりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書 （炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型　　式：横置単車室ダブル・ボリュート渦巻式 容　　量：約3,300m³/h 揚　　程：約545m 本体材料：合金鋼	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
					蒸気発生器水張ポンプ	1台	型　　式：横置多段渦巻式 容　　量：約150m³/h 揚　　程：約800m 本体材料：合金鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（12/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	可搬型ディーゼル注入ポンプ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 （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m	補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業（超音波流量計取り付け） ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	8個	型　　式：空気作動式 容　　量：約260t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（13/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応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 （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				
			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1,800m³ 本体材料：ステンレス鋼	運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンクからの重力注入により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注入は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水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、炉心へ注入できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失	緊急処置訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（14/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）による代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却） （RHRS－CSSタイライン使用）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約940m³/h 揚　　程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合は、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）による代替炉心注入 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合は、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 ディーゼル消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消火剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（15/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応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 （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m	運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、補助給水ポンプが使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業（超音波流量計取り付け） ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（16/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応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 （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、電源がない場合は電源回復後、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				
		非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約852m³/h 揚　　程：約73m（安全注入時及び再循環運転時） 本体材料：ステンレス鋼	運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入	緊急処置訓練
				電動消火ポンプによる代替炉心注入	電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合は、常用設備である電動消火ポンプによりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（17/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環運転	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環運転	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約852m³/h 揚　　程：約73m（安全注入時及び再循環運転時） 本体材料：ステンレス鋼	運転停止中において、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた代替再循環運転による原子炉への注入を行い、併せて、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・代替補機冷却（空調用冷水）によるA余熱除去ポンプ運転	緊急処置訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型　　式：横置単車室ダブル・ボリュート渦巻式 容　　量：約3,300m³/h 揚　　程：約545m 本体材料：合金鋼	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
					蒸気発生器水張ポンプ	1台	型　　式：横置多段渦巻式 容　　量：約150m³/h 揚　　程：約800m 本体材料：合金鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（18/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m^3/h/台 揚　　程：約470m	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要するが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業（超音波流量計取り付け） ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（19/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	8個	型　　式：空気作動式 容　　量：約260t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁（手動）の代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
				所内用空気圧縮機による代替制御用空気供給	所内用空気圧縮機 （1、2号機共用）	3台	型　　式：たて型往復動無給油式 容　　量：約9Nm^3/min/台	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、制御用空気圧縮機の機能が喪失した場合は、所内用空気圧縮機により代替制御用空気が自動で供給される。このため、所内用空気圧縮機による代替制御用空気の供給を確認する。	常用系電源が健全であれば、制御用空気喪失時に所内用空気圧縮機から代替制御用空気が供給され、主蒸気逃がし弁の制御用空気として使用できるため有効である。	運転基準（緊急処置編） 制御用空気喪失事故	緊急処置訓練
			代替補機冷却	空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却	A空調用冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却）	1台	（1号機） 型　　式：横置うず巻式 容　　量：114.9m^3/h 揚　　程：42m ｹｰｼﾝｸﾞ材料：炭素鋼 （2号機） 型　　式：横置うず巻式 容　　量：127m^3/h 揚　　程：42m ｹｰｼﾝｸﾞ材料：炭素鋼	原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプの代替補機冷却を行う。	換気空調系の冷却用として設置しており、空調用冷水系が耐震Sクラスの能力を持たないものの、原子炉補機冷却水の代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】補機冷却機能喪失（その1） 【第二部】補機冷却機能喪失（その2） ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入 ・A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環運転	緊急処置訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（20/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m^3/h/台 揚　　程：約470m	タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要するが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業（超音波流量計取り付け） ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（21/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	窒素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）	26本	種　　類：鋼製容器 容　　量：46.7ℓ/本 本体材料：マンガン鋼	制御用空気が喪失した場合に、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員の負担軽減となる。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・窒素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機能回復	B制御用空気圧縮機（海水冷却）	1台	型　　式：たて型往復動無給油式 容　　量：約18Nm^3/min	運転中又は運転停止中において、全交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、移動式大容量ポンプ車を用いて直接海水を取水し、原子炉補機冷却系に接続する系統構成により、継続的にB制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して機能を回復する。	移動式大容量ポンプ車を用いて補機冷却水を通水するまでに、約14時間の時間を要するが、制御用空気圧縮機の機能回復により、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員の負担軽減となる。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・移動式大容量ポンプ車を用いた補機冷却海水通水及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（22/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器へスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ファン	2台	容　　量：約2,800m³/min/台	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器再循環ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。 また、格納容器雰囲気の状態に応じて、A、B格納容器再循環ファンが運転可能であれば運転する。	格納容器内温度が高い場合や格納容器内に漏えいした蒸気の影響により運転できない場合もあり得るが、空気を強制的に循環できることから、格納容器再循環ユニットにより効率的に冷却することが可能である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】LOCA時再循環サンプスクリーン閉塞 ・原子炉補機冷却水加圧 ・A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・可搬型計測器による監視パラメータ測定手順書（格納容器内冷却状況確認パラメータ測定）	緊急処置訓練 力量維持訓練
			代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	常設電動注入ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】格納容器健全性の確保 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
				可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m	常設電動注入ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車が使用できない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】格納容器健全性の確保 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機（1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（23/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器へスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約940m^3/h 揚　　程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプにより格納容器へスプレイができない場合に、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器へスプレイする。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					よう素除去薬品タンク	1基	型　　式：横置円筒型 容　　量：約15m^3 薬　　品：苛性ソーダ（約30wt%） 本体材料：ステンレス鋼		他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。		

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（24/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器へスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による格納容器へスプレイができない場合に、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
				可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による格納容器スプレイに失敗した場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（25/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器へスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書 （炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
				可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m	常設電動注入ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車が使用できない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（26/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器へスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約940m³/h 揚　　程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプにより格納容器へスプレイができない場合に、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器へスプレイする。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					よう素除去薬品タンク	1基	型　　式：横置円筒型 容　　量：約15m³ 薬　　品：苛性ソーダ（約30wt%） 本体材料：ステンレス鋼		他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。		

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（27/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器へスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による格納容器へスプレイができない場合に、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消火剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
				可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による格納容器スプレイに失敗した場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（28/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合に、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
				可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m	常設電動注入ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車により格納容器圧力が低下しない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器内へスプレイする。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（29/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約940m³/h 揚　　程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合に、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を格納容器内へスプレイする。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（30/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器内へスプレイする。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注人ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（31/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を格納容器へ注水する。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
				可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へ注水する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（32/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約940m^3/h 揚　　程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する場合に、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないものの、大容量にて短時間に原子炉下部キャビティへの注水が見込めることから有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m^3/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した炉心を冷却する場合に、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を格納容器へ注水する。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m^3/0.5m^3 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m^3				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m^3/基 本体材料：炭素鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（33/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m^3/h/台 揚　　程：約150m	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した炉心を冷却する場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器に注水する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m^3/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				
		重大事故等対処設備により、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m^3/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書 （炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m^3/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m^3/0.5m^3 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m^3				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m^3/基 本体材料：炭素鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（34/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより原子炉へ注入する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替炉心注入 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				
				A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）による代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）	1台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約940m³/h 揚　　程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）による代替炉心注入 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（35/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ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、2号機共用）	1台	容　　量：約12m^3/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書 （炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m^3/0.5m^3 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m^3				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m^3/基 本体材料：炭素鋼				
				可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m^3/h/台 揚　　程：約150m	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより原子炉へ注入する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替炉心注入 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m^3/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（36/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、水素爆発による格納容器の破損を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度監視	ガス分析計による水素濃度監視	ガス分析計	1台	—	事故時の格納容器内の水素濃度を監視するための設備として、試料採取管に格納容器雰囲気ガスを採取し、化学室にて手分析により間欠的に水素濃度を監視するガス分析計を設置している。ガス分析計は、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電可能である。 炉心の損傷が発生した場合において可搬型格納容器水素濃度計測装置による監視ができない場合に、ガス分析計による水素濃度の監視を行う。	事故初期の放射線量が高い環境下での測定が困難であり、中央制御室での連続監視はできないが、可搬型格納容器水素濃度計測装置の代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】炉心冷却の維持 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止時の全交流動力電源喪失 【第二部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 化学管理基準 化学業務要領 ・格納容器雰囲気ガス採取測定手順	緊急処置訓練 力量維持訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（37/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の多様性拡張設備	炉心の著しい損傷が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定	格納容器排気筒高レンジガスモニタ	2台	検出器：GM管 計測範囲：10～10^7cpm	炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合において、可搬型格納容器水素濃度計測装置により格納容器内の水素濃度測定を行い、アニュラス内の水素濃度を推定し、監視する。 アニュラス水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する必要がある場合に、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる必要がある。	耐震性を有していないものの、健全であれば中央制御室にて指示の確認ができるため有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置によるアニュラス内水素濃度推定 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・格納容器内水素濃度測定値によるアニュラス内水素濃度推定手順書 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による接続/運転手順書 ・可搬型計測器による監視パラメータ測定手順書（アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計設置）	緊急処置訓練 力量維持訓練
				アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度測定	アニュラス水素濃度計測装置	1台	計測範囲：0～20vol%	炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合において、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度を測定し、水素濃度を監視する。	使用範囲に制限があるものの、健全であればアニュラス内の水素濃度測定が可能であり有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置によるアニュラス内水素濃度推定	緊急処置訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（38/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、貯蔵槽内燃料体等の冷却、放射線の遮蔽、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水タンク	1基	型　　式：たて置円筒型 容　　量：約1,800m^3 本体材料：ステンレス鋼	使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、燃料取替用水タンク、燃料取替用水補助タンク又は2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	燃料取替用水タンクは、事故時に原子炉等へ注入する必要がある場合に水源として使用すること、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、使用済燃料ピットへ注水するためには有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
					燃料取替用水ポンプ※ （1、2号機共用） ※燃料取替用水補助タンクからの補給の場合、1号燃料取替用水ポンプが1、2号機共用となる。	2台	型　　式：うず巻形 容　　量：46m^3/h以上/台 揚　　程：65m以上 ｹｰｼﾝｸﾞ材料：ステンレス鋼				
					燃料取替用水補助タンク （1、2号機共用）	1基	型　　式：たて置円筒型 容　　量：1,100m^3 本体材料：ステンレス鋼		燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査等には燃料検査ピット等への水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、使用済燃料ピットへ注水するためには有効である。		
					2次系補給水ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置渦巻式 容　　量：150m^3/h/台 本体材料：鋳鉄		2次系純水タンクは、耐震Cクラスであり十分な耐震性を有していないため、重大事故等発生時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、必要な水量を確保しており、使用済燃料ピットへ注水するためには有効である。		
					2次系純水タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容　　量：約1,300m^3/基 本体材料：低炭素鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（39/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、貯蔵槽内燃料体等の冷却、放射線の遮蔽、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による使用済燃料ピットへ注水する。 但し、消防自動車は、使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼				
		重大事故等対処設備により、燃料の著しい損傷の進行の緩和、臨界の防止及び燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等	使用済燃料ピットからの漏えい緩和	ガスケット材	1式	—	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを緩和する。	漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料ピットへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えい緩和として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・使用済燃料ピットからの漏えい抑制のための手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					ガスケット接着剤						
					ステンレス鋼板						
					吊り降ろしロープ　等						

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（40/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備を用いて、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり、使用済燃料ピットの水位、水温、上部の空間線量率の測定を行うことで、使用済燃料ピットの継続的な状態監視を行うことができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時の手順等	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピットエリアモニタ	1台	計測範囲 ： 1～10^5μSv/h 検 出 器 ： 半導体式	通常時の使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピットエリアモニタにより実施する。重大事故等発生時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。	使用済燃料ピットエリアモニタは、耐震性を有していないものの、空間線量率を把握する手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失	緊急処置訓練
				可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	ロープ式水位計	1組	計測範囲 ： EL10.25m～12.96m 全　　長 ： 30m	使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管の漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に可搬型設備である、使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率計により中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。	ロープ式水位計は、使用済燃料ピット近傍へ接近しないと使用できないが、使用済燃料ピットの水位を把握する手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・事故時の計装に関する手順 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・使用済燃料ピット監視強化対応手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（41/56）

No.	件名	概要	対応手段			主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
12	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	原子炉建屋周辺におけるAPCによる航空機燃料火災時の手順等	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車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、2号機共用）	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APCによる航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火により初期対応における延焼防止処置を行う。 使用可能な淡水源がある場合は、ろ過水貯蔵タンク（消火栓）、防火水槽又は宮山池から、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。	移動式大容量ポンプ車より流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいが、アクセス道路及び航空機燃料の飛散による建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。	火災防護計画（基準） 火災防護計画（要領） ・消防自動車の初期消火活動による延焼防止	初期消火活動要員による総合訓練
						小型動力ポンプ付水槽車 （1、2号機共用）	1台	消火剤：水 消火剤量：5m³				
					可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火	可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m	原子炉建屋周辺におけるAPCによる航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火により初期対応における延焼防止処置を行う。 使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。		保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	力量維持訓練
						可搬型ポンプ用発電機 （1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
						可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
						小型放水砲	2台	型　　式：可搬型ノズル				
						燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
						タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

