

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- 30
2.2.1.3 施設管理	2.2.1- 40
2.2.1.4 燃料管理	2.2.1- 57
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- 79
2.2.1.7 緊急時の措置	2.2.1- 85
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	2.2.1-116
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に関する情報	2.2.2- 15
2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査	2.2.3- 1

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

2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

2.1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

2.1.1 基本方針

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

この自主的かつ継続的な安全性向上に向けた諸活動は、原子力の安全を確保するための品質マネジメントシステム（以下「QMS」という。）の継続的改善のプロセスに基づくことを基本とする。QMSについては、「第1章 1.3 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。

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・信頼に繋がります
5. 社内や協力会社との風通しの良い組織風土をつくりまします



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; As Low As Reasonably Practicable)ことを目標とする。

2.1.3 実施体制及びプロセス

(1) 自主的・継続的な安全性向上への取組み体制

「原子力の安全性・信頼性向上への取組み」は当社の最重要課題である。

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

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

なお、安全性向上のための諸活動を実施する一義的責任は、当社が負っているのは当然であるが、これらは当社だけで実行できるものではなく、協力会社やメーカ等と一体となって取り組んでいる。加えて、自主規制組織である世界原子力発電事業者協会(以下「WANO」という。(WANO; World Association of Nuclear Operators))、(一社)原子力安全推進協会(以下「JANSI」という。(JANSI; Japan Nuclear Safety Institute))、(一社)原子力エネルギー協議会^{*}(以下「ATENA」という。(ATENA; Atomic Energy

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

※: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

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

玄海原子力発電所は、玄海1、2号機が2026年4月から廃止措置第二段階を迎えることから、廃止措置と運転業務の実施に当たって共通業務の合理化、繁忙時期の要員の融通、人材の育成及び技術伝承を図るため、廃止措置系列（玄海1、2号機対応部署）と運転系列（玄海3、4号機対応部署）の組織の一部統合も併せて実施することとした。

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。

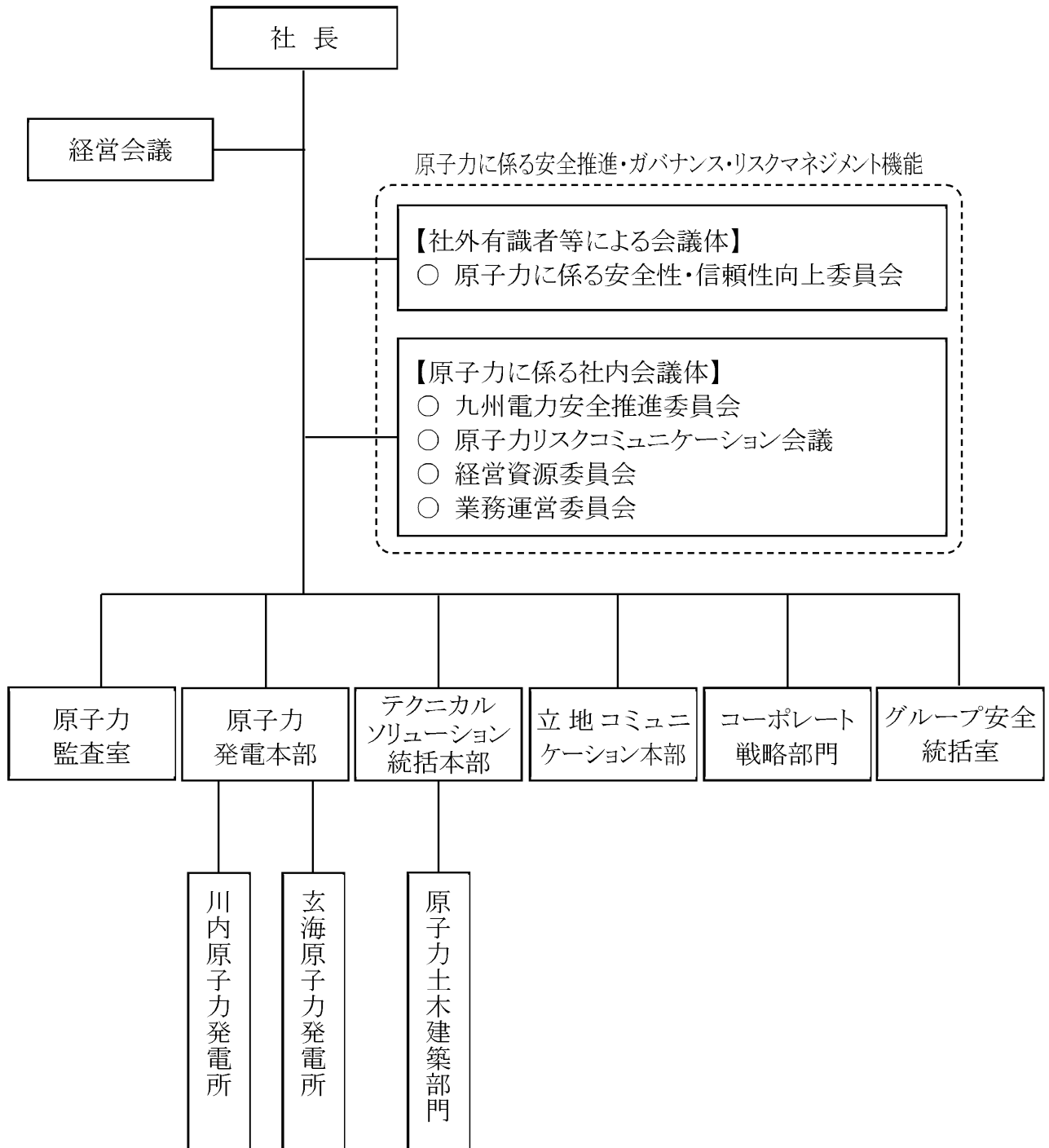
b. 安全性向上評価のプロセス

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。

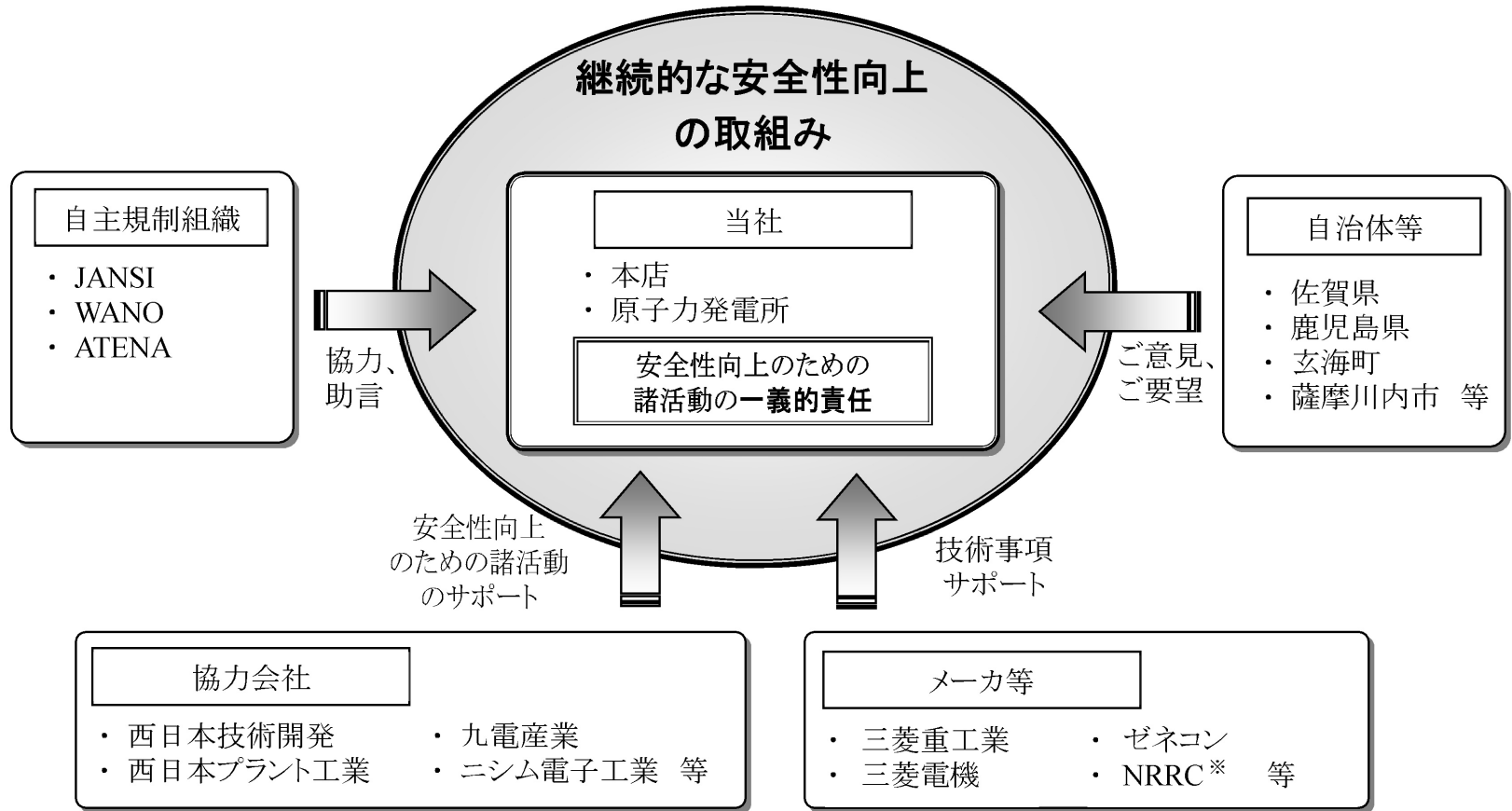
なお、安全性向上評価の評価項目は、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について」(令和7年5月27日付け原規規発第2505273号、原子力規制委員会決定)に従った。

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
技術第二課	運営統括部	技術運営グループ	※1:組織改正後は玄海1、2号維持設備の保全に関する業務も実施する。 ※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	
安全管理第二課		放射線安全管理グループ	
発電第二課	運転管理部	運転管理グループ	
保守第二課	保守部	保全グループ※1※2	
		機械保守グループ※1	
		電気計装保守グループ※1	
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	

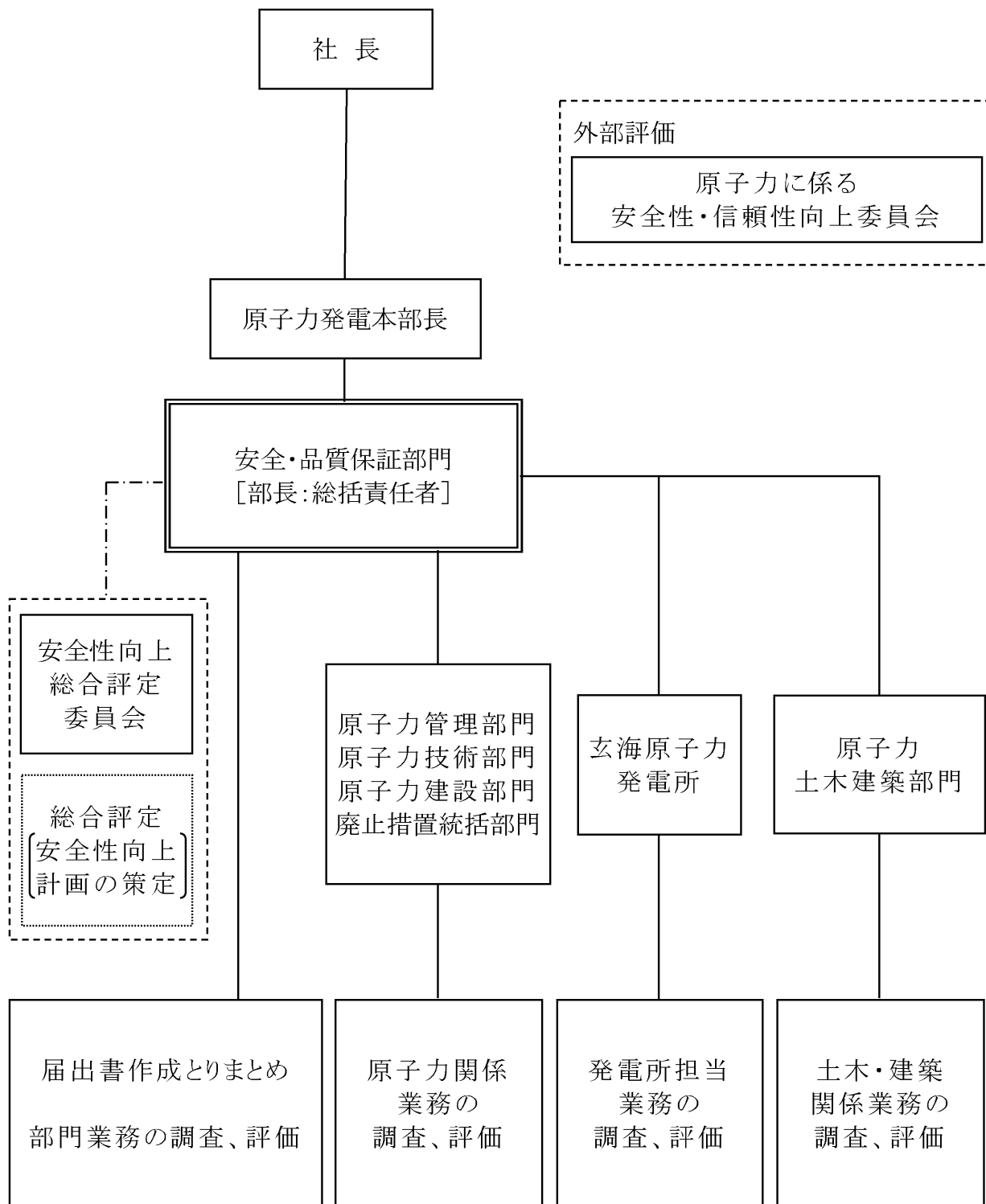


第2.1.3-1図 自主的・継続的な安全性向上への取組み体制



※ 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

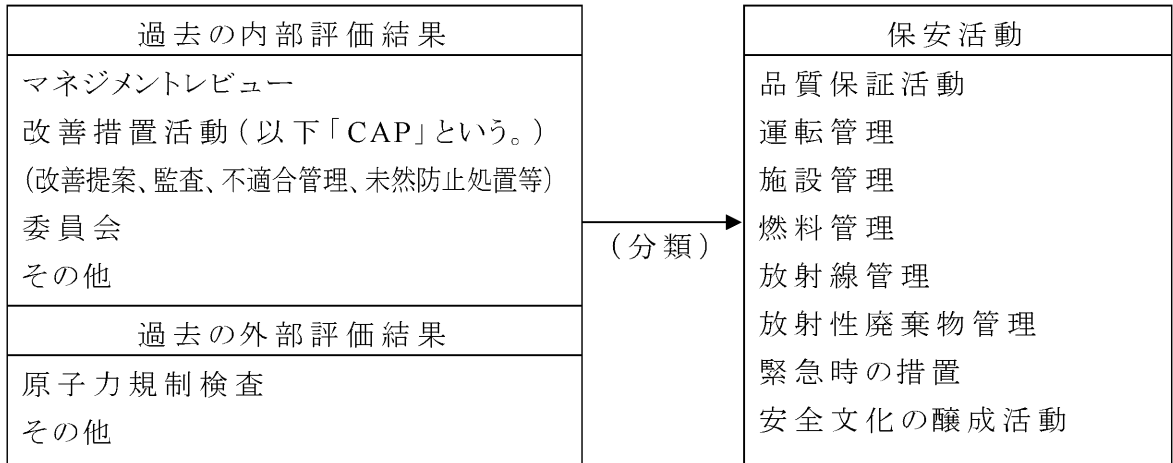
保安活動の実施状況について、玄海3号機は第17回定期事業者検査終了日の翌日（2024年3月1日）から評価時点となる玄海4号機第17回定期事業者検査終了日（2025年11月14日）まで、玄海4号機は第16回定期事業者検査終了日の翌日（2024年6月29日）から評価時点となる玄海4号機第17回定期事業者検査終了日（2025年11月14日）までの期間（以下「調査期間」という。）を対象に、改善活動の結果及び実績指標の結果を保安活動ごとに整理し、保安活動の有効性を確認する。

a. 改善活動の調査方法

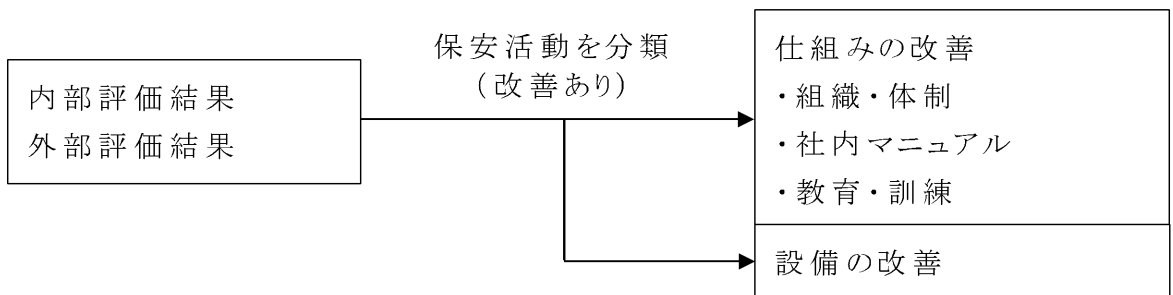
玄海3、4号機に関する改善活動については、過去に当社が実施した内部評価結果及び過去に外部評価機関等から受けた外部評価結果を調査し、保安活動の仕組み（組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練）の改善又は設備の改善に分類し、保安活動ごとに整理を行い、有効性を評価する。