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	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要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に係る手順等	代替淡水源から中間受槽への供給	2次系純水タンクから中間受槽への供給	2次系純水タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容　　量：約1,300m³/基 本体材料：低炭素鋼	重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合において、2次系純水タンクを水源として中間受槽へ供給する。	耐震Sクラスの能力は持たないが、代替水源として有効な設備である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領・2次系純水タンク（淡水）から中間受槽への給水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
						中間受槽 （1、2号機共用）	4個 （予備1）	型　　式：組立式水槽 容　　量：50m³/個				
					ろ過水貯蔵タンクから中間受槽への供給	ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼	重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合に、ろ過水貯蔵タンクを水源として中間受槽へ供給する。	耐震Sクラスの能力を持たず、消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替水源として有効な設備である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領・ろ過水貯蔵タンク（淡水）から中間受槽への給水手順書	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（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	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要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）のための代替手段及び復水タンクへの供給に係る手順等	復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替え	2次系純水タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容　　量：約1,300m^3/基 本体材料：低炭素鋼	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中において、復水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合に、復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えを行う。	耐震Sクラスの能力は持たないが、代替水源として有効な設備である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】	緊急処置訓練
				蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	中間受槽 （1、2号機共用）	4個 （予備1）	型　　式：組立式水槽 容　　量：50m^3/個	「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備」の蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）と同様。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬・接続作業に最短でも約8時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、代替手段として有効な手段である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業（超音波流量計取り付け） ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型ディーゼル注入ポンプ （1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m^3/h/台 揚　　程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

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	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要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。	炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼	「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備」の電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入と同様。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効な手段である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
						電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
						ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
						消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
				代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m³/基 本体材料：炭素鋼	「原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイと同様。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効な手段である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書（炉心・格納容器スプレイ）	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
						電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
						ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m³/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
						消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m³/0.5m³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m³				
					可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	中間受槽 （1、2号機共用）	4個 （予備1）	型　　式：組立式水槽 容　　量：50m³/個	「原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイと同様。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効な手段である。	運転基準（緊急処置編） 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池（淡水）からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
						可搬型電動低圧注入ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約150m				
						可搬型電動ポンプ用発電機（1、2号機共用）	4台	容　　量：約610kVA/台				
						可搬型ディーゼル注入ポンプ（1、2号機共用）	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：約150m³/h/台 揚　　程：約470m				
						燃料油貯蔵タンク	2基	型　　式：横置円筒型地下タンク 容　　量：約200kℓ/基 使用燃料：A重油				
						タンクローリ （1、2号機共用）	1台 （予備1）	容　　量：約14kℓ				

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	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要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。	炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等	1次系純水タンク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	1基	型　　式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容　　量：510m³ 本体材料：ステンレス鋼	重大事故等の発生において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注入及び格納容器スプレイにより炉心冷却を実施するが、冷却中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要となった場合において、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する。	水源である1次系純水タンクが耐震Sクラスの能力を持たないが、代替手段として有効な手段である。	運転基準（緊急処置編） 【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 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 ・燃料取替用水タンクへの供給	緊急処置訓練
					1次系補給水ポンプ	2台	型　　式：うず巻式 容　　量：40m³/h/台 揚　　程：70m 本体材料：ステンレス鋼				
					ほう酸タンク	2基	容　　量：約30m³/基 ほう素濃度：約21,000ppm 本体材料：ステンレス鋼				
					ほう酸ポンプ	2台	型　　式：横置うず巻式 容　　量：17m³/h/台 本体材料：ステンレス鋼				
				2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給	2次系純水タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容　　量：約1,300m³/基 本体材料：低炭素鋼	燃料取替用水タンクが枯渇等により水の供給が必要な場合は、1次系純水タンク及びほう酸タンクが使用できなければ、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する。	水源である2次系純水タンクが耐震Sクラスの能力を持たないが、使用済燃料ピットポンプを使用して、燃料取替用水タンクへ供給を行う代替手段として有効な手段である。		
					2次系補給水ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置渦巻式 容　　量：150m³/h/台 本体材料：鋳鉄				
					使用済燃料ピット （1、2号機共用）	2個	（1号機） ラック容量：燃料集合体約1,870体分（全炉心燃料の約1,190％相当分） ラック材料：ボロン添加（0.95～1.05wt％）ステンレス鋼 ライニング材料：ステンレス鋼 （2号機） ラック容量：燃料集合体約1,360体分（全炉心燃料の約870％相当分） ラック材料：ボロン添加（0.95～1.05wt％）ステンレス鋼 ライニング材料：ステンレス鋼				
					使用済燃料ピットポンプ	3台	型　　式：うず巻式 容　　量：約430m³/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、2号機共用）	1基	型　　式：たて置円筒型 容　　量：1,100m³ 本体材料：ステンレス鋼	燃料取替用水タンクが枯渇等により水の供給が必要な場合は、2次系純水タンクが使用できなければ、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへほう酸水を供給する。	共用設備であり定期検査等には燃料取替用水タンクへの補給に必要な水量が確保できない場合があるが、燃料取替用水ポンプを使用して燃料取替用水タンクへ供給を行う代替手段として有効な手段である。		
					燃料取替用水ポンプ （1、2号機共用）※ ※燃料取替用水補助タンクからの補給の場合、1号燃料取替用水ポンプが1、2号機共用となる。	2台	型　　式：うず巻形 容　　量：46m³/h以上/台 揚　　程：65m以上 本体材料：ステンレス鋼				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（46/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要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水の供給時に係る手順等	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水タンク	1基	型　　式：たて置円筒型 容　　量：約1,800m^3 本体材料：ステンレス鋼	「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水と同様。	燃料取替用水タンクは、耐震Sクラスの能力を有するが、事故時に原子炉への注水を行う必要があり、使用済燃料ピットへ注水するために必要な水量が確保できない場合がある。また、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張り後は使用済燃料ピットへ注水するために必要な水量が確保できない場合がある。 燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査等には使用済燃料ピットへの補給に必要な水量が確保できない場合がある。 しかし、いずれの設備も燃料取替用水ポンプを使用して使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効な手段である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
					燃料取替用水補助タンク （1、2号機共用）	1基	型　　式：たて置円筒型 容　　量：1,100m^3 本体材料：ステンレス鋼				
					燃料取替用水ポンプ （1、2号機共用）※ ※燃料取替用水補助タンクからの補給の場合、1号燃料取替用水ポンプが1、2号機共用となる。	2台	型　　式：うず巻形 容　　量：46m^3/h以上/台 揚　　程：65m以上 本体材料：ステンレス鋼				
					2次系純水タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容　　量：約1,300m^3/基 本体材料：低炭素鋼		2次系純水タンクは耐震Sクラスの能力を持たないが、2次系補給水ポンプを使用して、使用済燃料ピットへ注水を行う代替手段として有効な手段である。		
					2次系補給水ポンプ （1、2号機共用）	4台	型　　式：横置渦巻式 容　　量：150m^3/h/台 本体材料：鋳鉄				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（47/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要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水の供給時に係る手順等	消火設備による使用済燃料ピットへの注水	ろ過水貯蔵タンク （1、2号機共用）	2基	型　　式：円筒たて型鋼板全溶接式 容　　量：約3,000m^3/基 本体材料：炭素鋼	「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の消火設備による使用済燃料ピットへの注水と同様。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ使用済燃料ピットへの注水に有効な手段である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					電動消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m^3/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					ディーゼル消火ポンプ （1、2号機共用）	1台	容　　量：約12m^3/min 揚　　程：約110m 本体材料：鋳鉄				
					消防自動車 （1、2号機共用）	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m^3/0.5m^3 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m^3				
14	電源の確保に関する設備の多様性拡張設備	ディーゼル発電機が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替電源（交流）からの給電手順等	予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	予備変圧器2次側電路	12本	電　　圧：6.6kV	大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	耐震Sクラスの能力を持たないが、「当該電路」及び「他号炉の交流電源が健全※」である場合に、ディーゼル発電機の代替手段として有効である。 ※他号炉の交流電源が健全とは以下の状態を示す。 ・外部電源1系統が健全 ・主発電機による所内単独運転成功 ・ディーゼル発電機2台が健全 ・ディーゼル発電機1台と大容量空冷式発電機1台が健全	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・予備変圧器2次側電路を使用した号炉間電力融通 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・号炉間融通（電源）に係る給電手順書 ・制御用空気喪失時における蓄電池室空調系自動ダンパの開処置手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（48/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
15	事故時の計装に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	他チャンネル又は他ループによる計測 （1号機）	当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器 （1号機）	—	—	重大事故等の対処時に重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル又は他ループの計器による監視及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する。	耐震性等がないものの、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順	緊急処置訓練
			主要パラメータの他チャンネル又は他ループによる計測 （2号機）	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 （2号機）						
			代替パラメータによる推定	常用代替計器	—	—				
		重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替パラメータによる推定	常用代替計器	—	—	重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器又は可搬型計測器により必要とするパラメータの値を推定する。	耐震性等がないものの、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。		

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（49/56）

No.	件名	概要	対応手段			主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
15	事故時の計装に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	全交流動力電源喪失及び直流電源喪失	代替電源の供給（交流）	可搬型バッテリ（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源の供給	可搬型バッテリ（炉外核計装盤、放射線監視盤）	5台	型　　式：蓄電池 容　　量：2,400Wh/台 電　　圧：AC100V単相	全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができない場合に、炉外核計装装置用、放射線監視装置用の可搬型バッテリにより電源を供給する。	電源を供給できる容量に限りがあり、重大事故等の対処時において連続監視することができないものの、代替電源による給電ができない場合において、炉外核計装装置及び放射線監視装置のパラメータを把握することが可能なことから代替手段として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・可搬型バッテリによる炉外核計装盤、放射線計装盤への給電手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
		重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータを記録することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	重大事故等時のパラメータを記録する手順			プラント計算機 （計算機運転日誌、警報記録、事故時データ収集記録）	1式	—	重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となる監視パラメータを記録する。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要となる監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。	技術基準 通信連絡設備管理要領 ・SPDSデータ表示装置によるデータ保存・閲覧	—

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（50/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
16	原子炉制御室の居住性等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、中央制御室に運転員がとどまることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	居住性を確保するための手順等	中央制御室の照明を確保する手順	中央非常用照明	1式	—	中央制御室の居住性確保の観点から、中央非常用照明が使用できない場合において、内蔵蓄電池及び代替交流電源設備から給電可能な可搬型照明（SA）により照明を確保する。	耐震性が確保されていないが、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため可搬型照明（SA）の代替設備として有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失	緊急処置訓練
			汚染の持ち込みを防止するための手順等	チェンジングエリアの設置手順	蓄電池内蔵型照明	1式	—	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。また、可搬型照明（SA）を設置し代替交流電源設備に接続する。	耐震性が確保されていないが、全交流動力電源喪失時においても蓄電池により照明の確保が可能であるため可搬型照明（SA）の代替設備として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・中央制御室のチェンジングエリアの設置	力量維持訓練

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（51/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、重大事故等対処設備により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定及びその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等	放射性物質の濃度の測定 γ線（セシウム、よう素等）	モニタリングカー （1、2号機共用）	1台	—	重大事故等時の放射性物質の濃度（空気中）は、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度（空気中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングカーを優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ）を使用する。	日常的に発電所及びその周辺において放射性物質の濃度測定に使用しており、走行している場合があるため、重大事故等時に使用できる場合は放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定	力量維持訓練
				放射性物質の濃度の代替測定 γ線（セシウム、よう素等）	Ge γ線多重波高分析装置 （1、2号機共用）	1台	検出器：Ge半導体		耐震性を有しておらず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較し測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定（モニタリングカー機能喪失時）	力量維持訓練
				放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌）及び海上モニタリング γ線（セシウム、よう素等） α線（ウラン、プルトニウム等） β線（ストロンチウム等）	Ge γ線多重波高分析装置 （1、2号機共用）	1台	検出器：Ge半導体	重大事故等時の発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーション サーベイメータ及びβ線サーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。		放射線管理基準 放射線管理要領 ・放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定 ・海上モニタリング測定	力量維持訓練
					ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器：ZnS(Ag)シンチレーション				
					GM計数装置 （1、2号機共用）	1台	検出器：GM管				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（52/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定及びその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	風向、風速その他の気象条件の測定の手順等	風向・風速・日射量・放射収支量・雨量の測定	気象観測設備 （1、2号機共用）	1台	観測項目　：　風向、風速、日射量、放射収支量、雨量 伝送方法　：　有線	重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。 気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、風向、風速その他の気象条件の測定手段として有効である。	技術基準 ・気象観測装置関連業務要領	－

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（53/56）

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	全交流動力電源が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視、測定及びその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	電源の切替	モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の非常用発電機	5台	容　　量：約12kVA/台 電　　圧：440V 周 波 数：60Hz	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切替わる。 その後、代替交流電源設備（大容量空冷式発電機）によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。 代替交流電源設備からの給電の手順は「電源の確保に関する設備の多様性拡張設備」の代替電源（交流）からの給電手順等と同様。 なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から、給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。	モニタリングステーション又はモニタリングポスト故障時にはモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能を回復できないが、モニタリングステーション又はモニタリングポストの電源が喪失した場合にモニタリングステーション又はモニタリングポストの機能維持に有効である。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・大容量空冷式発電機による受電 ・予備変圧器2次側電路を使用した号炉間電力融通 ・号炉間電力融通ケーブルを使用した号炉間電力融通 ・発電機車による受電 ・予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間電力融通 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・号炉間融通（電源）に係る給電手順書 ・全交流動力電源喪失時による給電手順書（中容量発電機） ・全交流動力電源喪失時による給電手順書（高圧発電機車） ・直流電源用発電機による給電手順書 ・代替所内電気設備による給電手順書（大容量空冷式発電機） ・4-1C母線　号炉間融通手順書 ・4-1D母線　号炉間融通手順書 ・4-2C母線　号炉間融通手順書 ・4-2D母線　号炉間融通手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					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（1、2号機共用）	5台	容　　量：約3kVA/台 電　　源：鉛蓄電池 電　　圧：100V				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（54/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
18	緊急時対策所の居住性等に関する設備（緊急時対策所（緊急時対策棟内））の多様性拡張設備	発電所外（社内外）との通信連絡は、重大事故等対処設備で行うことができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる手順等	電力保安通信用電話設備 （1、2号機共用）	1式	—	重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所外（社内外）の通信連絡を行うための手段として有効である。	非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・緊急時対策所（緊急時対策棟内）運用要領 技術基準 通信連絡設備管理要領 ・通信連絡設備の取扱い	力量維持訓練
				無線連絡設備 （1、2号機共用）	1式	—				
				テレビ会議システム（社内） （1、2号機共用）	1式	—				
				加入電話設備 （1、2号機共用）	1式	—				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（55/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	発電所内の通信連絡は、重大事故等対処設備で行うことができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所内の通信連絡	運転指令設備（ページング装置、デジタル無線ページング装置）	1式	—	重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、運転員等、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、緊急時対策所（緊急時対策棟内）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する。 また、データ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用する。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。	技術基準 通信連絡設備管理要領 ・通信連絡設備の取扱い	—
				電力保安通信用電話設備（保安電話、衛星電話） （1、2号機共用）	1式	—				
				無線連絡設備（無線通話装置（固定型、モニタリングカー）） （1、2号機共用）	1式	—				