(a) 改善活動の整理

玄海3、4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 (2023年度)	2023年度		目標値、しきい値 (2024年度)	2024年度				目標値、しきい値 (2025年度)	2025年度						
				第4四半期			第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期		第1四半期	第2四半期					
				2023年	2023年									2024年	2024年	2025年	2025年	
品質保証活動	状態報告(CR)件数	3, 4	300件以上	452	300件以上	557	435	266	268	200件以上	307	364						
	品質に影響を及ぼす状態(CAQ)の件数	3, 4	— (傾向分析を実施)	9	— (傾向分析を実施)	16	5	1	2	— (傾向分析を実施)	3	3						
	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	3	—	255	—	308	131	109	116	—	166	183						
		4	(傾向分析を実施)	97	(傾向分析を実施)	142	176	52	51	(傾向分析を実施)	28	116						
	状態報告(CR)のうち作業安全に関する件数	3, 4	— (傾向分析を実施)	8	— (傾向分析を実施)	10	34	19	14	— (傾向分析を実施)	31	5						
	ヒューマンエラー発生割合	3, 4	(傾向分析を実施)	0.01	(傾向分析を実施)	0.44	0.33	0.44	0.34	(傾向分析を実施)	0.33	0.18						
	ヒューマンパフォーマンス事象発生率	3, 4	(傾向分析を実施)	0.03	(傾向分析を実施)	0.09	0.12	0.18	0.22	(傾向分析を実施)	0.29	0.33						
運転管理	ユニット稼働率(年度)	3	75%以上	76.42	96%以上	98.96				81%以上	—							
		4	96%以上	98.60	80%以上	82.13				79%以上	—							
	外部電源の故障件数 ^{※1}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0	0件	0	—					
		4		0		0	0	0	0	0		0						
	消火設備の故障件数	1~4	32件以下	36	— (傾向分析を実施)	31	50	54	61	— (傾向分析を実施)	76	65						
		3		0		0	0	0	0		0	0						
	緩和系機器の故障件数 ^{※2}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	—						
		4		0		0	0	0	0		0	0						
	原子炉格納容器の故障件数	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0						
		4		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)	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	1	1						
		4		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)	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0						
		4		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}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0						
		4		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}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0						
		4		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}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0						
		4		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}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0						
		4		0		0	0	0	0		0							
	外部電源の運転上の制限逸脱件数 ^{※1}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0						
		4		0		0	0	0	0		0							
	安全系の使用不能時間割合	3	0%	0	0%	0	0	0	0	0%	0	0						
		4		0		0	0	0	0		0							
原子炉格納容器(CV)サンプポンプ起動頻度	3	0.1以下	1月	0.00	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	0.00	10月	0.00	1月	0.03	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	—	7月	0.00
			2月	0.00		5月	0.00	8月	0.03	11月	0.03	2月	0.04		5月	—	8月	0.03
			3月	0.00		6月	0.00	9月	0.00	12月	0.03	3月	0.03		6月	0.00	9月	0.00
	4	0.1以下	1月	0.03	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	—	7月	0.00	10月	0.03	1月	0.03	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	0.00
			2月	0.04		5月	0.00	8月	0.03	11月	0.00	2月	0.04		5月	0.00	8月	—
			3月	0.00		6月	0.00	9月	0.00	12月	0.03	3月	0.03		6月	0.00	9月	0.00
格納容器の通常ベント頻度	3	20回以下	8	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	12	12	13	12	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	2	13							
	4	20回以下	8		4	12	13	13		12	4							
強制損失率	3	0%	0	0%	0	0	0	0	0%	0	0							
	4		0		0	0	0	0										
計画外損失稼働率	3	0%	0	0%	0	0	0	0	0%	13.42	0							
	4		0		0	0	0	0										
配電関連損失率	3	0%	0	0%	0	0	0	0	0%	0	0							
	4		0		0	0	0	0										
7,000臨界時間当たりの計画外出力変化回教	3	2回未満	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	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							
	4	2回未満	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(2023年度)	2023年度	目標値、しきい値(2024年度)	2024年度				目標値、しきい値(2025年度)	2025年度			
				第4四半期		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期		第1四半期	第2四半期		
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	3	1回未満	0	1回未満	0	0	0	0	1回未満	0	0		
		4		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	3	0回	0	0回	0	0	0	0	0回	0	0		
		4		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	3	1件未満	0	1件未満	0	0	0	0	1件未満	0	0		
		4		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	3	0件	1	法令要求事項等超過: — 劣化傾向の可能性: 5≦PI 傾向に変化あり: 3≦PI<5 通常範囲:PI<3	1	1	1	1	法令要求事項等超過: — 劣化傾向の可能性: 5≦PI 傾向に変化あり: 3≦PI<5 通常範囲:PI<3	1	1		
		4	0件	0		2	2	2	2		0	0		
	工学的安全施設の計画外作動回数	3	0回	0	0回	0	0	0	0	0回	0	0		
		4		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)	3	0回	0	0回	0	0	0	0	0回	0	0			
	4		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)	3,4	— (傾向分析を実施)	91	— (傾向分析を実施)	99	93	94	92	— (傾向分析を実施)	88	93			
	3	0%	1月	0	0%	4月	0	7月	0	10月	0	1月	0	
2月	0		5月	0		8月	0	11月	0	2月	0			
3月	0		6月	0		9月	0	12月	0	3月	0			
4	1月		0	4月		—	7月	0	10月	0	1月	0		
2月	0		5月	0		8月	0	11月	0	2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	3	(A種、B種、C種共通)	2.70×10 ⁻³	(A種、B種、C種共通)	—	—	—	—	(A種、B種、C種共通)	2.48×10 ⁻³	—		
		4	0.04%/day以下	—	0.04%/day以下	1.19×10 ⁻³	—	—	—	0.04%/day以下	—	1.05×10 ⁻³		
	格納容器内への原子炉冷却材漏えい率	3	0%	1月	0	0%	4月	0	7月	0	10月	0	1月	0
		2月		0	5月		0	8月	0	11月	0	2月	0	
		3月		0	6月		0	9月	0	12月	0	3月	0	
		4		1月	0		4月	—	7月	0	10月	0	1月	0
		2月		0	5月		0	8月	0	11月	0	2月	0	
		3月		0	6月		0	9月	0	12月	0	3月	0	
	安全系の性能(SP1,SP2,SP5)	3	(SP1) 120時間未満/系統必要時間 (総利用不能時間: 240時間未満)	0	(SP1) 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	(SP1) 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		
		4	(SP2) 80時間未満/系統必要時間 (総利用不能時間: 240時間未満)	0	(SP2) 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	(SP2) 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		
SP1:高圧注入系 SP2:補助給水系 SP5:ディーゼル発電機	3	(SP5) 120時間未満/系統必要時間 (総利用不能時間: 240時間未満)	0	(SP5) 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	(SP5) 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			
	4	(SP5) 120時間未満/系統必要時間 (総利用不能時間: 240時間未満)	0	(SP5) 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	(SP5) 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			
予防可能故障(MPFF)回数	3	1回未満	0	1回未満	0	0	0	0	1回未満	0	0			
	4		0		0	0	0	0		0				
化学パフォーマンス	3	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00			
	4		1.00		1.00	1.00	1.00	1.00		1.00				
状態報告(CR)件数	3,4	300件以上	452	300件以上	557	435	266	268	200件以上	307	364			
	3		0		0	0	0	0		—				
外部電源の故障件数 ^{SP1}	4	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	—			
	3		0		0	0	0	0		—				
消火設備の故障件数	1~4	32件以下	36	— (傾向分析を実施)	31	50	54	61	— (傾向分析を実施)	76	65			
	3		0		0	0	0	0		—				
緩和系機器の故障件数 ^{SP2}	4	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	—			
	3		0		0	0	0	0		0				
原子炉格納容器の故障件数	4	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0			
	3		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)	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	1	1			
	4		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)	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0			
	4		0		0	0	0	1		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 (2023年度)		目標値、しきい値 (2024年度)	2024年度				目標値、しきい値 (2025年度)	2025年度		
			2023年度	第4四半期		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期		第1四半期	第2四半期	
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}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0	
		4		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}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0	
		4		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}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0	
		4		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}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0	
		4		0		0	0	0	0		0		
	外部電源の運転上の制限逸脱件数 ^{※1}	3	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0	
		4		0		0	0	0	0		0		
	異物管理状況	3	—	0	—	0	0	0	0	—	0	0	
		4		(傾向分析を実施)		0	(傾向分析を実施)	0	0		0	0	(傾向分析を実施)
	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)	3	—	0	—	0	0	0	0	—	0	0	
		4		(傾向分析を実施)		0	(傾向分析を実施)	1	1		1	1	(傾向分析を実施)
	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)	3	—	0	—	0	0	0	0	—	0	0	
		4		(傾向分析を実施)		0	(傾向分析を実施)	0	0		0	0	(傾向分析を実施)
	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)	3	—	0	—	0	0	0	0	—	0	0	
		4		(傾向分析を実施)		0	(傾向分析を実施)	0	0		0	0	(傾向分析を実施)
	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)	3	—	0	—	0	0	0	0	—	0	0	
		4		(傾向分析を実施)		0	(傾向分析を実施)	0	0		0	0	(傾向分析を実施)
	計画外の保修作業件数(安全系に係るものに限る)	3	—	0	—	0	0	0	0	—	1	1	
		4		(傾向分析を実施)		0	(傾向分析を実施)	0	0		0	0	(傾向分析を実施)
	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)	3	—	0	—	0	0	0	0	—	0	0	
		4		(傾向分析を実施)		0	(傾向分析を実施)	0	0		0	0	(傾向分析を実施)
計画された保修作業以外の保修作業件数(年度)	1~4	600件未満	284	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	245				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	—			
非待機(UA)時間	3	1回未満	0	1回未満	0	0	0	0	1回未満	0	0		
	4		0		0	0	0	0		0			
安全系の使用不能時間割合	3	0%	0	0%	0	0	0	0	0%	0	0		
	4		0		0	0	0	0		0			
原子炉格納容器(CV)サンフボンプ起動頻度	3	0.1以下	1月 0.00	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 0.00	10月 0.00	1月 0.03	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 —	7月 0.00	10月 0.03	1月 0.03
			2月 0.00		5月 0.00	8月 0.03	11月 0.03	2月 0.04		5月 —	8月 0.00	11月 0.03	2月 0.04
			3月 0.00		6月 0.00	9月 0.00	12月 0.03	3月 0.03		6月 0.00	9月 0.00	12月 0.03	3月 0.03
	4	0.1以下	1月 0.03	4月 —	7月 0.00	10月 0.03	1月 0.03	4月 0.00	7月 0.00	10月 0.03	1月 0.03		
格納容器の通常ベント頻度	3	20回以下	8	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	12	12	13	12	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	2	13		
	4	20回以下	8		4	12	13	13		12	4		
火災件数	3	1件以下	0	1件以下	0	0	0	0	1件以下	0	0		
	4		0		0	0	0	0		0			
公設消防指摘事項への対応残件数(年度)	3	0件	0	0件	2				0件	—			
	4		0		0	0	0	—		—			
燃料管理	原子炉冷却材中のよう素131濃度	3	0.058%未満	1月 0.000	0.058%未満	4月 0.001	7月 0.001	10月 0.001	1月 0.001	0.058%未満	4月 —	7月 0.001	
				2月 0.001		5月 0.001	8月 0.001	11月 0.001	2月 0.001		5月 —	8月 0.001	
				3月 0.001		6月 0.001	9月 0.001	12月 0.001	3月 0.001		6月 0.000	9月 0.001	
		1月 0.001		4月 —		7月 0.001	10月 0.001	1月 0.001	4月 0.001		7月 0.001		
		2月 0.001		5月 —		8月 0.001	11月 0.001	2月 0.001	5月 0.001		8月 —		
		3月 0.001		6月 0.001		9月 0.001	12月 0.001	3月 0.001	6月 0.001		9月 0.000		
	燃料の信頼性(FRIP)	3	1.56×10 ³ μCi以下	3.80×10 ⁻⁶	1.56×10 ³ μCi/g以下	3.66×10 ⁻⁶	4.09×10 ⁻⁶	4.51×10 ⁻⁶	4.65×10 ⁻⁶	1.56×10 ³ μCi/g以下	4.65×10 ⁻⁶	3.10×10 ⁻⁶	
		4		3.94×10 ⁻⁶		3.38×10 ⁻⁶	2.68×10 ⁻⁶	2.82×10 ⁻⁶	2.82×10 ⁻⁶		2.96×10 ⁻⁶	2.96×10 ⁻⁶	
	リーク燃料体数	3	0体	0	0体	0	0	0	0	0体	0	0	
		4		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(2023年度)	2023年度	目標値、しきい値(2024年度)	2024年度				目標値、しきい値(2023年度)	2025年度	
				第4四半期		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期		第1四半期	第2四半期
放射線管理	被ばく線量が線量限度を超えた件数(年度)	3	0件	0	0件	0				0件	—	
		4		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)	3	0件	0	0件	0				0件	—	
		4		0		0					—	
	内部被ばくの記録レベル超過件数	1~4	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0
	個人最大放射線量(年度)	1~4	20mSv以下	5.5	【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	4.0				【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	—	
	一日の計画線量(1mSv)超過件数	1~4	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0
	計画外汚染発生件数	1~4	0件	0	0件	0	0	0	0	0件	0	0
	集積被ばく線量(年度)	3	0.18人・Sv以下	0.177	【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	0.140				【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	—	
		4	0.18人・Sv以下	0.177	0.140	0.140				—	—	
放射線防護に係る不適合件数	1~4	0件	0	0件	0	0	1	2	0件	2	2	
退域時の有意な汚染の検出件数	1~4	第1四半期:39件以下 第2四半期:35件以下 第3四半期:30件以下 第4四半期:28件以下	15	法令要求事項等超過: — 劣化傾向の可能性: 18件以上(第1四半期) 21件以上(第2四半期) 23件以上(第3四半期) 28件以上(第4四半期) 傾向に変化あり: 18件未満~16件以上(第1四半期) 21件未満~19件以上(第2四半期) 23件未満~21件以上(第3四半期) 28件未満~25件以上(第4四半期) 通常範囲: 16件未満(第1四半期) 19件未満(第2四半期) 21件未満(第3四半期) 25件未満(第4四半期)	17	17	11	7	法令要求事項等超過: — 劣化傾向の可能性: 1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)	3	5	

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(2023年度)	2023年度	目標値、しきい値(2024年度)	2024年度				目標値、しきい値(2025年度)	2025年度	
				第4四半期		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期		第1四半期	第2四半期
放射線管理	放射性物質の放出率(年度)	1~4	(気体廃棄物) ・希ガス: 1.88×10 ⁻⁶ 以下 ・ヨウ素131: 3.00×10 ⁻⁴ 以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外:0.00 ・トリチウム: 5.07×10 ⁻¹ 以下	(気体廃棄物) 希ガス: 0	(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~ 1.88×10 ⁻⁶ 以上 傾向に変化あり: 1.88×10 ⁻⁶ 未満~ 1.69×10 ⁻⁶ 以上 通常範囲: 1.69×10 ⁻⁶ 未満	(気体廃棄物) 希ガス: 0				(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~ 1.88×10 ⁻⁶ 以上 傾向に変化あり: 1.88×10 ⁻⁶ 未満~ 1.69×10 ⁻⁶ 以上 通常範囲: 1.69×10 ⁻⁶ 未満	—	
				(気体廃棄物) ヨウ素131: 0	(気体廃棄物) ・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~ 3.00×10 ⁻⁴ 以上 傾向に変化あり: 3.00×10 ⁻⁴ 未満~ 2.70×10 ⁻⁴ 以上 通常範囲: 2.70×10 ⁻⁴ 未満	(気体廃棄物) ヨウ素131: 0				(気体廃棄物) ・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~ 3.00×10 ⁻⁴ 以上 傾向に変化あり: 3.00×10 ⁻⁴ 未満~ 2.70×10 ⁻⁴ 以上 通常範囲: 2.70×10 ⁻⁴ 未満	—	
				(液体廃棄物) トリチウム: 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: 3.88×10 ⁻¹	(液体廃棄物) ・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~ 5.07×10 ⁻¹ 以上 傾向に変化あり: 5.07×10 ⁻¹ 未満~ 4.56×10 ⁻¹ 以上 通常範囲: 4.56×10 ⁻¹ 未満	(液体廃棄物) トリチウム: 3.67×10 ⁻¹				(液体廃棄物) ・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~ 5.07×10 ⁻¹ 以上 傾向に変化あり: 5.07×10 ⁻¹ 未満~ 4.56×10 ⁻¹ 以上 通常範囲: 4.56×10 ⁻¹ 未満	—	
	放射性廃棄物の過剰放出件数(年度)	3 4	0件	0 0	0件	0 0				0件	— —	
	管理下でない放射性廃棄物放出件数(年度)	3 4	0件	0 0	0件	0 0				0件	— —	
	液体・気体廃棄物のNDを超えて放出した件数(H3除く)	1~4	(気体廃棄物) ・希ガス: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:3件以下 4号:0件以下 発電所合計:3件以下 ・よう素: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:3件以下 4号:0件以下 発電所合計:3件以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外: 1号:0件 2号:0件 3号:0件 4号:0件 発電所合計:0件	0	(気体廃棄物) ・希ガス: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:1件以下 4号:2件以下 発電所合計:3件以下 ・よう素: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:1件以下 4号:2件以下 発電所合計:3件以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外: 1号:0件 2号:0件 3号:0件 4号:0件 発電所合計:0件	0	0	0	0	(気体廃棄物) ・希ガス: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:0件以下 4号:3件以下 発電所合計:3件以下 ・よう素: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:0件以下 4号:3件以下 発電所合計:3件以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外: 1号:0件 2号:0件 3号:0件 4号:0件 発電所合計:0件	0	0
	人的過誤に係る指標(従業員に対する放射線安全)	3,4	0件	0	1件以下	0	1	1	0	1件以下	0	0
	人的過誤に係る指標(公衆に対する放射線安全)	3,4	0件	0	1件以下	0	0	0	0	1件以下	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(2023年度)	2023年度	目標値、しきい値(2024年度)	2024年度				目標値、しきい値(2025年度)	2025年度		
				第4四半期		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期		第1四半期	第2四半期	
放射性廃棄物管理	放射性物質の放出率(年度)	1~4	(気体廃棄物) ・希ガス: 1.88×10 ⁻⁶ 以下 ・ヨウ素131: 3.00×10 ⁻⁴ 以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外:0.00 ・トリチウム: 5.07×10 ⁻¹ 以下	(気体廃棄物) 希ガス: 0	(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~ 1.88×10 ⁻⁶ 以上 傾向に変化あり: 1.88×10 ⁻⁶ 未満~ 1.69×10 ⁻⁶ 以上 通常範囲: 1.69×10 ⁻⁶ 未満	(気体廃棄物) 希ガス: 0				(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~ 1.88×10 ⁻⁶ 以上 傾向に変化あり: 1.88×10 ⁻⁶ 未満~ 1.69×10 ⁻⁶ 以上 通常範囲: 1.69×10 ⁻⁶ 未満	—		
				(気体廃棄物) ヨウ素131: 0	(気体廃棄物) ・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~ 3.00×10 ⁻¹ 以上 傾向に変化あり: 3.00×10 ⁻¹ 未満~ 2.70×10 ⁻¹ 以上 通常範囲: 2.70×10 ⁻¹ 未満	(気体廃棄物) ヨウ素131: 0				(気体廃棄物) ・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~ 3.00×10 ⁻¹ 以上 傾向に変化あり: 3.00×10 ⁻¹ 未満~ 2.70×10 ⁻¹ 以上 通常範囲: 2.70×10 ⁻¹ 未満	—		
				(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				(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: 3.88×10 ⁻¹	(液体廃棄物) ・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~ 5.07×10 ⁻¹ 以上 傾向に変化あり: 5.07×10 ⁻¹ 未満~ 4.56×10 ⁻¹ 以上 通常範囲: 4.56×10 ⁻¹ 未満	(液体廃棄物) トリチウム: 3.67×10 ⁻¹				(液体廃棄物) ・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~ 5.07×10 ⁻¹ 以上 傾向に変化あり: 5.07×10 ⁻¹ 未満~ 4.56×10 ⁻¹ 以上 通常範囲: 4.56×10 ⁻¹ 未満	—		
	放射性廃棄物の遍剰放出件数(年度)	3 4	0件	0 0	0件	0 0				0件	— —		
	管理下でない放射性廃棄物放出件数(年度)	3 4	0件	0 0	0件	0 0				0件	— —		
	液体・気体廃棄物のNDを越えて放出した件数(H3除く)	1~4	(気体廃棄物) ・希ガス: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:3件以下 4号:0件以下 発電所合計:3件以下 ・よう素: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:3件以下 4号:0件以下 発電所合計:3件以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外: 1号:0件 2号:0件 3号:0件 4号:0件 発電所合計:0件	0	(気体廃棄物) ・希ガス: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:1件以下 4号:2件以下 発電所合計:3件以下 ・よう素: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:1件以下 4号:2件以下 発電所合計:3件以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外: 1号:0件 2号:0件 3号:0件 4号:0件 発電所合計:0件	0	0	0	0	0	(気体廃棄物) ・希ガス: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:0件以下 4号:3件以下 発電所合計:3件以下 ・よう素: 1号:0件以下 2号:0件以下 3号:0件以下 4号:3件以下 発電所合計:3件以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外: 1号:0件 2号:0件 3号:0件 4号:0件 発電所合計:0件	0	0
	放射性廃棄物管理設備に係る不具合(不適合)件数	3, 4	— (傾向分析を実施)	0	— (傾向分析を実施)	1	1	1	1	— (傾向分析を実施)	0	2	
	火災件数	3 4	1件以下	0 0	1件以下	0 0	0 0	0 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(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 (2023年度)	2023年度		目標値、しきい値 (2024年度)	2024年度				目標値、しきい値 (2025年度)	2025年度						
				第4四半期			第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期		第1四半期	第2四半期					
放射性廃棄物管理	火災防護教育の受講率(年度)	1~4	80%以上	100		95%以上	98.7				95%以上	—						
	公設消防指摘事項への対応残件数(年度)	3	0件	0		0件	2				0件	—						
		4		0			0					—						
	原子炉格納容器(CV)サンプポンプ起動頻度	3	0.1以下	1月	0.00		4月	0.00	7月	0.00	10月	0.00	1月	0.03	4月	—	7月	0.00
				2月	0.00		5月	0.00	8月	0.03	11月	0.03	2月	0.04	5月	—	8月	0.03
				3月	0.00		6月	0.00	9月	0.00	12月	0.03	3月	0.03	6月	0.00	9月	0.00
		4	0.1以下	1月	0.03		4月	—	7月	0.00	10月	0.03	1月	0.03	4月	0.00	7月	0.00
				2月	0.04		5月	0.00	8月	0.03	11月	0.00	2月	0.04	5月	0.00	8月	—
				3月	0.00		6月	0.00	9月	0.00	12月	0.03	3月	0.03	6月	0.00	9月	0.00
	格納容器の通常ベント頻度	3	20回以下	8		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	12	12	13	12	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	2	13					
4		20回以下	8		同上	4	12	13	13	同上	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)	3	100%	100		100%	100				100%	—						
		4		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)	3、4	100%	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)	3、4	0.43	0.43		0.43	0.43				0.43	—						
重大事故等対策における操作の成立性(年度)	3、4	100%	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	3、4	— (傾向分析を実施)	0.01		— (傾向分析を実施)	0.44	0.33	0.44	0.34	— (傾向分析を実施)	0.33	0.18					
	ヒューマンパフォーマンス事象発生率	3、4	— (傾向分析を実施)	0.03		— (傾向分析を実施)	0.09	0.12	0.18	0.22	— (傾向分析を実施)	0.29	0.33					
	火災防護教育の受講率(年度)	1~4	80%以上	100		95%以上	98.7				95%以上	—						

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) 品質保証活動と玄海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、玄海原子力発電所原子炉施設保安規定(要則)(以下「保安規定」という。)に基づき、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

玄海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。
- ・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」及び「廃止措置施設長」を設置した。
- ・廃止措置と運転業務の実施に当たって、共通業務の合理化、繁忙時期の要員の融通、人材の育成及び技術伝承を図るため、廃止措置系列と運転系列の組織の一部を統合した。加えて、廃止措置を着実に進めるため「廃止措置部」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) 原子力の安全を確保するための「品質方針」の見直し

2024年5月、社長より、今後も自主的に安全性向上の取組みを継続し、長期的な安全・安定運転の達成に向けた活動に注力できるよう、更なる生産性の向上や組織力の向上を目的とするDXやQX(キューデントランスフォーメーション)*の取組みを積極的に活用していくことを明確にするよう指示を受けた。

そのため、2024年5月にトップマネジメントである社長が示す「品質方針」にQX等に関する事項である「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」を追加した。また、「品質方針」の具体的な内容を記載している「品質方針に込めた思い」に品質方針の記載に関する具体的な事項の反映も行った。

この結果、全社大で取り組んでいるQXの取組みを原子力安全のためのQMSに取り込み、QXの取組みに関する意識付けがより強化された。

※: 従業員の「こうしたい」という思いを起点に、一人ひとりが自律的・自発的に行動し、共創しながら組織の力としていく「人と組織の成長」及び「付加価値創出」を加速させ、企業文化として定着させる取組み

(b) 本店CAP会議の運用の見直し

CAPの運用開始以降実施してきた本店CAP会議の運用について、以下の状況を踏まえて運用を改善する必要があった。

- ・原子力規制検査における品質マネジメントシステムの運用年次検査では、個々の事業者が新検査制度対応の保安規定審査の補足説明資料として提示したCAPシステムの全体像を前提としてCAPプロセスを確認されており、CAP会議で上層部がどのような議論を踏まえて意思決定を行っているかを重視している。
- ・CRによっては、発電所だけでなく、本店での対応についてもCAPでどのように処理されているか確認されることが増えていることから、本店においても、上層部が関与した形でのCAPシステムの全体像に沿った仕組みとしていくことが必須となっている。
- ・本店のオーバーサイト機能の強化に取り組むため、本店CAP会議において発電所CAPへのガバナンスを強化する必要がある。

これらに対応するため、社内マニュアルの改正を2024年8月に実施した。

改善の内容は以下のとおり。

- ・本店CAP会議の委員構成を各グループ員から各部長へ見直した。
- ・本店におけるプレスクリーニングはCAP会議と切り離し、CAP会議に先立って実施することとした。
- ・本店CAP会議における確認事項として、発電所のCAP運用状況を追加した。

この結果、スクリーニングにおける意思決定に対する本店上層部の関与が明確となった。また、発電所の重要な問題及びその問題に対する発電所の判断が本店CAP会議委員に速やかにインプットされ、本店のオーバーサイト機能が強化された。

(c) 発電所におけるCAPプロセスの更なる改善及び合理化に伴う社内マニュアルの改正

2023年度(令和5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、未然防止処置とCAPの関係性の明確化等、課題が見受けられたことから、2024年8月に社内マニュアルを改正し、以下の改善を行った。

・「未然防止処置基準」及び「改善措置活動管理基準」の統合

未然防止処置のうち、本店で実施する「未然防止処置情報の入手」及び「情報選別」は未然防止処置特有のプロセスではあるものの、その後の「情報選別」以降の処置は、未然防止情報以外のCRの処置と大きなプロセスの差はなく、「改善措置活動管理基準」に基づくCAPプロセスの中で管理することとしていた。

一方で、「情報選別」以降の処置についても「未然防止処置活動」にて記載しており、プロセスが別々であるような疑義が生じたことから、「改善措置活動管理基準」に記載を統合し、処置を実施するよう運用を見直した。

・原子力安全(品質)に影響を及ぼさない状態(以下「Non-CAQ」という。)の事象における是正処置の明確化

Non-CAQ事象については原子力安全(品質)に影響を及ぼさないことから、原則として是正処置は不要であるが、現状をより改善したい場合はNon-CAQの処置の中で改善(再発防止)を行っている。

この運用に対して、品質マネジメントシステムの運用年次検査で「再発防止として処置を実施する場合は是正処置として実施すべき」との見解を示されたことから、Non-CAQ事象においてもより良い業務を行う観点で再発防止や未然防止等の処置を行う場合に、是正処置として対応を行うよう運用を見直した。

- ・スクリーニング(CAP会議)での「不適合判断」の実施

不適合判断は「各課長」がプレスクリーニングにて実施し、スクリーニングでその結果を確認していたが、スクリーニングの中で横断的に議論し、不適合判断を実施することが合理的であることから、不適合判断はスクリーニング(CAP会議)で実施するプロセスへ変更した。また、CAP会議においてスクリーニング結果を決定することを明確化した。

- ・原因分析手法の選定の考え方の見直し

原因の調査レベル(根本原因分析(RCA)や簡易分析等)決定に際し、「原因の不確実性」を考慮するプロセスとしていたが、品質マネジメントシステムの運用年次検査にて『原因の不確実性』は原因の調査後に判断されるものであるが、原因の調査レベルの検討に『原因の調査結果』が含まれるように読める」との指摘を受けたことから、今後は原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(以下「CAQ」という。)の影響度と原因分析手法が対になるプロセスへ変更した。

- ・不適合判断・CAQ判断根拠のCRへの明確化

不適合判断及びCAQ判断はスクリーニングでの議論を経て決定しているが、CRに「不適合判断・CAQ判断根拠」が明確となるよう運用を見直した。

- ・CAQ、Non-CAQの定義の明確化

CAQの定義として、「原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態」としてはいるが、これに至る「リスクがある状態」もCAQであることから、その点を明確化した。また、未然防止情報は「自組織以外で発生した事象」であることから、未然防止情報に対するCAQ/Non-CAQの判断は不要とし、処置の要否のみを判断することとした。

この結果、CAPプロセスの更なる改善及び合理化が図られた。

(d) 安全性向上評価における実績指標の見直し

「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4月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うように見直した。

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。

(e) 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。

(f) 文書作成における誤記の発生防止に係る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、2025年6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、作業手順等が見える化した情報」（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。

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。

(g) CAPプロセスのうちスクリーニングにおける「リスクの考慮」の改善

2024年度（令和6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、事業者のプレススクリーニングやCAP会議でのCAQ判断について、原子力安全に影響を及ぼす可能性についての議論が十分行われていない事例が確認された。

CAQ、Non-CAQ判断の際は、CAP運用ガイドラインに規定の「リスクの考慮」の観点含め、原子力安全に影響を及ぼす可能性について検討・議論している。CAP運用ガイドラインの「リスクの考慮」では、事象の進捗や発生タイミングの違い等（以下「リスクの観点」という。）を踏まえた上でCAQ、Non-CAQを判断することとなっているが、リスクの抽出方法に改善の余地があった。

そのため、リスクの観点を確実に検討し、その結果を記録することを目的に2025年3月から「プレスクリーニング結果テンプレート」の試運用を開始した。

この結果、CAPプロセスのうちスクリーニングにおいて、より確実にリスクを考慮し、その結果を記録するような、更なる改善が図られた。

(h) 未然防止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、本店にて検討不要と判断した。

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)」

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) CRの起票不足及び登録遅延に対する教育

2023年度(令和5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、CRの起票不足及び登録遅延が確認されたことから、2024年7月に以下の対応を実施した。

- ・指摘を受けたCRに係る課(以下「当該課」という。)員に対し、今回の事象を踏まえたCR登録に関する教育及びCAPの目的、意義についての再周知
 - ・当該課員に対し社内マニュアルに定める工事記録作成時の留意点(特記、気付き事項の記載要領)についての再教育
 - ・当該課管理職に対し今回の事例を活用し、管理職の適切な業務フォローが十分でない場合、組織的な過誤につながることを認識させる教育
- この結果、当該課におけるCRの起票及び登録遅延に対し、組織的な管理強化が図られた。

(b) 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多く指摘を受けた。

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、最近で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、玄海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。

(c) SAT(体系的教育訓練手法)*の運用開始

新検査制度の運用開始に伴い、業務遂行に必要な力量を適切な方法により付与され、業務を遂行しているか体系的に示すことが求められている。運転員については、体系的教育訓練手法であるSATを導入し、効果的な教育・訓練の実施及び力量の認定を実施してきたが、運転員以外へのSAT導入を外部機関より推奨されたことから、2025年7月に運転員以外への教育訓練プログラムにSATを導入した。

この結果、運転員以外においてもSATを用いた教育を行うことで、保修等原子力に関する更なる高度な専門知識・技能の習得が可能となった。

※: 原子力発電所で働く技術者の業務を分析することにより必要な知識・技能を明らかにし、これらを身に付けるための教育・訓練を設計・開発・実施し、その有効性を評価する一連の流れを体系的に行う手法

(4) 品質保証活動に係る実績指標

a. CR件数

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

発電所組織(協力会社含む。)の要員は、異常を未然に防ぐ意識を持って巡視点検等を行い、その結果認識した僅かな変化及び日常業務における気付き事項について、以下の事項に留意してCRとして報告している。

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

2023年度第1四半期以降のCR件数の推移について確認した結果を、第2.2.1.1-1図に示す。

CRの発行件数は業務の実施状況や設備の不具合の状況等に応じて増減するものの、発行件数の推移から、発電所組織内に気付き事項を新たな改善の機会につなげるため、CRを発行する習慣が浸透していることが分かる。

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) 運用に関するCRの類似性・頻発性の評価

発電所にて収集している運用に関するCR(良所見は除く。)のヒューマンエラー要因分類別のCR件数を第2.2.1.1-2図に示す。

2024年度における運用に関するCR(良所見は除く。)のヒューマンエラー要因のうち、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。

・「実施段階一人一行為」について

「4S」19件、「記録の不備」15件、「訓練時の人の行為に関するもの」10件、「工具・防護具の選定・使用」5件、「養生不足」5件、「トロリの停止位置」4件、その他「輪留めの失念」、「対象の確認ミス」、「点検済みシールの貼り忘れ」等であった。「4S」と「養生不足」、「トロリの停止位置」については、合わせて28件であり、2023年度の27件と比べても同等の件数となっていることから、発生の都度、指導や再周知等を継続して実施していく。

記録の不備に関しては、品質に影響を及ぼさない程度のものであるが複数の組織において「実施段階一人一行為」で15件、「実施段階一人一心理的要因」でも13件確認されているが、誤記等は少なからず発生するものであり、2022年度の検査成績書等に関する誤記の件数に比べると問題となる程度の量ではないと考える。しかし、2024年度の内部監査においても複数の組織における記録の不備に関して、助言事項として挙げられていることから、有意な増加傾向にならないよう、引き続き「品質保証活