第2.2.1.9-1表　多様性拡張設備（56/56）

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 （人員配置及び指揮命令系統）	教育又は訓練
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	発電所外（社内外）との通信連絡は、重大事故等対処設備（通信連絡に関する設備）で行うことができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所外（社内外）との通信連絡	加入電話設備（加入電話） （1、2号機共用）	1式	—	重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策本部要員が、緊急時対策所（緊急時対策棟内）と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備を使用する。 また、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用する。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所外（社内外）の通信連絡を行うための手段として有効である。	技術基準 通信連絡設備管理要領 ・通信連絡設備の取扱い	—
				電力保安通信用電話設備（保安電話、衛星電話） （1、2号機共用）	1式	—				
				テレビ会議システム（社内） （1、2号機共用）	1式	—				
				無線連絡設備（無線通話装置） （1、2号機共用）	1式	—				

第2.2.1.9-2表　追加配備した設備

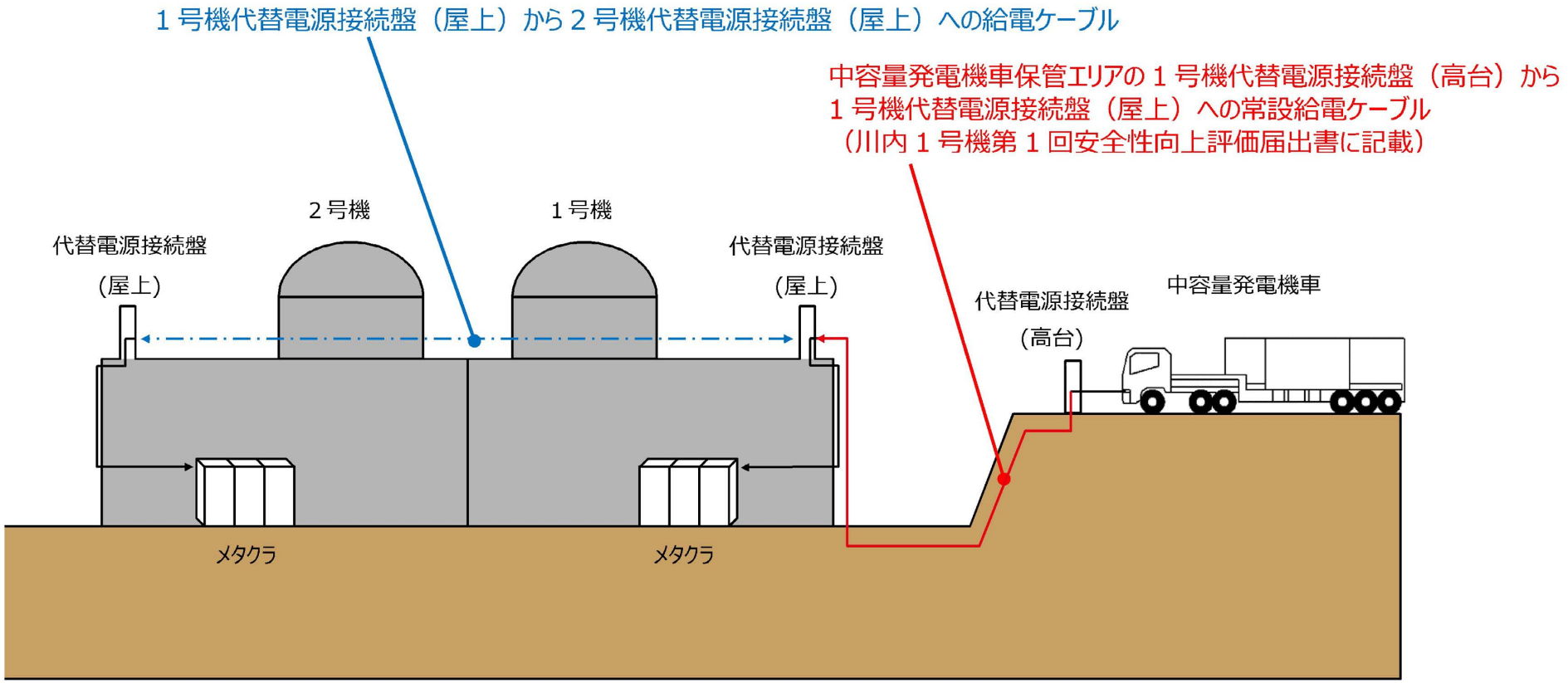
No.	件名	概要	対応手段	主要設備	仕様	工事計画記載数 （ ）内は予備数	追加配備数	備考
1	工事計画に記載した台数に加えて自主的に追加配備した設備	重大事故等対処設備として配備している設備に加え、同一仕様の設備を追加配備する。	使用済燃料ピットへのスプレイ	使用済燃料ピット スプレイヘッダ （1、2号機共用）	－	4基 （1基）	3基	「技術基準」の解釈を安全側に解釈して、多めに購入しているものがあり、廃棄するのではなく、有効活用するために予備として残した。
			代替電源（交流）からの給電	号炉間電力融通ケーブル※1 （1、2号機共用）	電圧 ： 6,600V	1本	2本	
				予備ケーブル（号炉間電力融通用）※2 （1、2号機共用）	電圧 ： 6,600V	21本 （21本）	21本	
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）他	タンクローリ （1、2号機共用）	容量 ： 約14 kℓ／台	1台 （1台）	1台	

※1：1号機及び2号機の代替電源接続盤間の電力融通

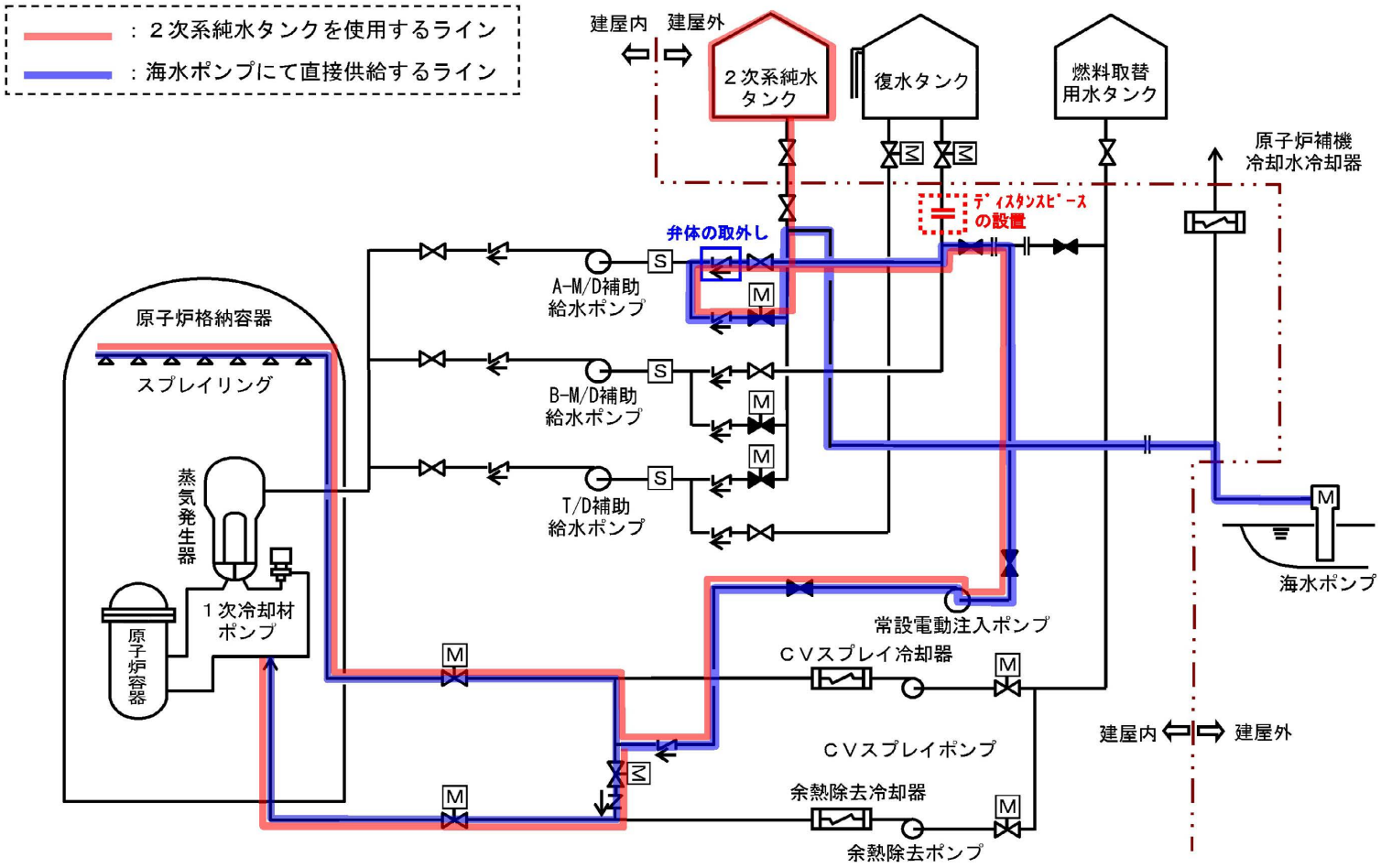
※2：1号機及び2号機のメタクラ間の電力融通（1相当たり7本、3相分が1組）

第2.2.1.9-3表　自主的に設置した設備

No.	設備	数	仕様	運用方針	運用手順	教育又は訓練
1	原子炉補助建屋換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋	2枚 2枚 4枚	・材料：MCナイロン ・寸法： 585×585×10㎜ 620×620×10㎜ 805×805×10㎜	原子炉補助建屋への浸水を防ぐため、大津波警報が発表された際に、当該開口部に閉止蓋を取り付ける。	運転基準（緊急処置編） 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋取付手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
2	中容量発電機車保管エリアの1号機代替電源接続盤（高台）から1号機代替電源接続盤（屋上）への常設給電ケーブル	1本	・電圧：6.6kV	第2.2.1.9-1図に示す中容量発電機車保管エリアからの常設給電ケーブルを用いて中容量発電機車の保管エリアから所内電源系統に接続できる、当該常設給電ケーブルにより原子炉建屋近傍に移動することなく給電を行う。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・発電機車による受電 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・第2緊急用保管エリアからの中容量発電機車による給電手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
3	1号機代替電源接続盤（屋上）から2号機代替電源接続盤（屋上）への常設給電ケーブル	1本	・電圧：6.6kV	第2.2.1.9-1図に示すように補助建屋に敷設された本ケーブル及び中容量発電機車保管エリアから代替電源接続盤（屋上）への常設給電ケーブル（1号機に自主的に設置した設備）を用い、中容量発電機車を保管エリアから原子炉建屋近傍に移動することなく給電を行う。	運転基準（緊急処置編） 【第二部】全交流動力電源喪失 ・発電機車による受電 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・第2緊急用保管エリアからの中容量発電機車による給電手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
4	常設電動注入ポンプ入口配管のディスタンスピース及び取付用フランジ	1個	【ディスタンスピース】 ・材料：ステンレス鋼 ・外径：330㎜ ・厚　さ：60㎜	大規模損壊発生時に2次系純水タンク又は海水ポンプを水源とした、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水又は代替格納容器スプレイが可能となるよう、第2.2.1.9-2図に示すように常設電動注入ポンプ入口配管に系統構成のためのディスタンスピースを取り付ける。	運転基準（緊急処置編） ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入 ・常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・2次系純水タンク又は海水ポンプより常設電動注入ポンプへの接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練



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



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

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

国内外の最新の科学的知見及び技術的知見（以下「新知見」という。）に関して、発電用原子炉施設における保安活動へ適切に反映するため、新知見の収集、分析、評価、反映に係る仕組みを整備しており、保安活動の継続的な改善へと展開している。

原子力発電については、実用化以降、現在に至るまで、技術的な進歩等により安全性、信頼性の向上に有効な多くの新しい知見が得られてきている。

川内1、2号機の建設に当たっては、その当時の知見を設計に反映するとともに、営業運転開始後に得られた新たな知見についても評価の上、設備改造や運用面の改善等により適切に反映してきた。

例えば、2011年3月に発生した東京電力（株）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川内1、2号機への反映状況を示す。

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等の運転経験から得られた教訓

c. PRA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。）

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（以下「自社研究」という。）については、取りまとめ箇所にて各主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）（以下「JANUS」という。）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、各主管箇所が、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、必要に応じて原子炉設置変更許可申請、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等の運転経験から得られた教訓

原子力発電所の安全、安定運転を確保し、より安全性、信頼性を維持向上させるためには、厳正な運転管理、施設管理等を行うことはもとより、川内1、2号機での事故・故障等の経験を含めた国内外の原子力施設の運転による事故・故障等から得られた教訓について新たな知見として採り上げ、再発防止対策を反映することが重要である。当社はこの仕組みを未然防止処置として整備しており、設備及び運用管理の継続的な改善活動を展開している。