動に関する教育」等を通じて発電所の要員に対してQMSの基本的な活動の重要性を認識する取組みを実施していく必要がある。

・「実施段階一人一心理的要因」について

「記録の不備」13件、「不安全行動(吊荷の下への手入れ、保護メガネ未着用等)」5件、「訓練時の様々な気付き」5件、「固縛不足」3件、その他16件に関しては「誤認識による手続きの不備」、「防火帯への駐車」、「聞き間違いによる濃度間違い」、「定期レビューの未実施」等様々なものであった。記録の不備に関して「実施段階一人一行為」のとおりであり、その他は問題となる程度の類似した問題の頻発は認められない。

・「実施段階一設備・環境一作業環境」について

「身体汚染」8件、「急な階段や床面のホース等による転倒の危険性に関するもの」6件、「配管サポート等への衝突に関するもの」5件、「高所作業時の墜落制止用器具の使用に関するもの」2件、その他「路面の凍結」、「電話の通信状況」、「照度(照明なし)」等であった。身体汚染については2023年度においても10件発生しており、有意な増加傾向にはない。また、その他気付きについても多くがヒヤリハットや作業安全の向上に関する気付きであり、問題となるような事象の類似性・頻発性は認められなかった。なお、安全性点検レポートの分析結果2件あるが発生した事象を分析したものであることから類似性・頻発性としては考慮しない。

このほか、CAP会議にて委員から「作業者の不注意により設備の故障に至ったCR」が同時期に2件発生したことを踏まえ、傾向確認することと意見を受けていたことから、この観点でのCRを確認した結果、2024年度においての発生は3件(GM汚染サーベイメータ、衛星携帯電話のアンテナ、HVサンブラ)のみであり、類似性・頻発性は認められなかった。

b. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

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。(第2.2.1-1表参照)

なお、目標値未達成・劣化傾向の可能性に該当した項目は以下のとおり。

(a) CR件数

2024年度第3四半期は266件、2024年度第4四半期は268件となっており、目標値である300件をやや下回った。但し、CR件数は現場の作業量や作業内容、設備の状態等にも左右され、過去の実績からも、定期事業者検査時と比較して通常運転中は減少する傾向が見られる。当該期間は玄海3、4号機ともに通常運転中の期間が長く、現場の作業量が少なかったことなどがCR件数減少の要因であると考えられるため、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。

(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。

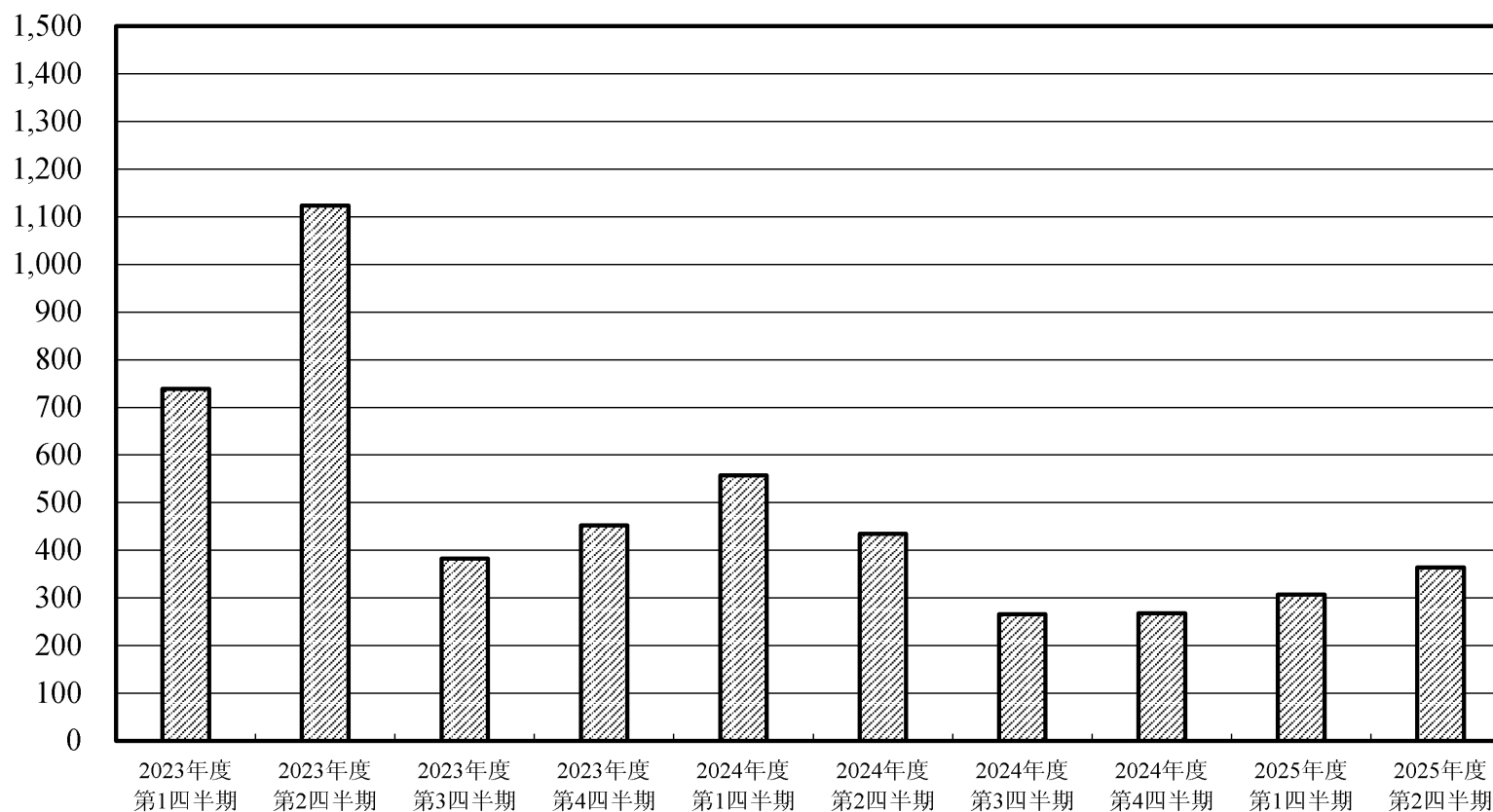
また、CRの類似性・頻発性について深掘りを行っており、得られた気付き事

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。

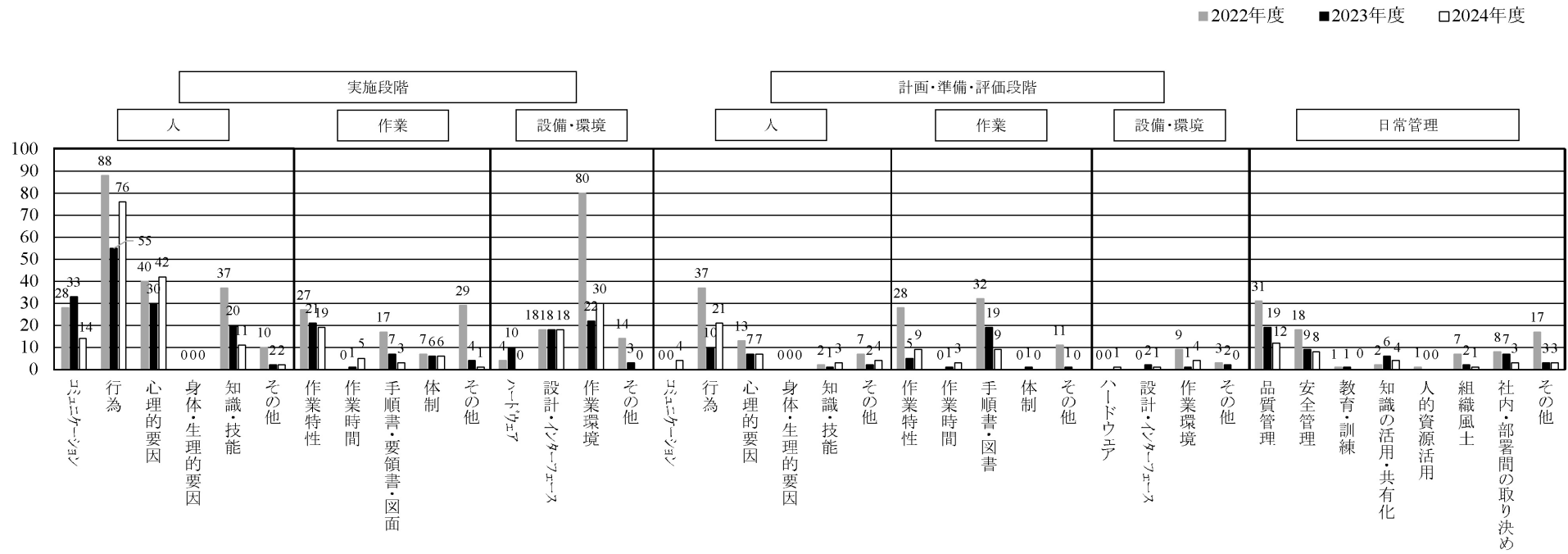
なお、CAPのプロセスを規定した社内マニュアルに基づき、安全上の問題を自ら見つけ出し、これを解決することにより、重要な問題の再発防止及び自主的安全性向上に向けた未然防止に取り組んでいる。

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。

	2023年度				2024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	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期
CR件数	739	1123	383	452	557	435	266	268	307	364



第2.2.1.1-1図 CR件数



第2.2.1.1-2図 ヒューマンエラー要因分類別のCR件数

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) 停止時ミッドループ運転期間^{※1}短縮に伴う社内マニュアルの改正

定期事業者検査に伴う原子力発電所の運転停止操作時におけるミッドループ運転中は、炉心損傷に至るリスクが大幅に増加する。

そのため、2024年3月に社内マニュアルを改正し、満水酸化運転時^{※2}においては、ミッドループ運転が必要なRCP関連作業完了後、ミッドループ運転期間短縮のため、速やかに1次冷却材系統水張りを実施する運用とした。

この結果、当該期間における炉心損傷に至るリスクの低減が図られた。

※1: 1次冷却材系統のエアレーション(酸化運転)等のために、1次冷却材

系統の水位を1次冷却材配管中心(ノズルセンター)付近まで低下させた状態を維持する期間

※2: 被ばく低減のため、1次冷却材系統満水状態にて薬品を添加し、強制酸化することによりクラッド(放射能を持つ腐食生成物)溶出を促進させ脱塩塔にて除去する。

(b) 非常用予備発電装置機能検査における電動補助給水ポンプ不動作への対応

玄海4号機第16回定期事業者検査時において、非常用設備の自動起動を確認する検査を実施した際、電動補助給水ポンプ2台のうち1台の遮断器が正常に動作せず、自動起動しなかったため保安規定に定める「運転上の制限」の逸脱を宣言した上で当該遮断器の点検を開始した。その後、予備遮断器と交換し当該ポンプが起動できることを確認したため、「運転上の制限」の逸脱から復帰した。

遮断器は正常に押し込まれている状態であれば、遮断器盤面のシャッターが「閉」となるが、事象発生直後、遮断器盤面のシャッターが開いていたことを踏まえ、発電所及び工場において、設備面、操作面で調査を実施した結果、遮断器押し込み操作が不足した際、シャッターが事象発生直後の状態(シャッター「開」)となることを確認した。

このため、以下の対策を実施した。

- ・2024年7月に社内マニュアルに定める停止時隔離(復旧)チェックシートを見直し、状態確認欄に「表示灯」及び「シャッター」の欄を追加し記録化することで、確実な操作及び確認を行う運用とした。また、当該チェックシートは複数ある電源状態の確認項目をまとめて確認し日付を記載することで管理を行っていたが、確認状態は1項目に対し1確認を確実に実施することが必要なため、確認状態の各項目を確認の上、「✓」を記載し確認欄がすべてチェックされたことをもって実施日の記載を行うこととした。
- ・停止時隔離対象機器でメタルクラッド、パワーセンタ補機の遮断器には遮断器「引出し」、操作回路及びモータ回路ブレーカ「切」に対して識別表示を行っていたが、シャッター「閉」を加えた識別表示を行うことで、シャッターの状態に対する意識向上を図ることとした。
- ・遮断器操作訓練を年1回以上実施する運用としているが、通常 of 遮断器操作に加えて、本事象の内容を訓練にて周知し、訓練の中で意図的に遮断器押し込み不足状態を再現することで、遮断器が押し込み不足の状態を認識させる訓練内容に見直した。

また、更なる改善として、以下の対策を実施した。

- ・遮断器が完全に押し込まれたことの確認方法を明確にするため、2024年7月に社内マニュアルを改正し、「遮断器が完全に押し込まれたことをシャ

ッター「閉」で確認する。」旨を追加した。

- ・非常用予備発電装置機能検査前の電源「入」の確認で遮断器のシャッターを含め具体的な確認項目を明確にするため、2024年7月に検査手順書を修正し、補機の起動失敗が運転上の制限の逸脱となる非常用予備発電装置機能検査及び非常用予備発電装置機能検査前の電源状態確認時に、遮断器の状態を確認する欄を設け確認する対象を明確化するとともに、記録化することで確実な確認を行うこととした。なお、検査前状態の各項目に対して「✓」を記載し各項目にすべてチェックが入ったことをもって確認欄へ「✓」を記載することとした。

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。

- (c) 「制御用空気系統所内用空気バックアップ試験」の実施方法の見直しに伴う社内マニュアルの改正

発電所で実施する定期試験のうち「制御用空気系統所内用空気バックアップ試験」は、制御用空気系統の連絡ライン圧力を低下させ所内用空気連絡弁が自動開となることを確認している。その際、連絡ラインのドレン弁のプラグの取外しや弁の開閉操作が必要であることから、関係箇所と協議した上で2025年2月に社内マニュアルを改正し、所内用空気連絡弁の開閉を圧力スイッチでの動作による確認からCS操作による確認へ変更した。

この結果、連絡ラインのドレン弁のプラグ取外しや弁の開閉操作の削減により、業務の効率化が図られた。

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ユア

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。

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. 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

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。(第2.2.1-1表参照)

なお、目標値未達成・劣化傾向の可能性に該当した項目は以下のとおり。

(a) 消火設備の故障件数

本指標は過去4四半期の累積件数で、2023年度第4四半期は36件とな

っており、目標値である32件以下を超過した。但し、大半が感知器設置位置の周辺環境の影響による火災感知器の断線等の偶発的な事象であり、いずれも事後保全にて適切に取替等を実施していることを確認できたことから、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。なお、2024年度以降の件数の増加については、火災バックフィット工事による火災感知器の追設等の対応に加え、速やかに事後保全が実施されていることから、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) 安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

本指標は過去4四半期の累積件数で、玄海3号機において2025年度第1四半期で1件発生しており、目標値である0件を超過した。

- ・2025年6月28日：主蒸気系統圧力計の点検に伴う運転上の制限の逸脱※

当社では初めての事象であり、再発や類似事象の発生もないこと、また当社の管理プロセスにも問題はなかったことから、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。

※：主蒸気系統の圧力を計測している計器の1つの指示値が正しい値を示しておらず、当該計器の点検を実施したものである。点検において、当該計器が不具合により圧力を正しく計測できていないことを確認したため、予備の計器に取替えを行った。

(c) 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)

本指標は過去4四半期の累積件数で、玄海4号機において2024年度第1四半期及び第2四半期で各1件発生しており、目標値である0件を超過し

た。

- ・2024年5月27日：定期事業者検査中における一時的な運転上の制限の逸脱^{※1}
- ・2024年7月19日：重大事故等対処設備に係る定められた動作確認期限の超過^{※2}

両事象とも適切に是正処置が講じられており、再発や類似事象の発生もないことから、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。

※1：遮断器の押し込み不足により、電動補助給水ポンプの非常用電源の機能検査において2台のうち1台が自動起動しなかったものであり、操作時に使用するチェックシートに「シャッター」の状態を確認する項目を追加する等の対策を実施した。

※2：大容量空冷式発電機等の動作確認が保安規定に定める期限を4日超過していたものであり、定期的な所員への教育や、動作確認期限が運転上の制限として設定されている機器等に係る保守計画の策定時には、ツールを使用して動作確認の期限を確認する等の対策を実施した。

(d) 計画外損失稼働率

玄海3号機において2025年度第1四半期で13.42%となっており、目標値である0%を超過した。これは第18回定期事業者検査工程延長によるものであり、原因は以下の2つである。

- ・2025年5月11日に発生した作業員の内部被ばくに伴う関連作業の一時中断^{※1}
- ・2025年6月3日に発生した主蒸気系統の検査に使用する弁の不具合^{※2}

両事象とも適切に是正処置が講じられており、再発や類似事象の発生もないことから、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。

※1: 原子炉容器上部ふたの手入れ作業を実施していた協力会社の作業員1名が、微量の放射性物質を体内に取り込んだ事象であり、当該作業員の内部被ばく量は極めて低く、身体に影響を与えるものではなかった。原因は防護具を脱衣する際、ゴム手袋や靴下に付着していた放射性物質により綿手袋が汚染し、綿手袋で顔付近を触れ、体内へ放射性物質を取り込んだものと推定されており、汚染レベルの高い作業エリアの作業後は、作業エリア退域時に綿手袋を取り替える等の対策を実施した。

※2: 弁体と弁座の間への噛み込み等によりシート漏れが発生したと推定されており、部品の一部を予備品に取り替えた。また、定期事業者検査中にこれらの弁を開弁して弁体と弁座の間に水を流し、異物を除去することで異物の噛み込みリスクを低減させる対策を実施した。

(e) 管理区域内の規定外の可燃物保管管理状況

本指標は過去4四半期の累積件数で、玄海3号機において2023年度第4四半期で1件発生しており、目標値である0件を超過した。これは防火パトロールで発見された「防火シートを施していた可燃物に関し、物品を取り出す際にめくったシートを元の状況に戻すことを失念していた事例」であるが、再発や類似事象の発生もないことから、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。なお、本指標について、2021年度第3四半期に運用を変更し、Non-CAQも含めて計上対象とした。また、2024年度にPIのしきい値を導入した際に、過去の実績等を踏まえ、適

切な値を設定している。2024年度以降に発生した事象[※]は、いずれもNon-CAQである。

※：玄海4号機防火パトロールで発見された可燃物ガスボンベと酸素ガスボンベの近接保管、玄海4号機可燃物仮置き禁止エリアにおけるドレンホース敷設、玄海3号機 持込可燃物保管禁止エリア内での電工ドラムの使用

(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) 重大事故等対処設備（電源設備）に係る定められた動作確認期間の超過に対する対応

玄海4号機の重大事故等対処設備である大容量空冷式発電機等^{*}について、2024年6月24日に実施した動作確認が保安規定に定める期間（31日＋7日以内で実施）を4日間超過していたことを2024年7月19日に確認した。このため、運転上の制限からの逸脱を判断するとともに、6月24日に実施した動作確認の結果に問題がなかったことから、逸脱から復帰していることについても同時に判断した。

重大事故等対処設備の動作確認は、月ごとに実施予定日を取りまとめた保守計画を策定し、保守計画に基づき動作確認を実施している。調査の

結果、本事象の発生の経緯は以下のとおり。

- ・保守計画は、標準的な動作確認日（第3週木曜日）を基に実施する日を決めることとしている。
- ・6月度の保守計画策定時、大容量空冷式発電機等と同時に動作確認を実施する常設電動注入ポンプの主管箇所担当者（A）より、「標準的な動作確認日から日程変更（4日後ろ倒し）をしたい」と相談があった。
- ・大容量空冷式発電機等の主管箇所担当者（B）は、主管箇所担当者（A）からの日程変更の相談を受け、保安規定に定める動作確認の期限は満足すると思ひ込み、前月の動作確認実施日を確認せず、保守計画を策定した。

調査結果を踏まえ、原因は以下の3点であると推定した。

- ・担当者は、保守計画の策定時、動作確認の期限は満足すると思ひ込み、詳細に確認しなかった。
- ・管理職は、保守計画の審査・承認時、担当者が適切に動作確認の期限の確認まで実施していると考え、自ら動作確認期限に問題ないことを確認しなかった。
- ・各機器の動作確認日の変更が、運転上の制限を逸脱するリスクがあることの認識が不足していた。

以上の推定原因を踏まえ、以下の対策を実施した。

- ・2024年8月に社内マニュアルを改正し、保安規定で運転上の制限が設定されている設備の定期試験に係る保守計画作成時には、集計用ソフトのツールを使用するなどし、試験間隔を確認したことがわかる資料を作成の上、試験実施期限を確認すること、また、本確認については、担当者によるダブルチェックを行うこととした。加えて、保守計画の上覧時は、試験間隔を確認したことがわかる資料を添付し、管理職が把握できるよ

うにすることとした。

- ・今回の事象の原因、対策及び各設備の試験日の変更等が保安規定に定める確認の頻度にどのような影響があるかについて、2024年8月に教育を実施した。
- ・水平展開として、保安規定で運転上の制限が設定されている設備のうち、動作確認等を実施し健全性を確認する設備に係る保守計画の作成に対して、必要に応じて上記の是正内容を2024年8月に社内マニュアルへ反映した。

この結果、保守計画策定の確実性が向上し、運転上の制限の逸脱に至るリスクの低減が図られた。

※: 大容量空冷式発電機、大容量空冷式発電機用給油ポンプ、重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等対処用変圧器盤

- (b) 玄海3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。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、玄海3号機は、新制度導入前の原子炉等規制法で認可を受けた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、2025年3月に原子力規制委員会より認可を受けた。

また、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、原子炉等規制法に基づく長期施設管理計画の認可制度(以下「新制度」という。)が導入されたことから、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) 玄海3号機 海水ポンプ電動機冷却水非常用補給ライン手動弁追設

海水ポンプ電動機冷却水非常用補給ライン(以下「非常用補給ライン」という。)の絞り弁及び逆止弁については、定期事業者検査にて毎回取替えを実施しているが、当該ラインには個別の隔離弁となる手動弁が設置されていない。そのため点検時には系統隔離時に閉止フランジ取付けを行う必要があり、取付け作業中は非常用補給ライン元弁が「閉」となり、一時的に運転中の海水ポンプへの非常用補給ライン(所内用水)供給が停止していることから、玄海3号機第18回定期事業者検査時に非常用補給ラインへの手動弁(隔離弁)追設を行った。

この結果、海水ポンプ運用のリスク低減及び定期事業者検査時の作業量低減が図られた。

(b) 玄海3、4号機 2次系警報監視盤更新工事

2次系警報監視盤は、プラントの安定運転に非常に重要な設備であるが、部品の製造中止等により保守管理が困難な状況になっている。そのため、故障の程度によっては機能維持が困難となる可能性があることから、玄海3号機は第18回定期事業者検査時、玄海4号機は第17回定期事業者検査時に最新のデジタル機種へ更新した。

この結果、設備の保守性及び信頼性の向上が図られた。

(c) 玄海3、4号機 2次系制御盤更新工事

2次系制御盤は、プラントの安定運転に非常に重要な設備であるが、部品の製造中止等により保守管理が困難な状況であり、万一装置が故障した場合、補修に必要な特殊技能員の確保ができないため、予備品による対応手段しかなく、故障の程度によっては機能維持が困難となることから、玄海3号機は第18回定期事業者検査時、玄海4号機は第17回定期事業者検査時に最新のデジタル機種へ更新した。

この結果、設備の保守性及び信頼性の向上が図られた。

(d) 玄海4号機 発電機自動電圧・無効電力制御盤更新工事

発電機自動電圧・無効電力制御盤は、発電機電圧・無効電力を制御しているが、部品の生産中止等により不具合発生時の保守リスクが高まっている状況であることから、第17回定期事業者検査時にアナログ型からデジタル型へ更新した。

この結果、設備の保守性及び信頼性の向上が図られた。

(e) 玄海4号機 主変圧器保護盤更新工事

主変圧器保護盤は、主変圧器の事故を検出し、速やかに系統から切離して系統の安定を保つとともに事故の拡大を最小限にとどめる目的で設置されているが、部品の生産中止等により不具合発生時の保守リスクが高まっている状況であることから、第17回定期事業者検査時にアナログ型からデジタル型へ更新した。

この結果、設備の保守性及び信頼性の向上が図られた。

(f) 玄海4号機 加圧器ヒータ制御盤更新工事

加圧器ヒータ制御盤は、部品の生産中止等により不具合発生時の保守リスクが高まっている状況であることから、第17回定期事業者検査時に制御盤を一括更新した。

この結果、設備の保守性及び信頼性の向上が図られた。

(g) 設備保全管理システムを活用した保安活動の記録の共有

玄海3号機第3回及び玄海4号機第4回安全性向上評価にて実施した中長期的な評価の評価結果から、保安活動の記録は適切に保管されているが、アクセス性の向上を図ることで更なる改善につながる余地があるとの所見が抽出された。このため、2024年10月に設備保全管理システム(以下「EAM」という。)に保安活動の記録を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図った。

この結果、保安活動の記録の最新管理、情報共有(アクセス性)の向上が図られた。

(h) EAMを活用した安全上重要な構築物、系統及び機器 (SSC) の記録の共有

玄海3号機第3回及び玄海4号機第4回安全性向上評価にて実施した中長期的な評価の評価結果から、最新の安全上重要な構築物、系統及び機器 (SCC) の記録は適切に保管しているが、アクセス性の向上を図ることで更なる改善につながる余地があるとの所見が抽出された。このため、2024年10月にEAMを用いて最新の安全上重要な構築物、系統及び機器 (SCC) の記録を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図った。

この結果、安全上重要な構築物、系統及び機器 (SCC) の記録の最新管理、情報共有 (アクセス性) の向上が図られた。

(i) EAMを活用した設計基準図書 (DBD) の共有

玄海3号機第3回及び玄海4号機第4回安全性向上評価にて実施した中長期的な評価の評価結果から、設計要件を取りまとめた設計基準図書 (DBD) の更新管理や活用範囲を広げる上で、更なる改善の余地があるとの所見が抽出された。このため、2025年9月に電磁的方法による保存基準を満たすEAMに設計基準図書 (DBD) を登録し、更新管理の高度化やアクセス性の向上等の改善を図った。

この結果、設計基準図書 (DBD) の最新管理、情報共有 (アクセス性) の向上が図られた。

(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について、系統別CR件数を第2.2.1.3-1図に示す。

なお、「その他」については様々な設備に関するCRであるため除いている。また、工事記録についても、当該作業にて処置が完了しているものや次回点検への引継ぎ事項であるため除いている。

第2.2.1.3-1図のうち、件数の上位となる系統について、その内容を確認した。

・原子炉制御保護系

36件のうち35件は、炉外核計装(NIS)校正や警報設定値の変更等の定検工程やプラントの運転によって定例的に発生する保修依頼であるため問題ない。

・換気空調系統

29件のうち、20件はフィルタ詰まりの保修依頼であり、例年と比較しても類似性・頻発性は認められない。その他9件については、CRDM冷却ファン振動値高が3件、空調用冷凍自動停止2件、安全補機開閉器室空調ユニットのドレンライン詰まり、温度スイッチの動作不良、ファンからの異音、ダクト表示の欠測、ユニット表面の錆であり、複数発生しているものがあるが、それらに対しては以下のとおり対応状況等を確認したことから、類似性・頻発性の観点で問題はなく追加で対応が必要な事項は認められない。

・CRDM冷却ファン振動値高3件については、瞬間的な振動増大の原

因調査及び是正処置の要否について、CRにて今後検討することとしている。

- ・空調用冷凍自動停止2件については、3号機は空調用冷水負荷の低下、気温、海水温度の変動等によるもの、4号機は非凝縮性ガスの影響で凝縮器の圧力が上昇し自動停止したものであり、原因は異なるため類似性・頻発性は認められない。

火災感知器の故障（誤動作等）については、前回パフォーマンスモニタリングにおいて増加傾向を確認したことから、下期においても傾向を確認した。傾向としては、2022年度が29件、2023年度が44件であったのに対し、2024年度は71件と増加しているが、2024年度の内訳としては上期55件に対して下期16件と減少していることを確認した。

これらの発生要因として共通する事案として、煙と熱感知器については、一部の部品に不具合品があることが判明しており、これを受け、熱感知器はすべて取替え済であり、煙感知器は2025年順次取替え等についてメーカーと調整していることを確認した。また、炎感知器については格納容器内に設置している感知器の警報が頻発しており、スポット的に線量の影響を受けている可能性があることから、炎感知器周辺の線量調査及び影響の受けている可能性があるものの移設を実施していく計画としていることを確認した。

原子炉安全補助建屋等に設置されている感知器の故障の頻発は、湿度上昇によるものと考えられるため、CRにて、1、2電源建屋の空調システムを非常用モード（通常モードに比べて風量が多い）での運転を、多湿となる7月～9月で実施したが、同CRにて明確な効果を確認することができなかった。このため、2025年5月に原子炉安全補助建屋内の高湿度環境に設置されている炎感知器については取替えを行う計画としている。

以上のとおり、火災感知器の故障（誤動作等）に関する類似性・頻発性はあるものの、保修第二課において、それに対する調査・対応等に適切に取り組んでいる状況が確認できたことから、現時点では追加の改善が必要な事項はない。

(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について、故障原因別CR件数を第2.2.1.3-2図に示す。

なお、「その他」については様々な設備であるため除いている。また、工事記録についても、当該作業にて処置が完了しているものや次回点検への引継ぎ事項であるため除いている。

第2.2.1.3-2図より、2022年度から2024年度を比較して急激な変化のある項目はないことから、件数上位のうち、類似性・頻発性の認められる項目について深掘りを行った。

・「つまり」

51件のうち、48件がフィルタやストレーナ等の詰まりによる保修依頼であった。2023年度は封水注入フィルタの差圧上昇事象が23件と類似性・頻発性が確認されたため、例年に比べ85件と件数が増加していたが、2024年度は特定の設備に偏った傾向はなく、例年と同程度の50件程度である。これらは運用上、想定された範囲のものであることから類似性・頻発性は認められない。その他の3件については、軸受冷却水冷却器詰まりや碍子洗浄装置の排水ラインの詰まり、安全補機開閉器室空調ユニットのドレンライン詰まりであり、類似性・頻発性は認められない。

・「動作不良」

内訳としては、12件が放射線計測器の故障（経年劣化）、プラント映

像監視システムの故障（経年劣化）、その他はいずれも異なる設備の装置、弁、計測器等の動作不良であった。事象の原因としてはほとんどが経年劣化によるものであり、例年と比較しても大きな増加傾向にないため、類似性・頻発性は認められない。

・「誤動作」

64件のうち、62件は火災感知器の故障（誤動作等）である。火災感知器の故障に関しては「(a) 系統別のCR件数を起点とした類似性・頻発性の評価」において類似性・頻発性の評価を行っており、現時点で問題となる事項はないと判断している。

b. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

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。（第2.2.1-1表参照）

なお、目標値未達成・劣化傾向の可能性に該当した項目は以下のとおり。

(a) 他の保安活動と重複する実績指標

CR件数、消火設備の故障件数、安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）及び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）について目標値を満足していないが、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。（CR件数の分析結果については、「2.2.1.1 (4) b. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標」、消火設備の故障件数、安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）及び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)の分析結果については、「2.2.1.2 (4) a. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標」を参照)

(b) 公設消防指摘事項への対応残件数

本指標は年度末に評価を実施するもので、玄海3号機において2024年度末で2件となっており、目標値である0件を超過した。今回計上した2件は2025年2月24日実施の防火対象物査察及び2025年3月19日実施の公設消防評価における指摘事項であり、2024年度末時点では対応を完了することができなかったが、いずれの指摘事項についても適切な処置を実施しており、2025年度第1四半期^{*1、2}に対応完了していることから、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。

※1: 玄海3、4号機作業用詰所における誘導灯不点灯(2025年5月完了)

※2: 専属自衛消防隊員の防火服や空気呼吸器の脱着時間の更なる短縮(2025年5月完了)

(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。

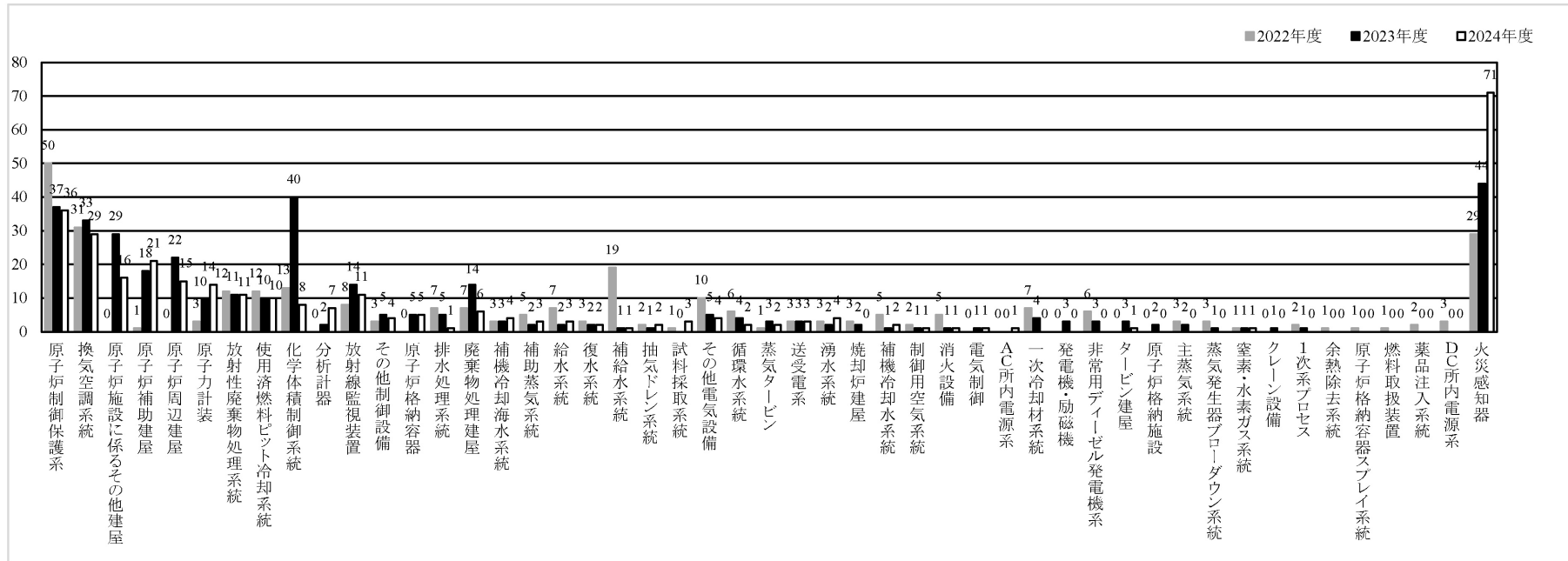
これらのことから、施設管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