国内外の原子力施設等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、ニューシア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、JANSI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、WANO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. 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、原子力発電所を有する電力会社と当社が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、従来から原子炉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、原子炉設置変更許可申請に際して、申請案件に係る原子炉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、各主管箇所が分担して原子炉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主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、改定された後、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、改定動向を把握し、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、各主管箇所において、原子炉設置変更許可、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、改定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、JANUS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、改定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、JANUS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するため、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、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

新知見の収集期間は、川内1号機第28回定期事業者検査終了日の翌日(2024年9月26日)から評価時点となる川内2号機第28回定期事業者検査終了日(2026年4月28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。

※:2024年9月26日から2024年12月25日の期間における川内2号機対象の収集数、新知見情報数及び参考情報数は、前回(川内2号機第7回)届出と重複して計上。

(3) 収集対象

各収集分野における新知見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、自社研究及び電力共通研究、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等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ATENA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

「3.1.2　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）、「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指針（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、各社ホームページ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の整理、分類の考え方を第2.2.2-5図に示す。

b. 国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓

国内外の原子力施設において発生した事故・故障等の情報を反映する仕組みは、第2.2.2-2図に示すとおりであり、事故・故障等の情報を踏まえ、川内1、2号機の同一機器、設備又は類似設備に対する評価、検討を行い、同種トラブルの発生防止の観点から未然防止処置が必要と判断されたものを新知見情報と

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、収集期間中に発出されたもののうち、川内1、2号機が対象となっているものを抽出し、記載対象とする。

c. 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、収集期間中に入手したデータについて、新規性の有無、川内1、2号機のPRAへの適用性を踏まえ、新知見情報及び参考情報を抽出する。

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、いま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の整理、分類の考え方を第2.2.2-5図に示す。

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。

（a） 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）

（b） 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）

（c） 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

（d） 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み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

(1) 新知見の収集結果

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、分類した結果を第2.2.2-8表に示す。

また、収集分野ごとの抽出結果の詳細を第2.2.2-9表から第2.2.2-20表に示す。

(2) まとめ

今回の収集期間に収集した新知見に対して評価を行い、安全性向上に資すると判断し、川内1、2号機に反映すべき知見を抽出した。

川内1、2号機に反映すべき知見については、その反映状況を確認し、既に反映されていること又は反映に向けた検討が進められていることを確認した。

このことから、新知見の収集、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
自社研究及び電力共通研究	・自社研究 ・電力共通研究
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）
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※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）

※：Probabilistic Safety Assessment and Management

第2.2.2-2表　国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓の収集対象

区分	収集対象
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
原子力規制委員会、ATENA 指示事項等	・原子力規制委員会指示文書 ・ATENA発出文書 ・被規制者向け情報通知文書

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

項目	収集対象
プラント情報の調査	プラントの設計、運用等のデータ　他
ハザード評価	第2.2.2-6表を参照
フラジリティ評価	電力共通研究
システム評価 （CDF評価／CFF評価※） （1）起因事象の選定及び発生頻度の評価／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化 （2）成功基準の設定 （3）事故シーケンスの分析 （4）システム信頼性の評価 （5）信頼性パラメータの作成 （6）人的過誤の評価 （7）炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化	・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
ソースターム評価	
被ばく評価	
上記以外の知見	
国内知見	・電力共通研究 ・電力中央研究所報告書
海外知見	・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

※：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
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
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・放射線防護機関（ASNR） 決定（décision）、見解（avis） ・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

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
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） ・電気学会（論文誌B）
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 ・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

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）

項目	収集対象
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
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）

項目	収集対象
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　他
学協会等の報告 （電共研を含む）	・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	・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	・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
その他自然災害に関する観測記録	・気象庁の観測記録 ・国土交通省港湾局の観測記録
その他	・電力中央研究所

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

分野	収集対象
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 ・Westinghouseワークショップ　他

第2.2.2-8表　新知見の収集結果

分野	区分	収集数	新知見情報	参考情報
安全に係る研究	自社研究及び電力共通研究	約20件	―	―
	国内機関の研究開発	約40件	2件	2件
	国外機関の研究開発	約190件	―	―
国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓	国内外の不適合情報等	約110件	17件	―
	原子力規制委員会、ATENA指示事項等	13件※	13件※	―
PRAを実施するために必要なデータ	―	約170件	5件	―
国内外の基準等	国内の規格基準	約30件	8件	―
	国外の規格基準	約310件	―	1件
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）	国内の学会活動	約220件	―	3件
	国際機関及び国外の学会活動	約860件	―	2件
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）	地震、津波	約130件	―	1件
	竜巻、火山その他自然現象	約70件	―	1件
設備の安全性向上に係るメーカ提案	―	約40件	―	―
国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置	―	約10件	―	1件
	計	約2,200件	45件	11件

―：該当なしを示す。
※：ATENA技術レポート「設計の経年化評価ガイドライン」に基づき抽出されたハード対策「RCPシャットダウンシール」1件（検討中）を含む。

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

No.	表題	文献誌名	概要	反映状況
1	航空機落下事故に関するデータの調査手順書	NRA技術報告 （NTEC-2025-2001）	航空機落下事故データの調査に関する標準手法として取りまとめたものである。	航空機落下確率評価に必要な航空機落下事故に関するデータの調査について、これまでNRAが独自に実施していたものを標準的な手法を改めて取りまとめたものである。 今後、本手順書を用いてデータの調査を実施する予定である。
2	航空機落下事故に関するデータ （平成15～令和4年）	NRA技術ノート （NTEN-2025-2001）	原子炉施設への航空機落下確率の評価の結果を原子力規制庁が確認する際の参考情報として、平成15年1月から令和4年12月までの20年間についての航空機事故データ、運航実績データ及び訓練空域面積データを調査した結果をまとめたものである。	社内マニュアルに基づく航空機落下確率評価に反映し、航空機落下確率を再評価した結果（川内1号機：約5.0×10^{-8}回/炉・年、川内2号機：約5.1×10^{-8}回/炉・年）、航空機落下による防護設計の要否判断の基準（10^{-7}回/炉・年）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）について確認し、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。

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

No.	表題	文献誌名
1	原子力発電所における高エネルギーアーク損傷（HEAF）に関する分析（第二報）	NRA技術報告 （NTEC-2025-1001）
2	火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ2）	NRA安全研究成果報告 （RREP-2025-1001）

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

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
1	2022年 12月4日	玄海3号機 ／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	非常用予備発電装置機能検査において、3A空調用冷凍機が母線電圧確立から時間内に起動できず、検査判定基準を満足できなかった。 原因は、3A空調用冷凍機の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の各接点接触部において、酸化被膜などによる接触不良により抵抗値が上がり、同遮断器が一時的に不動作となったと推定した。	すべてのパワーセンタ遮断器について、酸化被膜の生成を考慮した上で、2次ジャンクションや投入回路の抵抗値が上昇していないことを確認する手順を社内マニュアルに反映した。
2	2024年 5月27日	玄海4号機 ／非常用予備発電装置機能検査（BO）における4A電動補助給水ポンプ不動作	非常用予備発電装置機能検査において、母線低電圧信号発信後に4A電動補助給水ポンプが起動せず、検査判定基準を満足しなかった。なお、同検査は、同ポンプのM/C遮断器を予備遮断器に交換後、再度実施し、検査判定基準を満足した。 原因は、同ポンプのM/C遮断器の押込みが不足していたと推定した。	クランクハンドルにて操作するM/C遮断器については、操作の確実性を高めることを目的に、接続位置を確認することを社内マニュアルに反映した。
3	2023年 1月25日	玄海3号機 ／玄海3号機屋外（WD/B及びWM/B）の水噴霧消火設備の水漏れ	屋外巡視において、WD/B及びWM/Bの水噴霧消火設備で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。 原因は、設備設計時に、凍結防止対策不要と整理されており、凍結防止対策の対象設備ではなかったが、寒波の影響により、外気温度が-4℃程度まで低下したことにより、同事象が発生したと推定した。	対象エリアの消火栓を凍結防止対策の対象に追加し、社内マニュアルに反映した。

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

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
4	2022年 12月9日	玄海3号機 ／玄海3号機3A、3D蒸気発生器ASCA洗浄薬液排出用元弁下流配管リーク	プラント起動時の高温停止時、SGBD水を系外（ブローダウンタンク）通水中、3A、3D蒸気発生器ASCA洗浄薬液排出用元弁下流配管が破断し蒸気リークを確認した。 原因は、プラント起動時のラインナップにおいて、同弁の締め付け不足により微開の状態でSGBD系統を通水したことにより、微小なシートリークが発生し、弁下流配管にSGBDの高圧・高温水が入り込み滞留したが、SGBD系統の通水を停止したことで放熱により同配管が低温となった。その後、SGBD系統を再び通水することで同配管は加熱され、また、弁体と弁座は異なる材料のため熱膨張による変化も異なったことでシート性能が回復し、満水密閉状態となり異常昇圧に繋がり配管損傷に至ったと推定した。	対象弁について、プラント起動時（ヒートアップ前）に増締めを実施するとともに、高温停止状態到達後に状態を確認することを定め、社内マニュアルに反映した。
5	2023年 12月14日	玄海3号機 ／T/D FWBP電動機作業における軸受作業時の負傷について	定期修繕工事の給水ブースタポンプ電動機点検作業において、A-タービン動主給水ポンプ用ブースタポンプ下部軸受の点検を軸受を立てた状態で実施していたところ、点検箇所を変えるために軸受位置をずらしたことにより軸受が倒れ、軸受を手で支えようとした作業員が支えきれず手を挟まれ負傷した。 原因は、転倒防止対策をせずに下部軸受の点検を実施したため、下部軸受が倒れ作業員が負傷したと推定した。	作業上、重量物の不安定な状態が生じない等の作業方法に見直すこと、専用治具の製作、アイボルト設置等の転倒防止対策を実施すること及び手、足元を確認しながら作業を実施する手順とすることを作業要領書に反映した。

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

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
6	2024年 1月22日	玄海3号機 ／GN3-5クラス2機器供用期間中検査における継手の外れについて	機器供用期間中検査におけるB高圧注入ポンプ出口ラインの漏えい検査の準備のため、15MPa程度まで昇圧していたところ、ベント弁に接続したホース継手が外れ、水が飛び、作業員が被水したとともに外れたホースにより負傷した。 原因は、同ホース継手の取付けが不十分の状態で、15MPa程度まで昇圧したことにより、同ホース継手が配管から外れたと推定した。	ホース継手の取付けは出代管理及びチェーン等での外れ防止処置を実施する手順を明確化することを社内マニュアルに反映する。
7	2024年 7月5日	玄海3号機 ／原子炉格納容器外壁修繕工事における避雷針損傷	原子炉格納容器外壁塗装修繕工事において、200tクローラクレーンにて足場材を原子炉周辺建屋屋上に荷揚げする作業を行なっていたところ、クレーンオペレータは、クレーンのジブを倒し過ぎ避雷針に接触させ損傷させた。 原因は、周辺設備に対する現場確認、損傷防止対策、監視員配置の確認等が不足していたと推定した。	荷の運搬経路を確認し、原則、重要設備の上を避けること及びクレーンオペレータが直視できない障害物がある場合は、障害物が確認できる位置に監視員を配置し、障害物との干渉を防止することを定め、社内マニュアル等に反映した。 また、社内マニュアルの反映内容について関係者に周知した。
8	2023年 2月28日	玄海3号機 ／B廃棄物処理建屋制御室プーリ破損	B廃棄物処理建屋制御室空調機開放点検において、ファン軸から電動機動力を伝えるプーリの引抜き作業を手順どおり専用工具を使用し実施していたところ、プーリが破損し、機能、性能を発揮することができない状態となった。 原因は、プーリの引抜き作業をプーリが軸に固着した状態で実施したことから、プーリに均等に力が掛からなかったことにより傾き、局部に力が集中しプーリが破損したと推定した。	プーリの引抜き作業に関する手順を具体的な内容に見直し、作業手順書に反映する。

第2.2.2-12表　国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報（1/3）

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
1	2023年 4月11日	柏崎刈羽5号機 ／柏崎刈羽5号機ランドリ建屋（管理区域）火災事象について	ランドリ建屋1階にて、洗濯機モータ付近からの発火を確認したため、初期消火を行い、公設消防が鎮火を確認した。 原因は、洗濯機の運転動作を制御している部品である電気制御機器のスイッチ部分が、経年的な繰り返し動作により劣化、破損し、電気制御機器の接点が常に接触することにより洗濯機モータに電流が流れる状態が継続、洗濯機を停止するためのブレーキが動作した際に過負荷となり異常過熱、その異常過熱により洗濯機のモータ内の絶縁材が損傷、モータ内の塵や埃が電気の通り道となり短絡し、発煙・発火に至ったものと推定した。	同メーカの対象機器について交換を実施するとともに、定期点検することを社内マニュアルに反映する。
2	2023年 7月26日	伊方3号機 ／伊方発電所3号機使用済燃料ピット監視カメラの不具合について	通常運転中のところ、使用済燃料ピット監視カメラが正常に動作しないことを運転員が確認したため、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、使用済燃料ピット監視カメラシステム制御盤のサーバの不具合により、監視カメラの画像が使用済燃料ピット監視カメラ表示モニタに表示できなくなったことと推定した。 また、定期点検等で、サーバのログの確認を実施していなかったため、未然にハードディスクの不調を把握できない状況であった。	対象サーバのハードディスクドライブをソリッドステートドライブに取り替えた。