(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

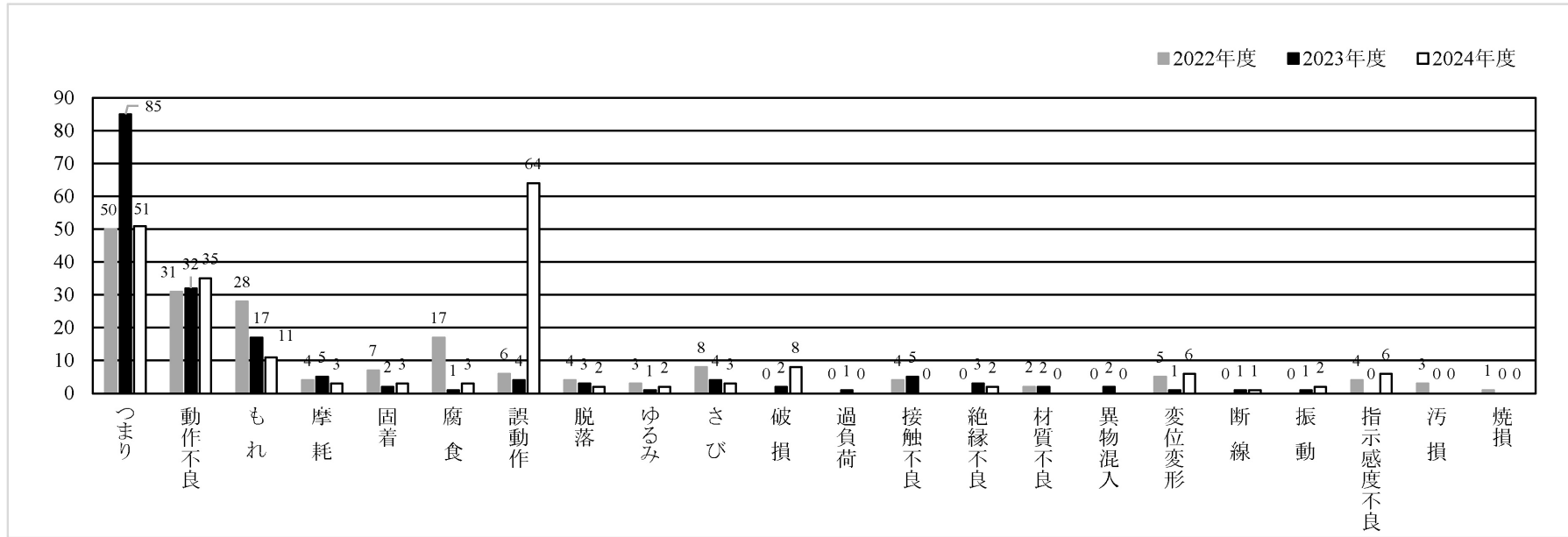
玄海3号機及び玄海4号機の施設管理に関して、今後の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みとして、以下を抽出した。

- ・1次系シーケンス盤更新工事
- ・原子炉安全保護シーケンス盤更新工事
- ・特高開閉所更新工事
- ・主変圧器及び所内変圧器更新工事
- ・原子炉容器上部ふた取替工事(玄海4号機のみ)

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



第2.2.1.3-2図 故障原因別CR件数

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) 出力降下中における一時的な運転上の制限逸脱に係る社内マニュアルの改正

玄海4号機第16回定期事業者検査のため、出力降下中のところ、2024年3月26日20時32分に原子炉内の出力が不均一になったことを示す警報（1/4炉心出力偏差の警報）が発信し、保安規定に定める「運転上の制限」の逸脱と判断した。その後、20時40分同警報が復帰したことから「運転上の制限」の逸脱から復帰した。

出力降下時の運転操作、制御棒の動作状況、検出器の健全性等を詳細に調査した結果、いずれも異常はなかった。

原子炉の運転中、各検出器の指示値（原子炉出力）には常に「揺らぎ」が発生する。また、出力降下に伴い、「指示値の差（出力偏差）が拡大」する傾向がある。

今回の「揺らぎ」と「指示値の差（出力偏差）の拡大」は、想定している範囲内であったものの、従来よりそれぞれわずかに大きく、それが偶発的に重なったことから、一時的に出力偏差が一定の範囲（1.02以下）を超えたと推定する。

「揺らぎ」と「指示値の差(出力偏差)の拡大」は、原子炉内の1次冷却材の温度や流れの状況、燃料温度等の影響を受けて発生することから、発生を予測し、抑制することは困難であるが、出力降下中の信頼性確保のための更なる対応として、2024年5月に社内マニュアルを改正し、毎月実施している原子炉内の状態測定^{※1}に加え、定期事業者検査のための出力降下前にも原子炉内の状態測定を行い、出力降下中の原子炉の安全性に余裕があること等を確認するとともに、原則、検出器の校正^{※2}を実施することを追記した。

この結果、出力降下中の信頼性確保の充実化が図られた。

※1:核分裂の状況を詳細に確認するため、原子炉内に検出器を挿入し中性子の数を測定する。

※2:詳細に確認した原子炉内の核分裂の状況に基づき、原子炉外の検出器を調整する。

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、技術運営グループ燃料係員に対しては、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

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改善のうち、燃料の取扱い及び貯蔵に係る主な改善状況を以下に示す。

イ 玄海3号機 使用済燃料貯蔵設備増強工事

使用済燃料の貯蔵余裕を確保するため、2024年12月に使用済燃料ピットA、Bに設置している使用済燃料ラックを、ボロン添加ステンレス鋼製の使用済燃料ラックに変更し、使用済燃料ラックの稠密化を行い、貯蔵容量を1,050体(全炉心装荷量の約540%)から1,672体(全炉心装荷量の約870%)に変更した。なお、玄海4号機の使用済燃料を貯蔵できるようにするため、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備の一部の設備について玄海4号機と共用化を行っ

た。

この結果、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強が図られ、発電所の継続的な安定運転につなげることができる。

なお、2025年1月に、玄海4号機の使用済燃料ピットの貯蔵余裕を確保するため、玄海4号機の使用済燃料56体を玄海3号機へ運搬した。

(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

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。(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続行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。

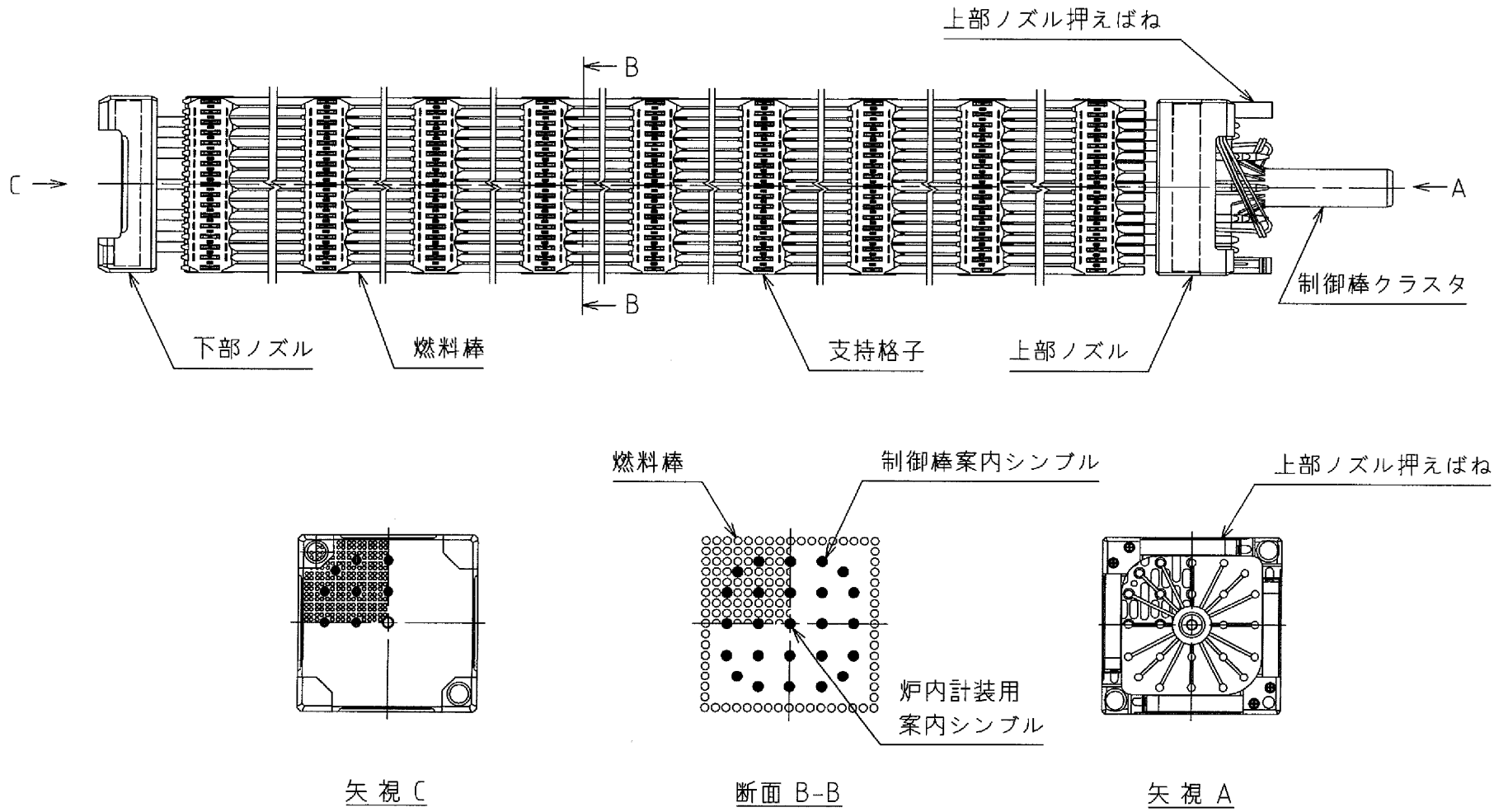
これらのことから、燃料管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

(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

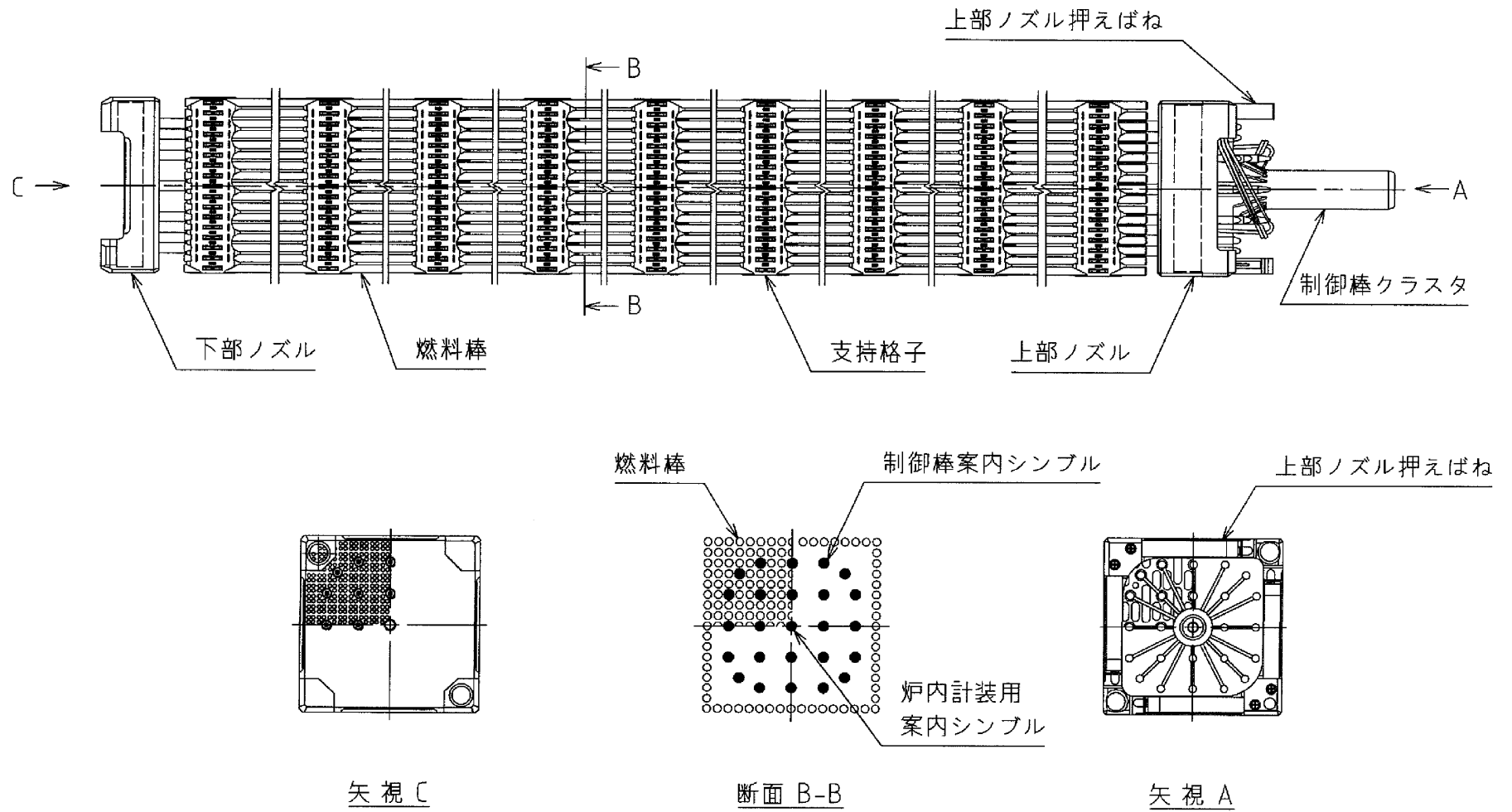
玄海3号機及び玄海4号機の燃料管理に関して、今後の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みとして、以下を抽出した。

- ・使用済燃料乾式貯蔵施設設置工事

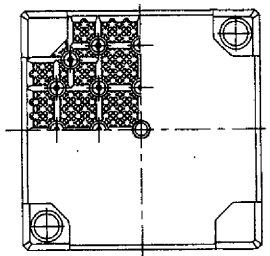
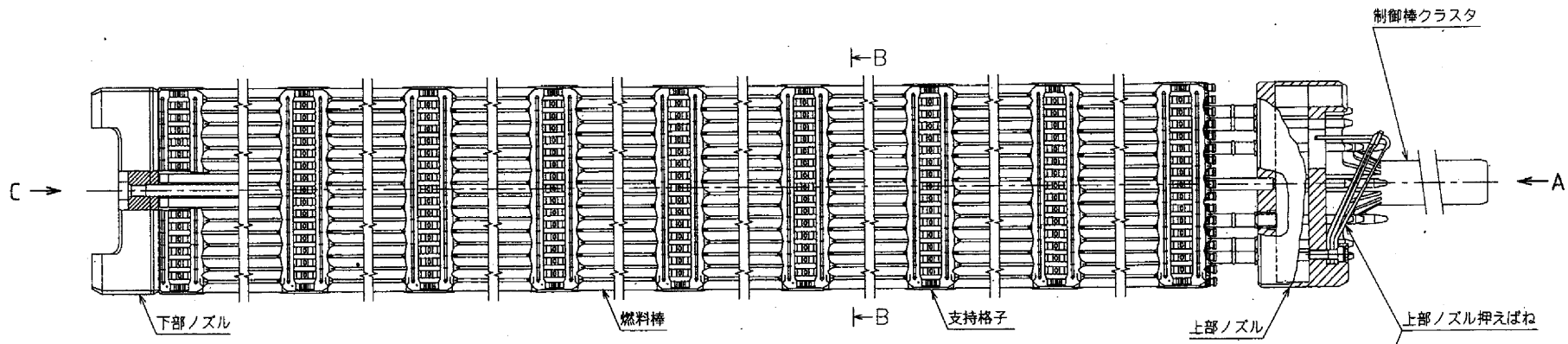
抽出した自主的な取組みの実施に係る計画の概要については、「2.3 安全性向上計画」にて記載する。



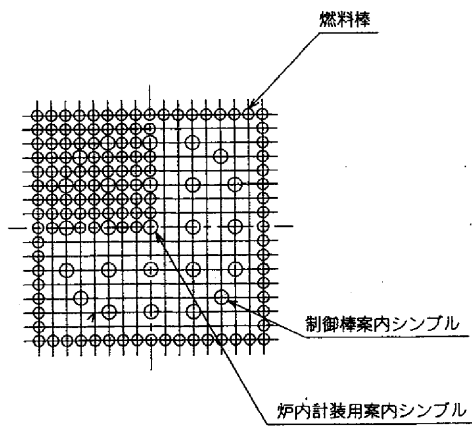
第2.2.1.4-1図 A型燃料集合体構造図 [ウラン燃料] (1/2)



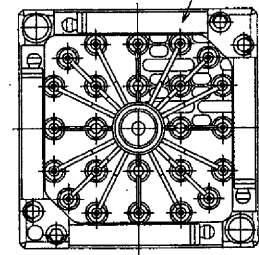
第2.2.1.4-1図 A型燃料集合体構造図 [MOX燃料] (2/2)【玄海3号機】



C矢視



B-B断面



A矢視

第2.2.1.4-2図 B型燃料集合体構造図 [ウラン燃料]

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やっている。

※: 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き、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) 火報発信時における被ばく低減対策の不備への対応

運転中の玄海3号機において、原子炉格納容器内（高線量区域）における「火災報知盤故障」警報が発信した。そのため、巡視員（運転員）2名は警報機能のないポケット線量計（以下「PD」という。）及びガラスバッジを着用し、現場確認を実施した後、PDにて線量を確認したところ、自主的に設定している計画線量を超える値を示していた。その後、正式な被ばく評価であるガラスバッジによる評価では、計画線量を下回っていたことを確認している。しかし、社内マニュアルで定める放射線管理の運用と火災対応における運用に不備が確認された。経緯は以下のとおり。

社内マニュアルにより、出入管理室からの管理区域への入域の際は、警報付ポケット線量計（以下「APD」という。）及びガラスバッジを着用し、入域

管理装置にて入域手続きをして立ち入ることを定めている。一方で、火報発信時は、火災現場の確認、初期消火等を早急に実施するため、オーソライズ「火報発信時における管理区域への入域について」（以下「当該文書」という。）を別途定め、通常着用する出入管理室配備のAPDではなく、中央制御室配備のPDを着用し入域することとしている。

運転員は今回の現場確認において、当該文書の適用範囲が火報故障も含まれると思ひ込み、PDを着用し出入管理室から運転中の原子炉格納容器（高線量区域）に入域したものである。しかしながら、PDと比較して被ばく低減上有効なAPDを出入管理室で着用することができたにもかかわらず、高線量区域に対してもPDを着用するとしたことは、被ばく低減に対する検討が不十分であった。

このため、以下の対応を行った。

- ・2024年9月に社内マニュアルを改正し、「火災警報」及び「火災報知盤故障警報」発信時を含めた、管理区域内の現場を確認する際の被ばくに対する留意事項（「火災警報」及び「火災報知盤故障警報」発信時を含め、やむを得ず高線量区域に入域する際は、当直課長等が入域の時間を短時間に設定し、確認の目的と確認方法等を明確に指示することを含む。）を追記した。
- ・今回の被ばくを踏まえて、本件のCR、社内マニュアルの「放射線管理上の心得」及び放射線防護教育（1回/年）時の資料を活用し、発電第二課員へ教育を実施し、自分の身は自分で守り、仲間の安全も自分が守る意識とALARAの精神の理解を促した。
- ・当該文書の対象はあくまで「火災警報発信時」であることをより明確にするとともに、放射線管理員（チェッカー）が常駐しAPDが配備されているエリアについてはAPDを装着して入域することを原則とし、2024年10

月に当該文書の内容を見直した。また、オーソライズ作成時には、あらゆる観点で放射線防護上のリスクがないか検討するよう認識させるため安全管理第二課員に教育を実施した。

- ・今回の事例について風化しないよう所員に対して繰り返し教育するために、放射線防護教育資料に反映した。

この結果、放射線管理に係る理解促進が図られるとともに、被ばく低減対策の向上が図られた。

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) 身体汚染発生防止対策への取組み

2022年1月から2023年2月に実施した玄海3号機第16回定期事業者検査、玄海4号機第14回及び第15回定期事業者検査における身体汚染の発生要因を分析し、以下の身体汚染防止対策を抽出した。抽出した対策について、2023年11月以降の玄海3号機第17回定期事業者検査及び玄海4号機第16回定期事業者検査において実施した。

- ・簡易モニタでは検知しにくい下半身のサーベイの追加実施（動画及び音声による測定方法に関する注意喚起含む。）
- ・身体汚染発生状況・注意事項の共有（管理区域入口、現場待機場所等への掲示）
- ・定期事業者検査前の放射線防護教育の追加実施等の身体汚染防止対策

この結果、更なる身体汚染発生件数の低下が期待できる。

(b) 玄海3号機 加圧器安全弁取外し作業時における1次系の放射性物質を含む水の飛散に係る放射線防護上の不備への対応

2023年11月13日、定期事業者検査中の玄海3号機において、加圧器安全弁3台の点検のため、加圧器の上部配管の水抜きを行い、安全弁の取外し作業を実施した。配管の水抜きのため窒素で加圧していたが、加圧された状態で安全弁の取り外しを実施したため、3台のうち1台の安全弁の取外しの際に、配管内に残った1次系の放射性物質を含む水（以下「1次系水」という。）が飛散し、作業員に付着した。飛散後、安全弁取外し作業の中断が指示されたが、現場の作業員は、1次系水が飛散した安全弁の作業だけを中断する指示と思い込み、加圧操作が停止されていない状態のまま、他の2台の別作業を実施したため、これら2台からも配管内に残った1次

系水が飛散し、作業員に付着した。飛散した1次系水はあらかじめ作業のために設置したビニール養生の範囲内に留まっており、作業員及び作業エリアの放射性物質の除染を実施するとともに、作業員に放射性物質による影響がないことを確認した。

2024年6月4日から実施された原子力規制検査(放射線チーム検査)における本事象の関係記録の確認により、「1度目の飛散後、作業場所の放射線環境が法令に定める管理区域に係る値の10倍(40Bq/cm²)を超えるおそれがある状態(D区域相当)を認識していたにもかかわらず、保安規定第105条第1項に基づく管理区域における特別措置の実施について、指示が行われなかった。このため、全面マスクの着用等、被水の可能性を前提とした装備を着用することについて立案がなされなかった。さらに、作業主管課長は、作業担当者に対し、3台ある安全弁すべての点検作業の中止の指示を明確にしなかったため、残りの弁に対しての点検作業が再開された結果、1次系水が系外に2回飛散し、作業員に放射性物質が付着した。」との指摘を受けた。

本事象の原因は以下のとおり。

- ・社内マニュアルのRCS水抜き時の加圧器大気開放のタイミングに係る記載が、運転員によって異なる解釈がされる状態であった。
- ・現場作業への安全の配慮が不足していた。
- ・管理職は作業中断の連絡の指示を出す際に、対象弁が3台であることを明確に発信しなかった。また、担当者は作業中断の対象弁を確認しなかった。
- ・現場周辺の通信状態が悪く、管理職と担当者の連絡が取りづらかった。
- ・放射線管理の主管課は、表面密度限度を超えるような予期しない汚染

が発生した際、除染を行っても高いレベルの汚染が恒常的に残った場合に、保安規定に基づく特別な措置を適用するものと誤認していた。

これらのことから、以下の対策を講じた。

- ・社内マニュアルを改正し、加圧器大気開放に係る操作順序の見直し、加圧器安全弁取り外しに係る注意事項の明確化等を行った。
- ・現場作業への安全の配慮が不足した場合の影響について教育を行った。
- ・管理職が指示を出す際、担当者が指示を受ける際は対象を明確にすることの教育を行った。
- ・不具合事象に対応する際は、事前に通信関係の設置場所や通信エリアを確認し、通信状態の確認を行い連絡体制を確立することの教育を行った。
- ・管理区域内で発生した漏えいの状況から、一時的にでも高いレベルの汚染の可能性がある場合は、速やかに保安規定に基づく特別な措置を適用することを社内マニュアルに定めた。また、課内教育にて安全管理第二課（放管）員に認識させるとともに、放射線防護教育資料に反映し、放射線防護教育にて放射線業務従事者（作業主管課及び協力会社）にも認識させた。

この結果、更なる作業安全の徹底及び被ばくのリスク低減が図られた。

- (c) 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係る対応

玄海3号機第18回定期事業者検査において、原子炉容器上部ふたの手入れ作業を行っていた協力会社の作業員3名のうち1名が、作業終了後に管理区域を退出する際、体表面の放射性物質の有無を測定したところ、

顔付近に汚染が確認された。

このため、速やかに顔付近の除染を行い、再測定を実施し、体表面に汚染がないことを確認した上で管理区域から退出した。その後、体内への放射性物質の取り込みの有無を確認するため、ホールボディカウンタ(WBC)で測定を行い、測定の結果、微量の放射性物質を体内に取り込んだと判断した。

当該作業員の身体に異常はなく、内部被ばく量(今後50年間で受けた場合の評価値)は0.01ミリシーベルトであり、一般の人が自然界から受ける1年間の線量(平均2.1ミリシーベルト)や、国への報告基準(5ミリシーベルト)と比べても極めて低い値で、身体に影響を与えるものではない。また、環境や他の作業員への影響もない。

本事象を受け、以下の対応を実施した。

- ① 全面マスクを使用する作業について、以下の内容を作業要領書に反映するとともに、作業要領書改訂後の読み合わせ時に作業関係者へ周知した。
 - ・全面マスクを脱衣する前に、放射線管理員等が濡れウエスで全面マスク表面の拭き取りを行う。
 - ・作業エリアを退域時に、綿手袋の取替えを行う。
- ② 全面マスクを使用する作業時に、作業前ミーティングにおけるRKY活動として、本事象を周知した。
- ③ 本事象について以下のとおり発電所内関係者に周知教育を行った。
 - ・各社の放射線管理責任者に対し、事象概要、防護具取外し手順見直し案、推定原因、対策(防護具取外し手順見直しイメージ)を周知した。
 - ・当社及び協力会社で構成している安全衛生協議会を臨時で開催

し、事象概要、推定原因、再発防止対策及び内部被ばくの注意事項の説明を行った。

- ・臨時の放射線防護教育を開催し、事象概要、再発防止対策及び内部被ばくの注意事項について周知を実施した。

なお、玄海4号機第17回定期事業者検査前の放射線防護教育においても同様に周知を行うとともに、継続して年1回の放射線防護教育にて繰り返し教育を行うこととした。

この結果、更なる内部被ばくりスクの低減及び内部被ばく防止に関する対策の向上が図られた。

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) 玄海3、4号機 無線式個人線量計システムの導入

高線量エリア作業での被ばく管理及び被ばく低減を目的に、遠隔にて各作業者の被ばく線量をリアルタイムで監視可能な無線式個人線量計システムを2024年12月に導入した。

この結果、汚染作業においても防護具等を脱衣することなく線量管理が可能となるため、身体汚染防止の効果が期待できる。

(4) 放射線管理に係る実績指標

a. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

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。(第2.2.1-1表参照)

なお、目標値未達成・劣化傾向の可能性に該当した項目は以下のとおり。

(a) 放射線防護に係る不適合件数

本指標は過去4四半期の累積件数で、2024年度第3四半期及び第4四半期で各1件発生しており、目標値である0件を超過した。

- ・加圧器安全弁取り外し作業時における1次系の放射性物質を含む水の飛散に係る放射線防護上の不備^{※1}
- ・火報発信時における管理区域(高線量区域)への入域に対する被ばく低減対策の検討の不備^{※2}

両事象とも適切に是正処置が講じられており、再発や類似事象の発生もないことから、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。

※1: 2023年11月13日に、加圧器安全弁の点検のため、上部配管の水抜きを行い安全弁の取り外し作業を実施したところ、放射性物質を含んだ水が飛散し、作業員に付着した。本事象について、当該作業員に放射性物質による影響がないことを確認している。

2025年2月19日の原子力規制委員会において、令和6年度第3四半期の原子力規制検査結果が報告され、本事象について、放射性物質を含む水が飛散した際に、高いレベルの汚染の可能性がある場合、特別な措置（標識を設けて他の場所と区別することや施錠等の実施）を講じる必要があるが、また、作業を行う場合は、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を行う必要があるが、「1回目の飛散後、放射線防護上の措置の立案・承認が行われないうまま作業が再開された」との指摘を受けた。これはシステム水飛散時の保安規定を適用するタイミングについての誤った認識によるものであり、規定文書改正等の対策を実施した。

※2: 2025年2月19日の原子力規制委員会において、令和6年度第3四半期の原子力規制検査結果が報告され、火報発信時における管理区域への入域に対する被ばく低減対策の検討の不備については、火報発信時に火災現場の現場確認及び初期消火等を早急に実施するため、通常着用する出入管理室廃部のAPDではなく、中央制御室配備の警報機能のないPDを着用し入域することとした所内文書について、C/V内の高線量箇所へ現場確認に行くことを想定していなかったことによるものである。本所内文書について「火災警報発信時」であることをより明確にするとともに、チェッカーが常駐しAPDが配備されているエリアについてはAPDを装着して入域することを原則とした運用へ見直す等の対策を実施した。

(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、2025年度第1四半期で3件^{※1}、第2四半期で2件^{※2}発生しており、「劣化傾向の可能性」の区分に該当した。

2025年3月に線源効率の見直しを実施しており、身体表面測定用モニタ及び物品搬出測定用モニタ等による汚染結果が従来値より約1.8倍の高い値を示すようになったことによる影響も一因であると考えられる。

いずれの事象も基本的事項に違反するものではないこと、適切に是正処置が講じられており、再発や類似事象の発生もないことから、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。なお、本PIについて、「内部被ばくの記録レベル超過件数」に係る兆候を監視するためのものであることを踏まえ、2025年度から被服汚染は除いて身体汚染に係るもののみを計上するよう見直しを行った。

※1: ベントホース取り付け時の目皿内部からの汚染、試料採取・測定時の手洗い失念、火災報知器設備点検時の手摺りからの汚染

※2: 使用済燃料ピットクレーン上で燃料取出しの作業準備中に、ゴム手袋を外す際の汚染、原子炉キャビティ安全対策準備中に手が顔付近にふれたことによる汚染

2025年5月11日に発生した内部被ばくについては、当該作業員の内部被ばく量は極めて低く、身体に影響を与えるものではなかったことから、PIとして計上されたものはなかった。本事象については、汚染レベルの高い作業エリアの作業後は、作業エリア退域時に綿手袋を取り替える等の対策を実施しており、以降再発や類似事象の発生はない。

(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

玄海3号機及び玄海4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。

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) 廃棄物処理等に係る情報伝達方法の改善

廃液のサンプリング結果等については、安全管理第二課化学係から発電第二課へ電話を用いて口頭で連絡していたが、社内のコミュニケーションツールのグループチャットやメール等を活用することで、当事者だけでなく関係者で情報共有を図りヒューマンエラー等を防止するよう運用を見直した。

また、社内のコミュニケーションツールのグループチャットやメール等にて化学係からサンプリング結果の入力シートを共有することで、発電第二課の関係者への情報の見える化を図った。さらに、廃棄物処理計算の結果を中央制御室指令台に上覧することで、当直課長が関与できる運用とした。

この結果、廃棄物処理を行う際の関係者間における情報伝達の確実性が図られた。

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、放出放射エネルギー及び廃棄物発生量を低減するため、放射性廃棄物管理に係る要求事項や業務手順等について定めており、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。

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) 電気事業連合会「緊急時対策支援システム(ERSS)による原子力データ常時伝送システム運用マニュアル」改訂に伴う社内マニュアルの改正
- 電気事業連合会「緊急時対策支援システム(ERSS)による原子力データ常時伝送システム運用マニュアル」改訂により、放水口モニタ点検について、事前連絡時の停止期間(時間)終了前に廃液の放出を行う場合は、点検が終了したことを原子力規制庁に連絡を行った後に放出する運用となったため、2024年4月に社内マニュアルを改正し、廃液の放出については、3(4)号放水口モニタ点検に伴う当該モニタのERSS伝送停止予定期間中は4(3)号放水口へ放出すること、なお、3(4)号放水口モニタ点検完了後、伝送停止予定期間終了前に3(4)号放水口へ放出する必要がある場合は原子力規制庁へ連絡することを追記した。

この結果、放水口モニタ点検時の廃液放出に係る運用の充実が図られた。

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) 玄海3、4号機 小型混練固化装置の導入

発電所において、管理区域内で生じた廃棄物等を焼却してできる焼却灰のうちグラニュール(微粒子状に加工した廃棄物)については、固体廃棄物貯蔵庫にドラム缶として約4,000本保管しており、固体廃棄物貯蔵庫ひっ迫の要因となっている。

現状、管理区域内で処理したグラニュールを低レベル放射性廃棄物(以下「LLW」という。)として搬出することはできないが、電力大におけるグラニュールの処理処分に関わる技術検討等において、技術的な知見等を確認でき、LLW搬出に向けて準備が整ってきたため、グラニュールをLLWとして搬出するために必要な設備として、2025年3月に小型混練固化装置を導入した。

この結果、放射性固体廃棄物の貯蔵裕度の確保が期待できる。

(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

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。(第2.2.1-1表参照)

なお、目標値未達成・劣化傾向の可能性に該当した項目は以下のとおり。

(a) 他の保安活動と重複する実績指標

公設消防指摘事項への対応残件数について目標値を満足していないが、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。(2.2.1.3 (4) b. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標」を参照)

(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(玄海1～4号機合計)

年 度	ドラム缶 発生量 [本]	その他の 種類の 発生量 [本相当]	発生量合計 [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]
2015年度	2,549	1,432	3,981	2,652	0	40,191 ^{※2}
2016年度	2,838	928	3,766	3,275	0	40,682 ^{※2}
2017年度	2,675	790	3,465	3,240	0	40,907 ^{※2}
2018年度	1,900	212	2,112	1,915	1,848	39,256 ^{※2}
2019年度	2,175	320	2,495	1,613	1,720	38,418 ^{※2}
2020年度	2,994	468	3,462	2,012	1,720	38,148 ^{※2}
2021年度	2,323	660	2,983	1,437	1,384	38,310 ^{※2}
2022年度	3,638	522	4,160	2,031	1,720	38,719 ^{※2}
2023年度	3,274	600	3,874	1,940	1,720	38,933 ^{※3}
2024年度	2,787	566	3,353	1,733	1,720	38,833 ^{※3}