第2.2.2-12表　国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報（2/3）

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
3	2024年 10月10日	美浜3号機 ／美浜発電所3号機1次系冷却水クーラ海水系統戻り母管の減肉に伴う運転上の制限の逸脱	運転員が、1次系冷却水クーラの海水系統の母管2箇所に塩の析出を確認したことにより、当該箇所の肉厚を測定した結果、微小な穴とその周辺の減肉を確認したため、同クーラの使用を停止したことから、保安規定の運転上の制限を満足していない状態と判断した。 原因は、前回の定期検査で補修したエポキシ樹脂系ライニングが剥がれ当該箇所の配管母材が海水に接触したことで配管内面から外面へのキャビテーションによるエロージョンの影響で減肉が進行し、局部的な腐食により貫通に至ったと推定した。	キャビテーションによるエロージョンの影響がある箇所のライニング補修を実施する際は、エポキシ樹脂系ライニングによる補修を実施しないことを、社内マニュアルに反映した。
4	2023年 10月31日	東海第二 ／東海第二発電所原子炉建屋2階北東側天井照明安定器の焦げ跡の確認について	原子炉建屋2階北東側（管理区域）の天井照明を点検中の協力会社社員が、当該照明の安定器に焦げ跡らしきものを発見したため、公設消防に連絡し、現場確認を実施したところ、火災と判断された。 原因は、当該安定器の長期使用に伴う経年劣化により内部巻線が発熱したことから、これを保護するサーマルプロテクタに不具合が発生し作動不良になったことにより、当該安定器内部の巻線が異常発熱し、溶融、焦げ跡の発生に至ったものと推定した。	発電所構内に設置している照明器具について、サーマルプロテクタを内蔵しているかを確認し、サーマルプロテクタを内蔵している照明器具は、サーマルプロテクタを内蔵していない照明器具等への取替えを計画する。
5	2025年 5月15日	浜岡2号機 ／浜岡2号機原子炉建屋1階（放射線管理区域内）における作業用防火シートの燃焼	原子炉建屋1階において、協力会社社員が、グラインダ作業中に作業エリアを囲う防火養生から出火しているのを発見した。 原因は、グラインダの注油時に飛散・蓄積した潤滑油に、研磨作業の火花が至近距離で集中的に当たり引火したと推定した。	グラインダ作業時の火災防止対策を社内マニュアルに反映する。

第2.2.2-12表　国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報（3/3）

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
6	2023年 11月7日	東海第二 ／東海第二発電所モルタル建屋1階空気圧縮機からの発煙について	モルタル混錬設備の電源復旧操作のために社員が廃棄物処理建屋（管理区域）に設置された電源盤にてモルタル建屋1階（非管理区域）に設置している空気圧縮機の電源を投入したところ、当該空気圧縮機の受電状況を確認していた協力会社社員が当該空気圧縮機の空気乾燥器部筐体カバー上面に発煙と焦げの臭いを確認したため、直ちに当該空気圧縮機の電源を「切」とした。 原因は、湿分が取り込まれる環境において、端子台に湿分で変形する材質の記名板を使用したことにより記名板が変形し、端子に接触したため、記名板の炭化が進行し最終的に相間短絡が発生し火災に至ったと推定した。	記名板が導通部に影響しない構造の端子台でなければ調達できないルールを構築し、調達仕様書の要求事項に反映する。
7	2023年 11月1日	日本原燃 濃縮事務所 ／濃縮・埋設事業所内（管理区域外）軽油受入口からの軽油の滴下について	ウラン濃縮工場（管理区域外）の屋外にある屋外軽油タンク受入口から軽油が滴下していることを確認した。 原因は、屋外軽油タンク受入口内の残油が受入口の蓋を閉めた際に、同蓋のフランジの裏側へ押し出され、滴下したものと推定した。 また、受入口内の残油は、軽油の受け入れの際の残油の拭き取り不足であり、作業手順書にも残油の拭き取り及び確認についての記載がなかった。	対象薬品の受入において、受入口の清掃に関する運用を定め、社内マニュアルに反映した。
8	2023年 1月28日	日本原燃 再処理事業所 ／再処理工場前処理建屋セル内の照明全消灯に伴うIAEA査察カメラによる監視の一時中断について	再処理工場前処理建屋内にある燃料供給Aセルにおいて、11灯の照明が約2時間すべて消灯し、それに伴い、IAEAの査察カメラによる使用済燃料の移動に関する監視が中断したと、IAEAから連絡があった。 原因は、保障措置に対するトップマネジメントの関与不足、関係者へ保障措置の要求を理解させる活動の欠如及び保障措置に対する認識の不足であったと推定した。	照度、環境温度、耐久性、落下防止等の観点からLED照明の取替計画を策定し、取替えを実施することとした。

第2.2.2-13表　国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
1	2007年 6月27日	ブルードウッド 1号機 ／安全上重要な保護リレー回路故障の表示の改善	落雷に伴い送電線の一相地絡が発生し、瞬間的に1次冷却材ポンプ母線の相不平衡を引き起こし、D-1次冷却材ポンプのC相の電流が瞬時過電流保護リレーのトリップ設定点を超過したこと、起動時の過渡電流保護リレーが故障していたことにより、D-1次冷却材ポンプがトリップし、D-1次冷却材ループ流量低で原子炉が自動トリップした。 原因は、電圧検出回路のヒューズの故障、送電線への落雷による送電線の一相地絡故障及び1次冷却材ポンプの保護リレー回路の劣化状態を適切に運転員に示せなかった設計上の欠陥と推定した。	リレー電源断の表示対策、リレー内部故障の表示対策及び入力信号断（PTヒューズ断、配線回路断）の表示対策を実施した。

第2.2.2-14表　原子力規制委員会、ATENA指示文書等及びその対応（1/7）

No.	文書名 （発行番号）（発行日）	指示概要	対応状況
1	原子力規制庁　被規制者向け情報通知文書「原子力規制検査（核物質防護）において確認された核物質防護事案～セキュリティ部門とセーフティ部門との情報連携について～」 （NIN11-20250214-pp） （2025年2月14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において、警備員の不十分な点検等により、十分な確認が行われないまま破壊行為の用に供され得る物品（以下「対象物品」という。）が防護区域内に持ち込まれた事案が確認された。 同発電所では、持込事業者に対し、対象物品を持ち込む際に必要となる申請書類の提出をセキュリティ部門及びセーフティ部門からそれぞれ求めていたが、その申請内容（物品名等）を情報共有する仕組みがなかったため、セキュリティ部門はセーフティ部門にのみ申請のあった対象物品を認識していなかった。 あらかじめセキュリティ部門とセーフティ部門の間で申請内容に関する連携を行っていれば、セキュリティ部門が対象物品の存在を認識し、点検を適切に実施できたと考えられることから、参考として情報を共有するもの。	本通知文書を受けて、各検査指摘事項の事象内容を電力大で確認し、対応の要否を検討した。 検討の結果、対象物品の持ち込みについては、セーフティ部門での持ち込みについてもセキュリティ部門へ申請するよう一括管理されており、部門間の連携が図られていることから、対応は不要とした。 なお、持ち込み申請されていない対象物品を発電所内に持ち込ませないという本来の目的や持ち込み物品の点検の重要性を再認識させるため、本指摘事項の内容について警備会社へ周知を行った。

第2.2.2-14表　原子力規制委員会、ATENA指示文書等及びその対応(2/7)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
2	原子力規制庁　被規制者向け情報通知文書「原子炉容器サポート直下部温度実測値が温度解析結果から逸脱した事例」 (NIN12-20250523-nu) (2025年5月23日)	高浜発電所2号炉の長期施設管理計画の審査において判明した、原子炉容器サポート直下部温度実測値が温度解析の評価結果から逸脱した事例について通知するものである。 本事例は長期施設管理計画の技術評価を実施する際に設定する解析条件の適切性に起因するものであり、対象となる被規制者による技術評価においても同様の事例が生じ得ることから、情報を共有するもの。	RVサポート直下部コンクリート温度については、川内1、2号機は高経年化技術評価書(40年)の補足説明資料(調査期間:2021年1月～2021年12月)に記載している期間において、いずれも実測値は解析値を超過していないことを確認した。 加えて、これらの補足説明資料に記載している期間以降の期間も調査を実施し、いずれも実測値は解析値を超過していないことを確認した。 また、当社プラントはいずれも保温材によって隙間部を埋められているため、RV保温材内側への空気の流入・流出することがなく、同様の事象は起きないことを確認した。 上記より、長期施設管理計画の技術評価を実施する際に設定する解析条件が適切であったことを確認した。
3	原子力規制庁　被規制者向け情報通知文書「アクセスルートの確保失敗に関する検査指摘事項」 (NIN13-20250610-nu) (2025年6月10日)	令和4年度から令和6年度までに実施した原子力規制検査において、保安規定で定めるアクセスルートの確保失敗に係る4件の検査指摘事項があった。これらの検査指摘事項はいずれも、重要度緑、深刻度SLIVであり、原子力安全に対する影響は限定的であるものの、所内規定の不備又は建築物等のアクセスルートへの影響評価の未実施に起因するアクセスルートの確保の失敗についての検査指摘事項である。 これらの検査指摘事項は、いずれも適切にアクセスルートへの影響評価等を実施していなかったことが共通要因であることから、参考として被規制者に対して情報を共有するもの。	本通知文書を受けて、各検査指摘事項の事象内容を電力大で確認して、対応要否を検討した。 検討した結果、既に社内マニュアル、手順書等には、アクセスルートへの影響評価等を反映していることから、対応不要とした。 なお、引き続きアクセスルートへの影響評価等を継続管理していく。

第2.2.2-14表　原子力規制委員会、ATENA指示文書等及びその対応（3/7）

No.	文書名 （発行番号）（発行日）	指示概要	対応状況
4	「原子力施設上空の飛行を認めた場合の連絡について」の運用改善について （原規規発第2510291号） （2025年10月29日）	原子力施設付近において、原子力施設の安全性に影響を与えるおそれがある航空機（重要施設の周辺地域の上空における小型無人機等の飛行の禁止に関する法律（平成二十八年法律第九号）が対象とする小型無人機等を除く。）の飛行（ヘリコプター等による旋回や通過等）が確認された場合（但し、原子力施設の安全確保（防災訓練や緊急時対応等）、救命救護、警備等に必要な飛行を除く。）には、様式及び別紙の連絡方法に従い、原子力規制庁関係部門に対し情報提供すること。なお、提供のあった情報については、原子力規制庁から関係省庁に提供する。	本通知を受けて、原子力施設付近において、原子力施設の安全性に影響を与えるおそれがある航空機の飛行があった場合については、所定の様式及び連絡方法に従い、原子力規制庁関係部門へ連絡を行うこととした。 なお、従来は「原子力施設上空の飛行を認めた場合の連絡について（平成13年4月2日付　経済産業省　原子力安全・保安院）」に基づき対応しており、その運用が改善されたものである。
5	中部電力株式会社浜岡原子力発電所の新規制基準適合性審査における基準地震動策定に係る不正行為に関する注意喚起 （NRA100015499） （2026年1月14日）	中部電力株式会社浜岡原子力発電所の新規制基準適合性審査における審査資料の耐震重要施設等の耐震設計の前提条件となる基準地震動に関する内容に不正行為があることが発覚したことを受け、原子力規制庁から各事業者に向け、許認可手続きに係る申請書、説明資料等について適切な品質管理体制の下での作成を徹底するよう注意喚起したもの。	本文書を踏まえ、QMSに関係する組織に向けて申請資料や説明資料の作成・管理において、改めて品質確保と内部チェックを徹底するよう周知した。また、今後の中部電力株式会社による根本原因を含めた原因究明、再発防止等を踏まえて、必要に応じて追加の対応等を実施していく。
―	浜岡原子力発電所の新規制基準適合性審査における基準地震動策定に係る不適切事案に対する検討状況（2026年3月時点） （ATENAホームページ、2026年4月2日）	ATENAは、左記の件について、業界全体への注意喚起や他事業者の状況確認※を実施した。その結果を、2026年3月27日のCNO意見交換会で説明した。 今後は第三者委員会の調査結果等も踏まえ、共通改善事項があればガイド化する等、事業者へ展開していくことを公表したもの。	

※：基準地震動の選定プロセスについて、原子力規制委員会の審査ガイドに基づいた手法で評価し、原子力規制庁へ説明していることを確認している。また、基準地震動の代表波を意図的に策定している事実は確認されていない。

第2.2.2-14表　原子力規制委員会、ATENA指示文書等及びその対応（4/7）

No.	文書名 （発行番号）（発行日）	指示概要	対応状況
6	燃料油タンクへの水分混入を起因とする空冷式非常用発電装置の自動停止 （NIN14-20260324-nu） （2026年3月24日）	関西電力株式会社美浜発電所3号機において、空冷式非常用発電装置の定期試験を実施したところ、同装置が自動停止し、保安規定で定める運転上の制限を満足しない状態となった。 自動停止の原因を調査した結果、空冷式非常用発電装置に付属する燃料油タンクで水分が確認されたほか、同タンク上部の通気口配管内に水の痕跡やタンク内に結露が確認された。また、当該装置は風を受けやすい高台に設置されていたため、強風時に雨水や雪が通気口から同タンク内に侵入しやすい環境にあった。 このため、同タンク内に混入した水分が機関に流入したことで機関の回転数が低下し、自動停止したと関西電力株式会社は推定した。 なお、関西電力株式会社は同タンクの開放点検を10年ごとに実施しており、当該事象は、前回点検から6年後に発生したものである。 対策として、同タンクのドレン弁から定期的に水抜きを実施することとした。 本事案が非常用電源設備等の安全機能及び重大事故等に対処する機能を有する設備の機能を確実に維持する上での参考情報として有用であるものと考えられることから、被規制者に対して共有するもの。	本事象については、同様の事象が当社においても発生する可能性が否定できないことから、未然防止処置にて対応中である。当社においては、機器選定を実施した上で定期的に水分の有無の確認等を実施していくこととしている。

第2.2.2-14表　原子力規制委員会、ATENA指示文書等及びその対応（5/7）

No.	文書名 （発行番号）（発行日）	指示概要	対応状況
7	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「ATENA20－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。	【検討中】川内1号機第6回及び川内2号機第6回届出において、本ガイドラインを新知見情報として抽出し、内的事象に係る評価を実施済みである。当該評価にて抽出されたハード対策「RCPシャットダウンシール」については、電力大で国内メーカ製のRCPシャットダウンシールの研究・開発を進め、プラント運用管理上の課題を抽出・整理しており、さらに、海外での運用状況等についても注視し、情報収集・確認を継続していることから、採否検討中である。
8	原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書 （ATENA 20－ME05 Rev.2） （2024年12月25日）	技術レポート「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」（2022年10月5日改定）について、事業者の対策進捗に伴う解説追加及び表現適正化、国内基準及び規格動向の反映並びに海外規制動向の反映を行い、改定版（Rev.2）として発行。	ATENA指示文書に基づき、川内1号機は2023年4月、川内2号機は2023年7月からCCF対策設備を運用開始しており、対策を実施済み。 本改定（Rev.2）による追加要求はないため、既設設備の改造等の対応は不要である。

第2.2.2-14表　原子力規制委員会、ATENA指示文書等及びその対応（6/7）

No.	文書名 （発行番号）（発行日）	指示概要	対応状況
9	地すべりの識別方法及び安定性評価方法 （ATENA 25－NE01 Rev.0） （2025年2月7日）	「地震活動に伴って永久変位が生じる断層」と「支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面」とを区別できる場合は、当該地すべり面に対して約12～13万年前以降の活動が否定できるかどうかで評価するのではなく、現在の地形、地質、地下水位、地盤物性等の条件下において、想定される基準地震動に対して当該地すべり面が滑るかどうかで評価するべきと考えていることから、地すべりの識別方法及び安定性評価方法について検討し、技術レポートに取りまとめたもの。	本レポートの内容について、今後必要に応じ活用する。
10	「太陽フレアに係る新しい警報基準の設定に伴う警戒態勢について」に基づく各事業者の安全対策の実施の要求及び対策完了の報告依頼について （ATENA　運第18号） （2025年6月13日）	太陽フレアに係る新しい警報基準の設定に伴う警戒態勢について、以下の対策を行うことが要求された。 ・警報配信時の対応態勢の確立 ・太陽フレア等により影響を受ける可能性のある通信連絡設備等及び代替措置の確定 ・警戒態勢時の対応の手順確立（手順書への反映）	ATENA指示文書に基づき、警報配信時の対応態勢について、太陽フレア等により影響を受ける可能性のある通信連絡設備等及び代替措置の確定を行い、警報態勢時の対応の手順を確立した。
11	「原子力発電所における非常用電源系統蓄電池の保守管理」の見直しに係る要求について （ATENA　運第56号） （2026年1月13日）	原子力発電所における非常用電源系統蓄電池の保守管理の見直しについて、2026年3月末までに保全プログラムへの取り込みを行うように要求された。	ATENAの「非常用電源系統蓄電池の保守管理の見直し」について、社内マニュアルへの取り込みを実施した。
12	事業者検査に関する運用ガイドライン （ATENA 20－R01 Rev.1） （2025年12月1日） （ATENA 20－R01 Rev.2） （2026年2月27日）	使用前事業者検査の範囲に係る見直し及び記載の適正化（Rev.1）、溶接規格2020年版の技術評価等を踏まえた見直し及び記載の適正化（Rev.2）を行い、改訂版として発行。	ATENAガイドの改訂版の内容を社内マニュアルへ反映し、運用を開始している。

第2.2.2-14表　原子力規制委員会、ATENA指示文書等及びその対応（7/7）

No.	文書名 （発行番号）（発行日）	指示概要	対応状況
13	緊急時対応に係る中期計画作成・運用要領 （ATENA 24－S01 Rev.0） （2024年9月27日） （ATENA 24－S01 Rev.1） （2026年4月21日）	緊急時対応に係るすべての組織やその活動について、あるべき姿と照らし、中期的に原子力事業者が目指す姿（中期目標）等を定め、継続的な緊急時対応能力の向上に資するために、中期計画の作成方法及び運用についてまとめたもの。（Rev.0） 本要領を踏まえた中期計画の作成過程や運用における気づきを踏まえた反映を行い、改定版（Rev.1）として発行。（Rev.1）	ATENAの「緊急時対応に係る中期計画作成・運用要領（Rev.0）」に基づき、原子力防災訓練　中期計画（2025年度～2027年度）を2025年7月作成済み。 今後中期計画の作成及び見直しを行う際は「緊急時対応に係る中期計画作成・運用要領（Rev.1）」に基づき対応する。

第2.2.2-15表　PRAを実施するために必要なデータにおける新知見

項目	反映内容※2
プラント情報の調査	（プラントの設計や運用に関する情報であり、新知見としての対象としない。）
ハザード評価	（収集の対象外）※3
フラジリティ評価	（収集の対象外）※3
システム評価 （CDF評価／CFF評価※1）	
（1）起因事象の選定及び発生頻度の評価／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	・外部電源喪失の発生頻度として、電力中央研究所報告書を参照し、国内プラントの運転実績を用いて算出した頻度を使用 ・外部エキスパートレビュー会議における海外PRA専門家による助言・提言のコメントを踏まえ、個別プラントの運転実績を用いて起因事象の発生頻度を算出して使用
（2）成功基準の設定	・外部エキスパートレビュー会議における海外PRA専門家による助言・提言のコメントを踏まえ、リスク上重要な事故シナリオに対して適用する成功基準解析を現実的な解析条件に見直し
（3）事故シーケンスの分析	－
（4）システム信頼性の評価	－
（5）信頼性パラメータの設定	・電力中央研究所報告書の改定を踏まえ、機器バウンダリ変更の反映
（6）人的過誤の評価	－
（7）炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化	・外部エキスパートレビュー会議における海外PRA専門家による助言・提言のコメントを踏まえたカットオフ値を設定
ソースターム評価	－
被ばく評価	－
上記以外の知見	
国内知見	－（当社を含む電気事業者による電力共通研究やNRRCにより、リスク評価や自然外部事象、リスク情報を活用した意思決定に関する研究・検討を進めているところであるが、いずれも研究途上であり、現段階で研究成果を安全性向上評価届出書に反映すべき事例はなし。）
海外知見	－（伊方プロジェクトでのTAC及び海外専門家レビューコメントのうち、未反映のものは、今後反映の要否も含めて検討する。）

※1：炉心損傷頻度評価をCDF評価、格納容器機能喪失頻度評価をCFF評価と示す。
※2：内部事象出力時PRAに反映した内容を示す。
※3：地震PRA及び津波PRAに必要なデータであることから、収集対象外。
注）表中の「－」については、今回反映した新知見がなかったことを示す。

第2.2.2-16表　国内の規格基準等に係る新知見情報(1/3)(日本電気協会)

No.	規格名称	規格番号	反映状況
1	原子力発電所運転責任者の判定に係る規程	JEAC4804-2024	原子力発電所運転責任者の判定に係る社内マニュアルに反映済み。
2	原子炉構造材の監視試験方法[2024年追補版]	JEAC4201-2007[2024年追補版]	保安活動に関する法令要求事項等に係る社内マニュアルに反映済み。

第2.2.2-16表　国内の規格基準等に係る新知見情報(2/3)(日本原子力学会)

No.	規格名称	規格番号	反映状況
1	原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2024	AESJ-SC-RK013:2024	地震PRA実施時に使用している。次回以降のPRA実施時に適用する。
2	外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準:2024	AESJ-SC-RK008:2024	今後の安全性向上評価において活用する。
3	原子力発電所の高経年化対策実施基準:2025(追補5)	AESJ-SC-P005:2025	社内マニュアルに取込み、最新知見として長期施設管理計画における劣化評価に利用している。

第2.2.2-16表　国内の規格基準等に係る新知見情報(3/3)(日本機械学会)

No.	規格名称	規格番号	反映状況
1	設計・建設規格(2020年版)	JSME S NC1-2020	保安活動に関する法令要求事項等に係る社内マニュアルに反映済み。
2	材料規格(2020年版)	JSME S NJ1-2020	保安活動に関する法令要求事項等に係る社内マニュアルに反映済み。
3	溶接規格(2020年版)	JSME S NB1-2020	保安活動に関する法令要求事項等に係る社内マニュアルに反映済み。

第2.2.2-17表　国外の規格基準等に係る参考情報

No.	規格名称	規格番号
1	軽水炉（LWR）用原子力発電所用途の重大事故の進行と放射性物質の放出（レベル2）PRA基準	ANS RA-S-1.2-2024

第2.2.2-18表　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）に係る参考情報

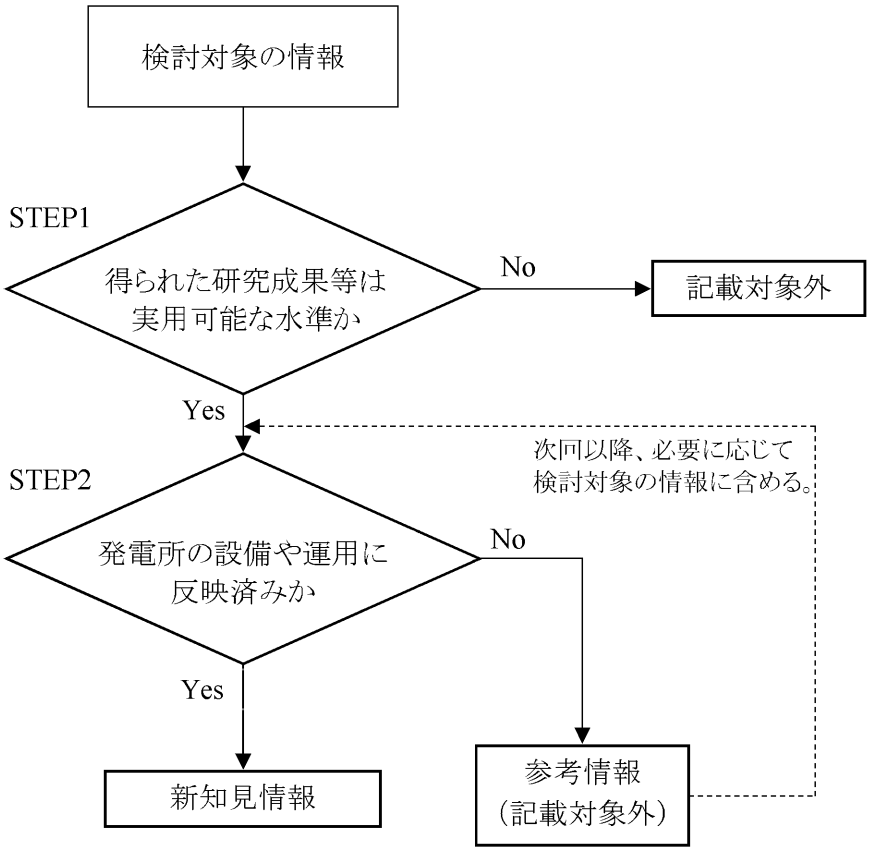
No.	表題	文献誌名
1	複数事業所における共用設備の人的信頼性解析	Journal of Nuclear Science and Technology
2	モンテカルロ法とニューラルネットワークの結合による無拘束流出火データの不確実性定量化	Journal of Nuclear Science and Technology
3	水密扉の漏水量が急増するしきい値の不確かさを考慮したフラジリティ評価モデルの構築	日本原子力学会和文論文誌
4	モンテカルロ法による希ガス空気浸漬実効線量率係数の他の形状および放射性核種への外挿	Nuclear Technology
5	外部制御室ヒューマンパフォーマンスシミュレーションの不確実性に基づく検証手法と実験解析：原子力発電所の火災確率論的リスク評価への応用	Nuclear Science and Engineering

第2.2.2-19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

No.	区分	表題	文献誌名	検討内容
1	地震・地震動	震源を特定せず策定する地震動の標準応答スペクトルの妥当性確認－2018年から2022年の観測記録の追加－	NRA技術ノート	標準応答スペクトルの算定に用いる観測波を追加検討しているものの、現状のスペクトルで現時点では、妥当であると結論付けていることから、評価の見直しは不要であるが、今後の動向を注視する。
2	火山	桜島火山における薩摩噴火堆積物層序の再検討	日本火山学会 火山 vol.69 no.3 pp.115-141	既許可評価の桜島薩摩（薩摩テフラ）の噴出物量10.93km^{3}を本知見における噴出物量の最大値11.8km^{3}として、降下火砕物の評価への影響を確認した。その結果、既許可評価の敷地におけるシミュレーション結果の火山灰層厚が11cmから12cmに増加したが設計基準である15cmを下回ることを確認したことから、既許可評価における火山影響評価への反映は必要ない。 なお、第3回安全性向上評価にて実施した仮想風による発電所への影響については、第3回安全性向上評価の敷地におけるシミュレーション結果の火山灰層厚24cmを上回る26cmとなった。第3回安全性向上評価の評価対象施設に対しては27cmで計算を行い、積載荷重の裕度1.0以上であり、施設への影響がないことを確認した。 （詳細は、添付資料-5参照）

第2.2.2-20表　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係る参考情報

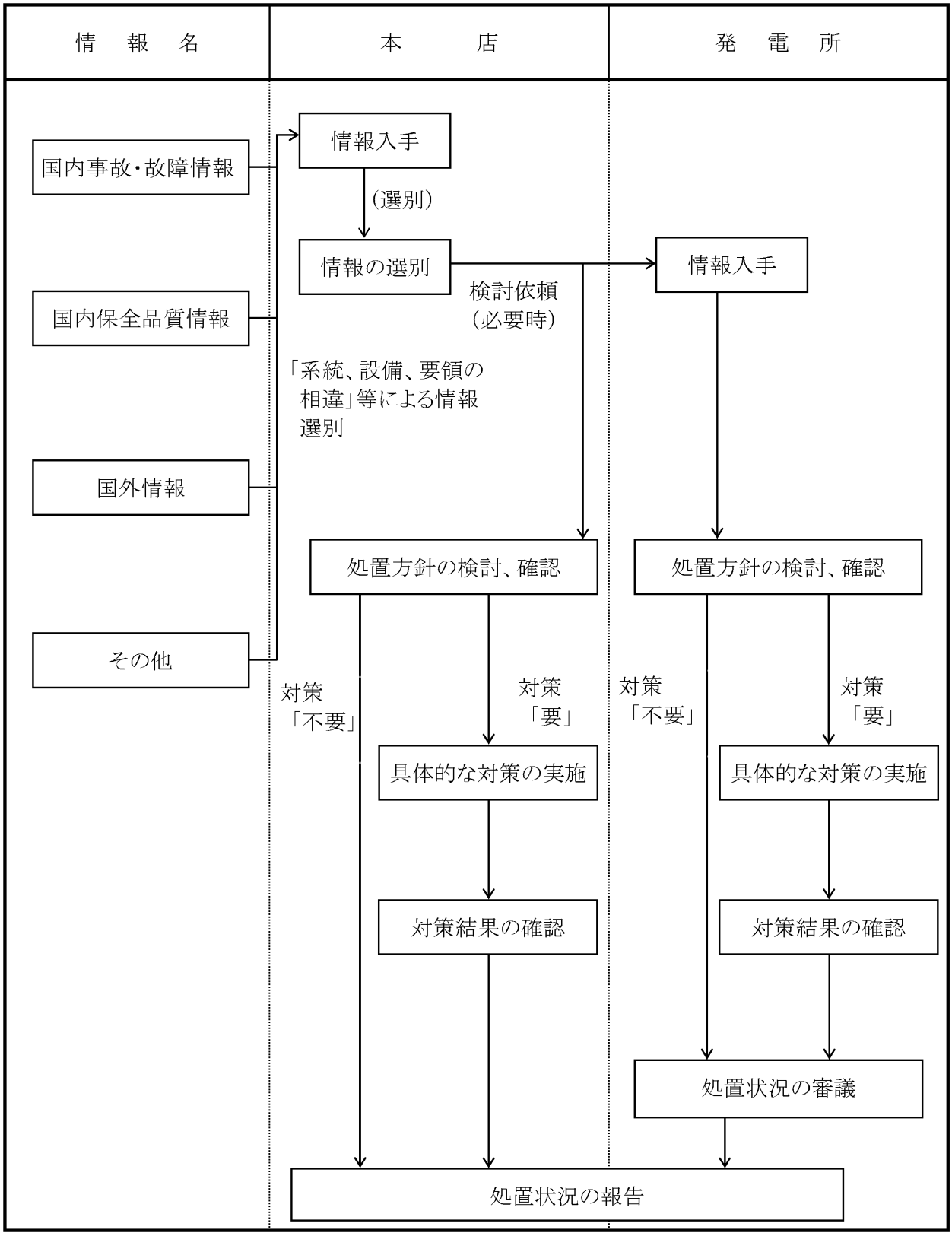
No.	表題	安全性向上評価届出書
1	RIDMプロセスの適用拡大（地震事象・津波事象の結果の活用）	伊方発電所3号機　第4回



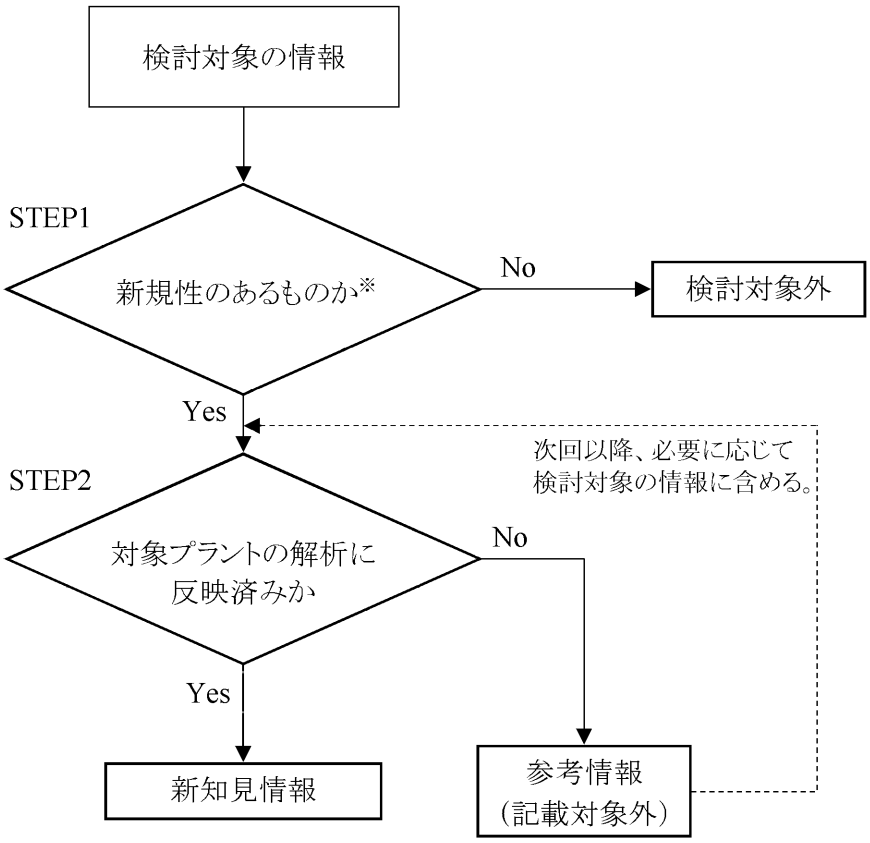
【STEP1】
　実用性のある水準に達していないもの（基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等）については記載対象外とする。（今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。）

【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）

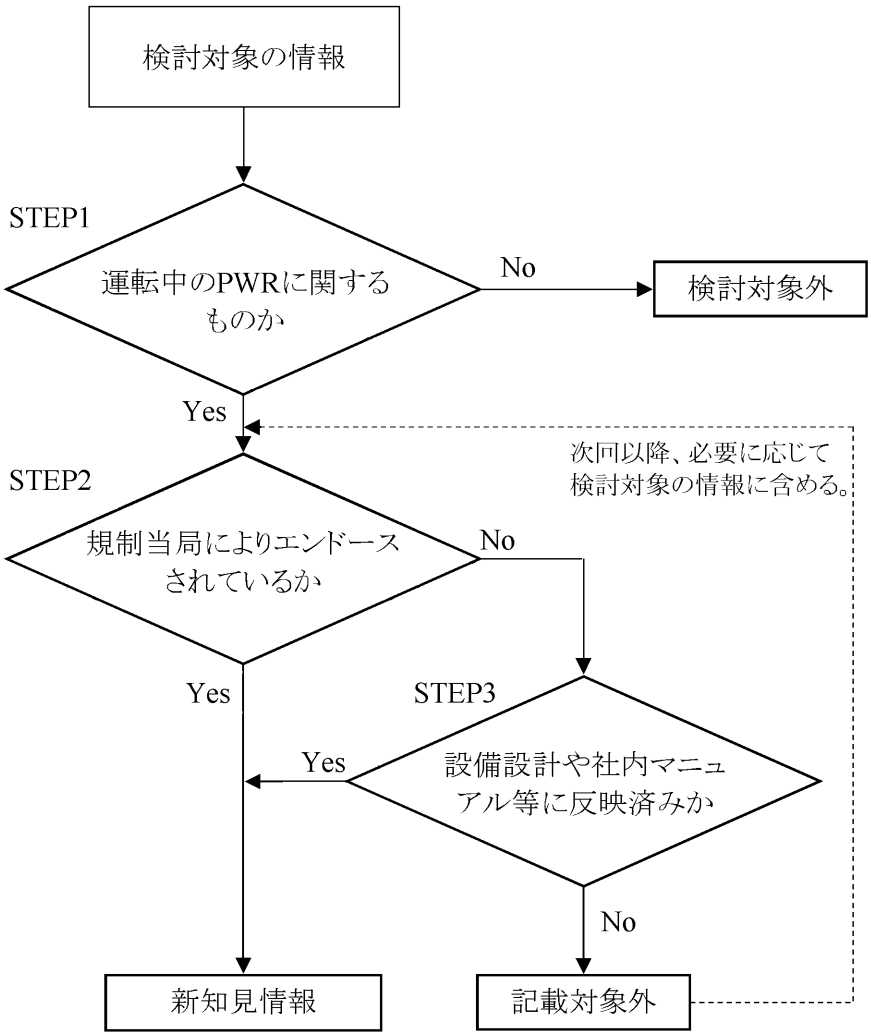


第2.2.2-2図　国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法

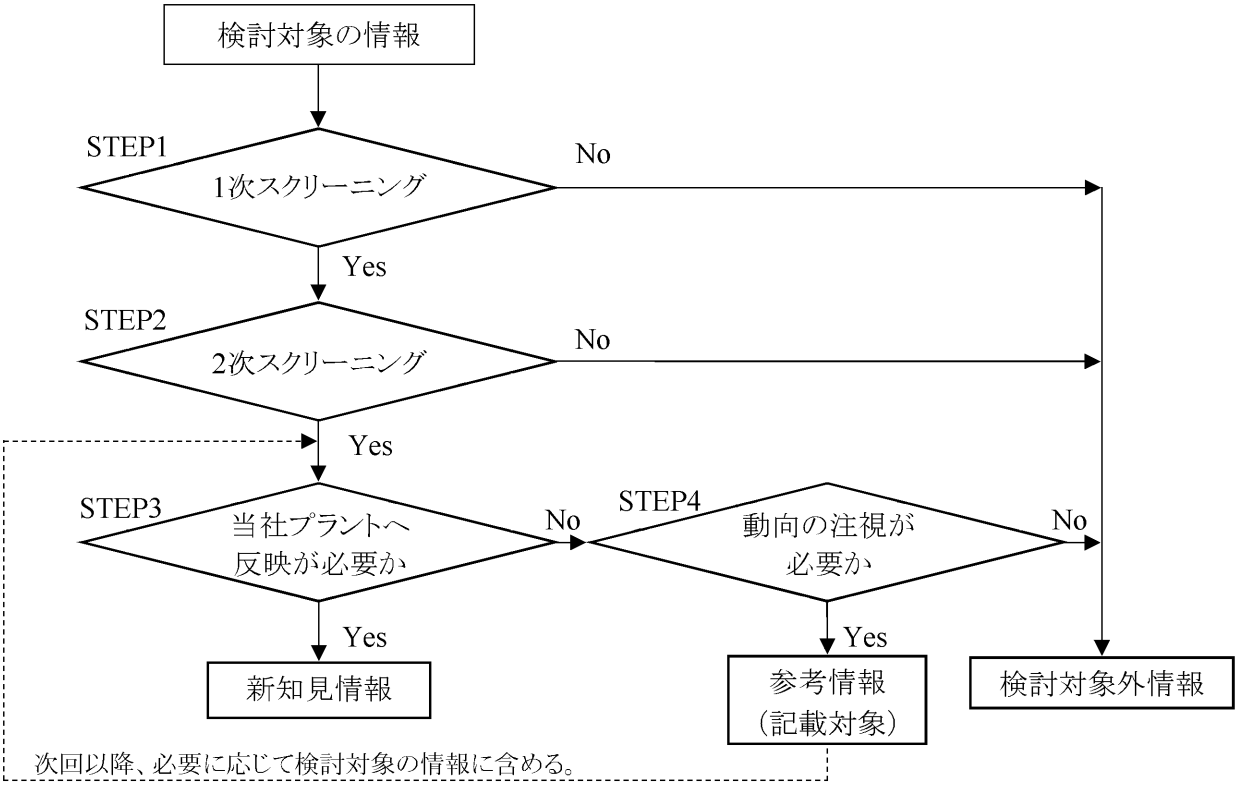


※：単なるデータの蓄積といった、PRAを実施する上で必要なデータであることが自明なものは検討対象外。
また、ハザード評価については第2.2.2-6図の整理、分類方法とする。

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



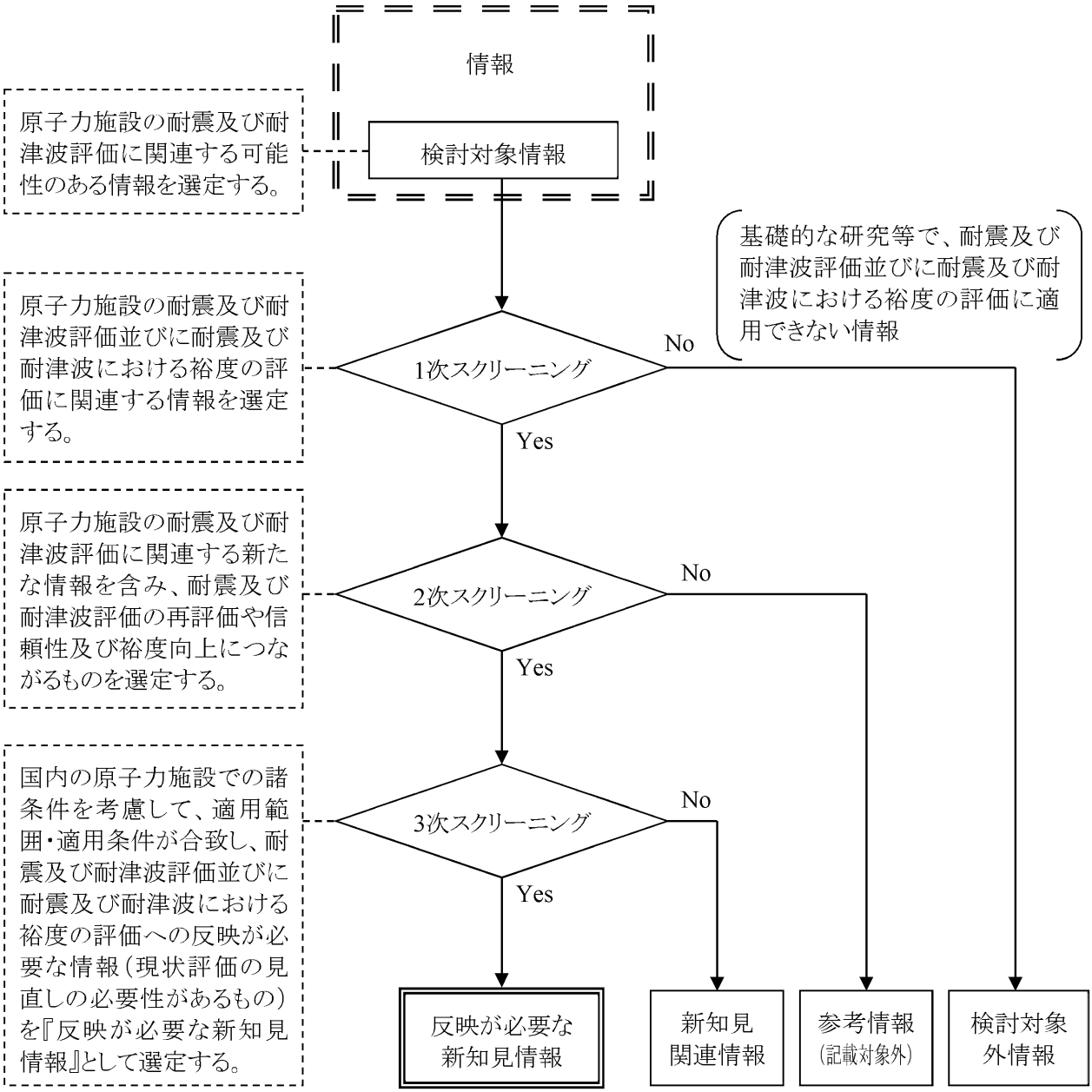
【STEP1】　1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報（「No」に該当）
・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設（例　将来炉、再処理等）
・将来の燃料技術
・保障措置、核物質防護（核物質管理）（サイバーセキュリティ等は検討対象）
・違法行為及び規則類への意図的な違反
・事務的なもの等（例　型式認定承認の官報、PA・広報、コミュニケーション等）
・商用軽水炉以外の施設（例　研究施設、医療施設、一般産業施設等）

【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。

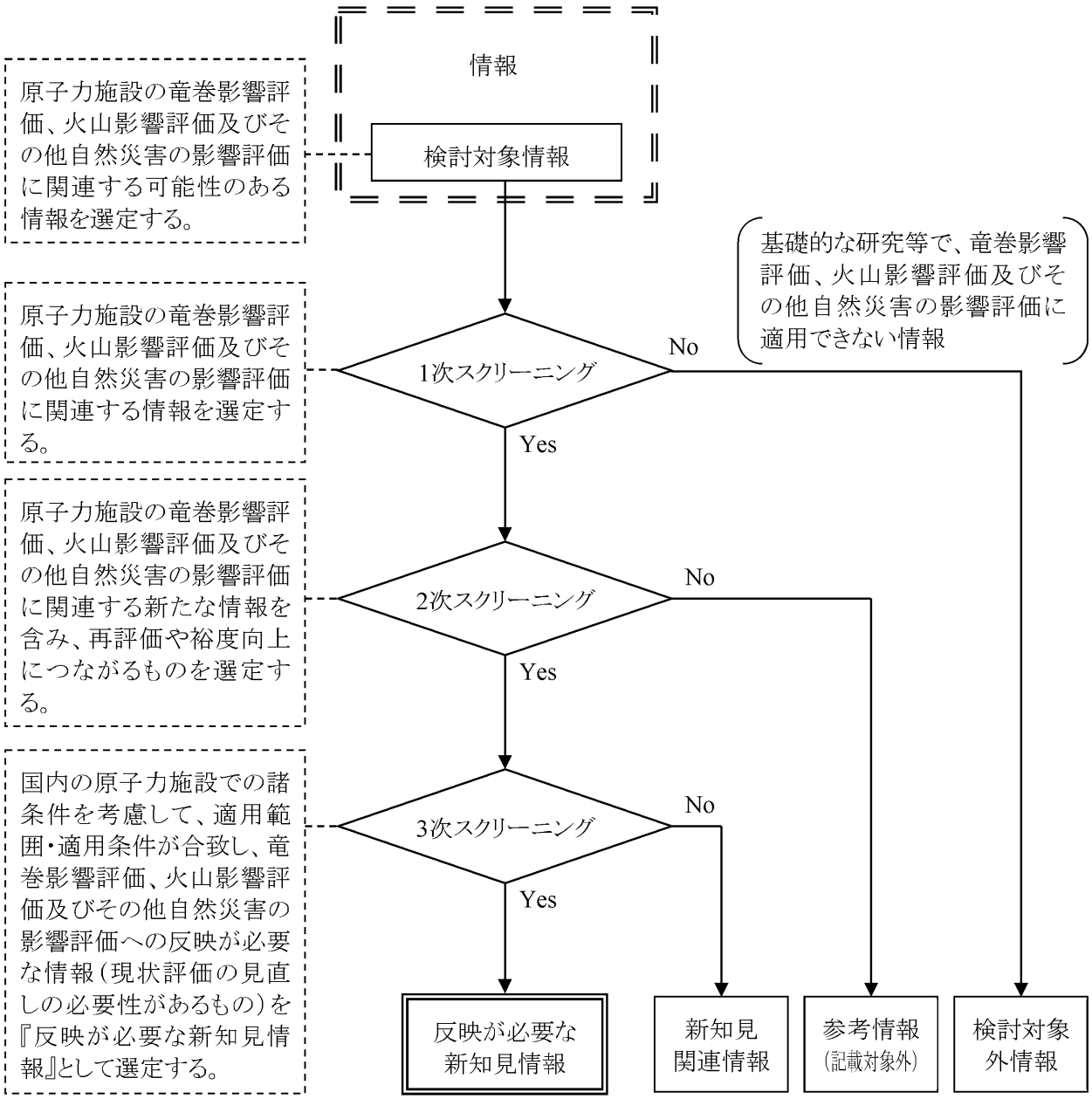
【STEP3】　評価対象の新知見情報とする情報
・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

【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。）

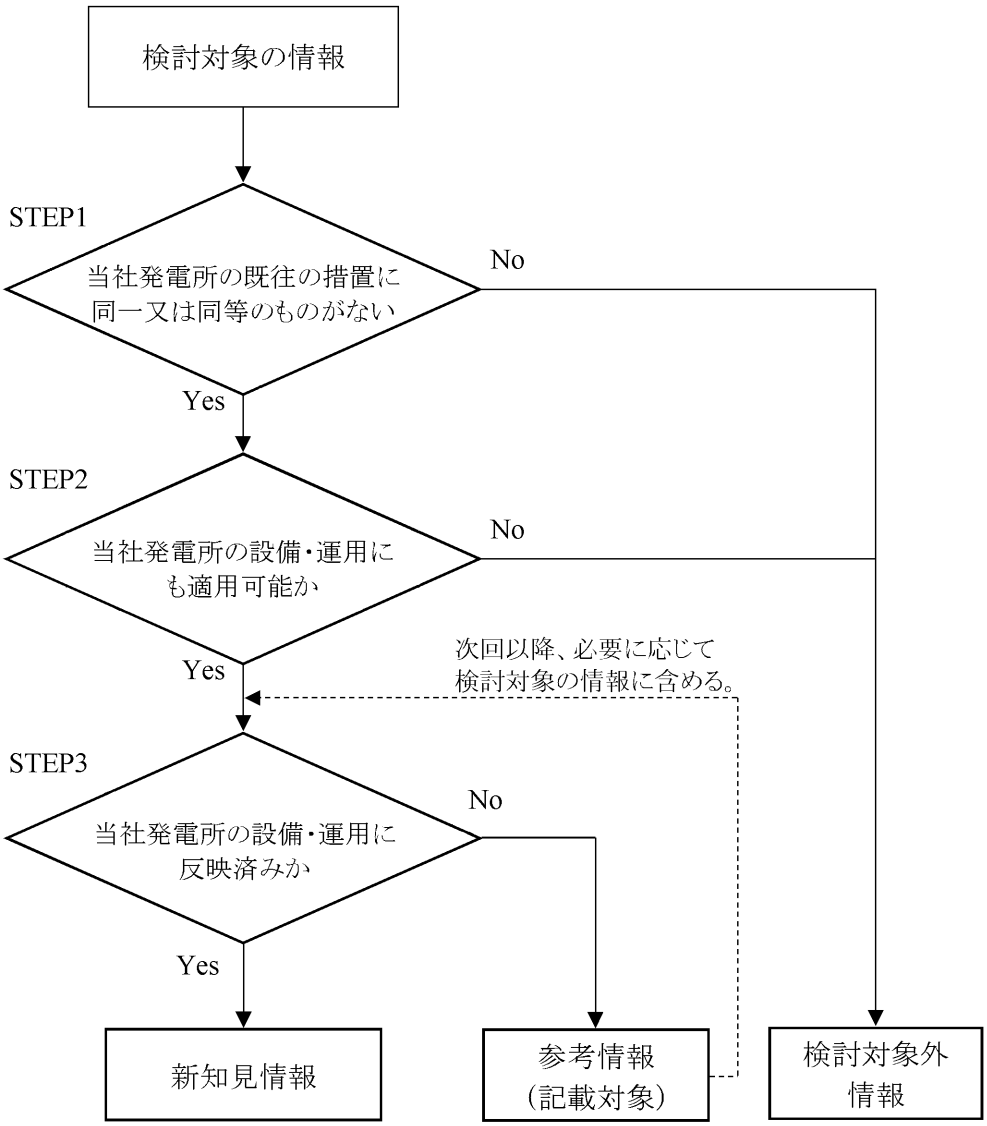
第2.2.2-5図　国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法



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、抽出された追加措置を第2.3-1表に示す。

第2.3-1表　保安活動等により抽出された追加措置

No	活動	追加措置	計画概要
1	施設管理	1次系補機自動化制御装置及び空気式計器の更新工事（1号）	1次系補機自動化制御装置及び空気式計器は設置から年数が経過しており、設備の信頼性向上の観点から、設備の更新を実施する。
2	施設管理	RCP周りRTDのダブルエレメント化工事（1号）	1次冷却材ポンプ（RCP）周りの測温抵抗体（RTD）について、ダブルエレメント素子のものと取替えを行う。
3	施設管理	タービン動主給水ポンプ速度制御装置盤更新工事（1号、2号）	既設設備はアナログ設備で、構成部品等が製造中止となっており、代替品もない状況であることから、デジタル盤への更新を実施する。
4	燃料管理	使用済燃料乾式貯蔵施設設置工事（共通）	使用済燃料の中長期的な貯蔵対策として乾式貯蔵施設を設置する。
5	放射線管理	管理区域内への給水所設置（共通）	管理区域内作業者の熱中症リスクに対応するため、管理区域内に汚染管理されたプレハブを設置し、プレハブ内に給水所を設置する。
6	緊急時の措置	重大事故等対策運用性向上工事（1号、2号）	重大事故等時の現場対応において、現場作業負担の軽減の観点から、可搬設備の接続作業及びホース敷設作業の負担軽減を目的とした設備改造を実施する。

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」で示した追加措置について、運用方針及び期待される効果を第2.4-1表に示す。

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置

No	追加措置	運用方針	期待される効果
1	1次系補機自動化制御装置及び空気式計器の更新工事（1号）	変更なし	1次系補機自動化制御装置及び空気式計器の更新により、保守性を確保する。
2	RCP周りRTDのダブルエレメント化工事（1号）	変更なし	RCP周りのRTDについて、ダブルエレメント化による2系統出力となることから、RTDの信頼性向上につながる。
3	タービン動主給水ポンプ速度制御装置盤更新工事（1号、2号）	変更なし	デジタル盤に更新することで、長期保守性が向上する。また、制御部が二重化されるため設備の信頼性が向上する。
4	使用済燃料乾式貯蔵施設設置工事（共通）	変更なし	使用済燃料の冷却に水や電源を使用しない、安全性に優れた貯蔵方式であり、プール方式と併用することで保管方法の多様化に資する。
5	管理区域内への給水所設置（共通）	変更なし	管理区域内作業者の給水時に長時間の作業中断をする必要がなくなることから、給水を我慢することによる熱中症リスクが低下する。
6	重大事故等対策運用性向上工事（1号、2号）	変更なし	設備改造による現場対応の迅速化、作業確実性向上及び労働安全性向上に資する。

2.4.2 体制における追加措置

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

2.5 外部評価の結果

2.5.1 外部有識者による評価

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

2.5.1.1 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会

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

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

委員長　野口　和彦（横浜国立大学　リスク共生社会創造センター　客員教授）

委　員※　出光　一哉（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

2026 年 9 月 2 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） 今後の安全性向上評価において、顕在化していないリスクの抽出や潜在的リスクへの対応などを評価に取り込むことにより、想像力を働かせた新たな段階の更なる安全性向上を目指していただきたい。

また、そのためには、九州電力だけでなく、規制当局も含めて、安全評価のやり方そのものを今までとは変えていく必要もある。

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

2026 年 9 月 2 日に開催した原子力に係る安全性・信頼性向上委員会において受けた前項のご意見、ご助言について、以下の通り対応する。

（1） 顕在化していないリスクの抽出や潜在的リスクへの対応が重要であると認識している。

今後も第三者の視点や気付きを積極的に取り入れる活動を推進し、幅広い視点でリスクを抽出していくことで、更なる安全性向上に努めていく。

なお、原子力規制庁と事業者の間では、「欠け：顕在化していないリスク」を見つける取組みについて議論を開始している。

2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー

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