※1:貯蔵設備容量49,000本相当

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

※3:固体廃棄物貯蔵庫保管分以外として、蒸気発生器保管庫に蒸気発生器4基、保管容器766m³(原子炉容器上部ふた及び炉内構造物を含む。)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を実施し、事故・故障等発生時に迅速かつ的確な通報連絡ができる体制の継続的な維持向上を図っている。

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) 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、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^{※1}ネットワーク)^{※2}」を構築し、当社についても2024年11月に運用を開始した。

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: 原子力施設構内に設置する応急処置施設

※2: 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。

(b) 事故時におけるプラント状況等説明に関する情報共有体制強化等

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。)プラント班に対してプラント状況等を説明する際に発生時刻等をあわせて説明することが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の情報源として、本店の情報入手者が発電

所対策本部内での発話内容（社内TV会議を通じて傍聴）及び原子力災害情報システムの時系列情報を基に連絡メモを作成している。

しかし、発電所対策本部内の発話速度が早く、発話内容から発生時刻等を十分に聞き取ることが難しい場面があった。

このため、本店の情報入手者は発話者への迅速な情報提供を考慮して、発生時刻等が記載されていない連絡メモを情報提供していた。

同様に、発話者も迅速な情報共有を目的として、発生時刻等の情報がない状態でERCプラント班へ情報を共有していた。

（対応）

- ・ERC対応ブースの発話者が発生時刻等を含む情報を確実に把握できるよう、情報伝達のプロセスの見直し、発電所への問合せを専門で行う担当者を配置した。
- ・発電所対策本部要員に対して、発生時刻を含めた情報の伝達を徹底するよう再度周知した。
- ・ERC対応ブースの発話者がプラント状況を報告する際には、発生時刻を含む情報の提供を確実に行うように本店の情報入手者に対して発生時刻等を情報提供するよう、再度周知した。
- ・発話者に対して発生時刻を含めた情報の伝達を徹底するよう、再度周知した。

この結果、発生時刻等を含めたプラント状況を確実に情報共有できるよう体制が強化され、ERCプラント班に対するプラント状況等の説明性の向上が図られた。

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) 安全マネジメント改革タスクチームの検討を踏まえた社内マニュアルの改正

東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえて、原子力発電はリスクが残存することを組織の一人ひとりが認識し、一丸となって安全性を追求し続けるためには安全マネジメントが不可欠であることから、電事連大で、2022年10月に電力各社の原子力部門の責任者で構成する「安全マネジメント改革タスクチーム」を新たに設置し、対象業務をマネジメントレビュー、核物質防護、オンサイト防災／オフサイト防災とした上で、これらに関する社内マニュアルの共有を行い、改善の検討を行っている。

上記の検討を踏まえ、2024年4月に社内マニュアルを改正し、安全マネジメントの向上に資すると判断した防災に関する以下の取組みについて、記載の充実が図られた。

- ・原子力事業者防災業務計画の修正を行う際に、あらかじめ佐賀県知事、玄海町長、長崎県知事及び福岡県知事と協議を行うこと。また、修正した場合、内閣総理大臣及び原子力規制委員会に届け出るとも

に、その要旨を公表すること。

- ・地域防災会議等へ必要に応じ参加し、密接な連携を保つこと。
- ・「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」による外部評価を受け、原子力災害対策活動等への反映を検討すること。
- ・国又は地方公共団体が主催する訓練に参加した場合の本店の原子力防災要員及び緊急時対策要員の活動に関する継続的な改善を図ること。

(b) タービン動補助給水ポンプ室等における火災感知器の不適切な設置に伴う社内マニュアルの改正

他電力の火災感知器の不適切な設置を受け、玄海3、4号機に設置されている火災感知器について調査したところ、発電用原子炉施設の安全上重要な機器が設置されている区画を含む火災区画において、合計約4,850個のうち、244個の火災感知器が「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書(工事計画認可申請添付資料7 玄海原子力発電所3、4号機)」に明記された「火災感知器は、消防法の設置条件に基づき(中略)異なる種類の火災感知器を組み合わせ、火災を早期に感知することを基本として、火災区域又は火災区画に設置する設計とする」を満足していないことが確認された。

このことから、2023年12月に社内マニュアルを改正し、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準(火災防護審査基準)等で要求のある火災区域(区画)への火災感知器の設置に当たっては、消防法等を含めた火災感知器の設置条件を満足していることを確認すること。また、火災報知設備(火災感知器を含む。)に関する工事については、消防設備士が関与すること。」及び「各種設備の新設・移設・改造による機器

(配管等を含む。)の設置・移設を行う場合は、当該火災区域(区画)にある火災感知器の消防法等における設置条件に影響を与えない(監視を阻害しない)配置であることを確認すること。」を追記した。

この結果、火災感知器の設置において、有資格者(消防設備士)を含む確認プロセスが充実化されたことで不適合事象の再発防止が図られた。

(c) 成功パス一覧表改訂時における業務プロセスの明確化

システム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」の改訂時における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を含め本店と発電所との相互確認に係る業務プロセス及び成功パス確認一覧表の作成(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社内マニュアルを2025年5月に制定した。

この結果、成功パス一覧表改訂時における業務プロセスが明確化され、「成功パス一覧表」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。

(d) 原子力災害等の発生時における避難誘導要領の策定

2022年度原子力防災訓練(総合訓練)における避難誘導の手順及び避難放送に関して、以下の気付きがあった。

- ・身体的に障害がある方(歩行困難等)の避難手段を検討する。
- ・玄海1、2号機側と玄海3、4号機側の所員の避難経路を分散させ、混雑防止を図る。
- ・今回の避難誘導訓練の想定のように起因事象が大地震と大津波の場合の避難先と使用する避難ルートを社内マニュアルへ反映し周知する。

- ・一定時間ごとにアナウンスがあれば不安が解消される。
- ・津波の到達予想時間を放送し共有する。
- ・地震発生のパージングがあったが、その後、避難指示がでるまでどう動けばいいか分からない。実際に大規模な地震が起こると更に動揺すると考えられるので、その場に待機すべきときにはそのようにパージングする。関係者だけ会議室等に集められたパージングも「被害状況を確認しています」や「避難経路を確保しています」等のパージングがあると避難者としても落ち着く。

上記を踏まえ、2025年7月に社内マニュアルを改正し、原子力災害等の発生時における避難誘導について具体的な運用を定め、所員、協力会社社員、来訪者等の人身安全及び被害の軽減を図ることを目的とした避難誘導要領を定めた。

この結果、更なる安全で円滑な避難が可能となった。

(e) 竜巻準備体制発令時の課題対応に伴う社内マニュアルの改正

竜巻準備体制発令時の対応において抽出した課題を検討し、対策について2025年10月に以下の内容を社内マニュアルに反映した。

- ・迅速に対応ができるようチェックシートを用いて竜巻準備体制発令時の対応状況を確認することとした。
- ・共用部窓・扉閉止確認チェックシートの利便性向上のため、チェックシートを建屋ごとに分割した。
- ・防災管理グループ長がタンクローリー車庫及び重大事故等対処用設備保管庫入口扉の閉止状態を確認することになっていたが、休日、時間外(夜間)は当直課長が確認することとした。

また、竜巻、津波及び内部溢水に関わる扉の開放フローに、竜巻、津波

及び内部溢水発生時に速やかに扉を閉止することを明確化した。

- ・竜巻準備体制発令時のアナウンス間隔が不明瞭であったため、発令後20分間は5分に1回程度アナウンスすることを明確化した。

また、竜巻準備体制発令継続時のアナウンス間隔が1時間ごとであり、継続しているのか把握しにくいいため、30分に1回程度の間隔とした。

- ・竜巻準備体制発令時の避難場所について、燃料移送中の車両を考慮した避難場所を追加した。

この結果、竜巻準備体制発令時における対応の充実が図られた。

- (f) 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1月24日、玄海3、4号機において、原子力検査官が、他社の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の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。
- ・火災チーム担当者は、系統分離対策の必要性評価について、「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。

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) 事故時における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「ERCプラント班への設備状況や戦略等の説明において、情報共有シートを活用できておらず、口頭のみでの説明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は、設備状況シート、戦略シート及び概略系統図から成り立っており、この情報共有シートを作成するための表計算ソフトでは、一定の時間が必要だった。
- ・2023年度の訓練では事象の進展が早かったため、ERC対応ブースが情報共有シートを受領した時点でプラント状況が進展していた。そのため、説明時点のプラント状況と情報共有シートの内容が異なっていたことがあった。
- ・情報共有シートを手書きで更新せず、緊急時対策支援システム(ERSS)を活用した説明を優先したことから情報共有シートを活用した説明ができていなかった。

(対応)

- ・ERC対応ブースへの情報共有シートの共有時間を短縮するため、原子力災害情報システムに情報共有シートの作成機能を追加し、情報共有シートの作成方法を表計算ソフトから原子力災害情報システムへ変更した。これにより操作性と処理能力の向上を図った。また、社内

パソコン上での共有を可能にすることで、迅速な情報共有が図られた。

- ・事象の進展により情報共有シートの手書き更新が必要な場合は、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、ERCプラント班に対して情報共有シートを活用した設備状況や戦略等の説明性の向上が図られた。

(b) 事故時における戦略の正確な情報共有

2023年度原子力防災訓練において抽出された課題である「発電所が立案する戦略が本店対策本部及びERCプラント班へ正確に伝わっ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)

- ・発電所対策本部の号炉指揮者が本店対策本部へTV会議で戦略を説明する際、設備状況シートを活用せず、口頭で説明した。
- ・情報共有シートの作成者は、情報共有シートの作成に係るマニュアルの記載内容が不十分であったため、戦略シートの作成に必要な情報を設備状況シートに十分に記載できていなかった。その結果、一部の戦略欄が空欄となった戦略シートが作成され、ERC対応ブースの発話者が口頭で説明した戦略が戦略シートに記載されていない状態でERCへ派遣した当社社員（ERCリエゾン）によってERCプラント班へ配布されていた。

(対応)

- ・発電所対策本部内で実施している設備状況シートを用いた戦略会議の内容を本店対策本部内へ情報共有するよう関係者への周知と教育を実施した。また、原子力災害情報システムに戦略方針を記載

する運用に見直し、関係者への周知と教育を実施した。

- ・情報共有シートの作成に習熟し、ERCプラント班へ正確に情報共有できるようにするため、情報共有シートの作成に係るマニュアルを今回の事例を踏まえて充実させ、関係者への周知と教育を実施した。

この結果、本店対策本部及びERCプラント班への発電所が立案する戦略の伝達の正確性が向上した。

(c) 事故時におけるERCプラント班への正確な情報共有

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プラント班への説明において、情報が正確に伝わらないおそれがあった」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)

- ・発話者は情報入手者等から提供された複数の情報をタイムリーに情報共有するため、まとめてERCプラント班へ説明していた。
- ・発話者はERCプラント班に対して、書画装置を活用した説明は実施できていたものの、ERCプラント班が内容を復唱するまで資料投影を継続していなかったため、ERCプラント班は資料を確認しながら説明を受けた内容を復唱できる状況になっていなかった。

(対応)

- ・ERC対応ブース教育資料へ「発話者は情報を区切って説明すること」及び「ERCプラント班への書画装置を用いた説明時はERCプラント班が内容を理解するまで資料を投影したままとすること」をルールとして定め関係者への周知を実施した。

この結果、ERCプラント班への情報共有の正確性が向上した。

(d) 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、2025年9月16日現在の状況を以下に示す。

○現在の対応状況

<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。

【通報連絡に係る課題と検討方針】

課題	検討方針
第1報通報までの即時性の改善	・警備員による事案の認知から第1報通報までの対応手順、対応者、役割を整理する。 ・整理結果を踏まえた対応目安時間を設定する。
事案認知後の判断に関する改善	・核物質防護事案該当の判断基準を明確化する。
情報の正確性の改善	・通報連絡様式の「補足情報」欄を活用し、確定情報か不確定情報かの正確性を確保する。
国との情報連携に係る改善	・核物質防護事案と判断する前の段階における前広な国(原子力規制庁)等の関係機関への情報提供、協議に関するルールを整理する。
体制の拡充に係る改善	・核物質防護事案と判断する前の段階における通報関係者に係る体制、役割分担に関するルールを整理する。
通報連絡手順の改善	・国及び関係自治体に対して同時並行的に通報連絡を実施するための体制を検討し、対応要員の役割を明確化する。
対外的な公表の在り方に関する検証、改善	・国等の関係機関への通報連絡後の対外的な公表の在り方に関して、核物質防護事案の詳細に関する公表内容や公表タイミングについて協議を実施する。

- ・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。

< 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する。(双眼鏡及び暗視スコープの配備拡充、投光器を配備)

○今後の対応内容

- ・ドローン等の小型無人機による発電所施設への攻撃を防止するためには、早期に検知することが重要であるため、国等の関係機関と協議しながら、事業者としてもドローン検知装置の導入に向けた検討を継続する。
- ・ジャミング装置^{*}等によるドローン対処に係る方策については、関係機関と役割分担等について協議しながら、事業者として何ができるかという観点で、引き続き検討する。

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る。

※: 通信や信号の妨害を目的とした電子機器。主に軍事やセキュリティ分野で使用され、無線通信、レーダー、GPS、ドローン等の信号を妨害することで、対象の機器やシステムの機能を低下させたり、無効化したりする。

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) 緊急時対策棟設置工事

発電所における事故時の指揮所として代替緊急時対策所を設置し運用してきたが、更なる安全性向上への取組みとして、緊急時対策棟を新たに設置し、2024年10月に指揮所を代替緊急時対策所から緊急時対策棟に移行した。

この結果、重大事故等への対応を検討する会議室や要員の休憩スペースの拡充等、事故時における支援機能の充実が図られた。

(b) 玄海3、4号機 アナウンスシステム表示出力装置設置工事

アナウンスシステムは、自然現象に対する運用管理面の対応として、竜巻・火山・津波情報を日本気象協会から入手した場合に、所員の安全な誘導及び防護対象施設の安全機能に影響を与えないことを目的とした設備である。

現状のシステムでは、ページング装置スピーカを利用した音声放送のみであるため、一般車両(タクシー、バス)の確実な退避が実施できるよう、駐車エリアに車両移動を促すアナウンスシステム表示出力装置を2025年3月に導入した。

この結果、災害発生時の発電所における一般車両の確実な退避が可能

となり、防護対象施設への安全機能が確保されることから原子力発電所の安全性向上が図られた。

(c) 玄海3、4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

玄海3、4号機の海水管トレンチ及び主蒸気主給水管室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「耐火隔壁等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「組み合わせ対策」という。）に関する設工認申請を行い、玄海3号機第17回定期事業者検査及び玄海4号機第16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、海水管トレンチ及び主蒸気主給水管室の電線管等に収納する火災防護対象ケーブルについて、組み合わせ対策が不要となるよう「電線管の全長に耐火隔壁等の設備対策を施工する最終的な対策工事」を、玄海3号機は第18回定期事業者検査時、玄海4号機は第17回定期事業者検査時に実施した。

また、今回の対策と合わせて火災チーム検査で指摘を受けた機器間の系統分離対策の対応等についても耐火隔壁の施工等を実施した。

この結果、発電所の火災に対する安全性が向上した。

(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

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

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。(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。

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、所員に対する所部長からのメッセージ発信、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) 「安全文化のあるべき姿」の見直しに伴う社内マニュアルの改正

「安全文化のあるべき姿」を経営層の期待事項と位置付け、QX(キューデントランスフォーメーション)等に関する事項を「安全文化のあるべき姿」に反映する社内マニュアルの改正を2024年6月に実施した。

この結果、品質方針の1つである「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」に対する更なる強化が図られた。

(b) 運転上の制限逸脱事象発生を踏まえた安全意識向上に向けた取組

玄海4号機で発生した2件の運転上の制限逸脱事象(電動補助給水ポンプ起動不可^{※1}及び重大事故等対処設備(電源設備)に係る定められた動作確認頻度の超過^{※2})を踏まえ、同様な事象を繰り返し発生させないた

め、原因であるヒューマンエラーの共通要因を分析した結果、「心理的要因」のうち、「判断(短絡的な発想や楽観視)」及び「注意(慣れ)」という視点が共通していた。

この共通要因から引き起こされるヒューマンエラーを低減するために、再発防止対策として以下の対応を実施した。

- ・「安全に作業を行うために必要な行為や意識」に保安規定遵守やヒューマンファクターに係る内容を織り込み、「原子力安全及び作業安全を達成するために必要な行為や意識」として改訂を行い、発電所内に周知徹底を図った。(「管理職による現場観察の実施ガイドライン」にも反映)
- ・2件の運転上の制限逸脱事象について安全標語を作成した。
- ・所長からの新たなメッセージポスターを掲示した。
- ・定期事業者検査の実施時期が、検査対象機器の機能要求モード中である検査について、運転上の制限に留意する旨を検査要領書に記載するよう社内マニュアルを改正した。
- ・事象が及ぼす影響(原子力安全のみならず、地域社会に与える影響を含む。)に対する教育を全所員に対し実施した。

この結果、安全に関する意識の更なる向上が図られた。

※1: 遮断器の押し込み不足により、電動補助給水ポンプの非常用電源の機能検査(2024年5月27日)において2台のうち1台が自動起動しなかったものであり、操作時に使用するチェックシートに「シャッター」の状態を確認する項目を追加する等の対策を実施した。

※2: 大容量空冷式発電機等の動作確認が保安規定に定める期限を4日超過していた(2024年7月19日)ものであり、定期的な所員への教育や、動作確認期限が運転上の制限として設定されている機器等

に係る保守計画の策定時には、ツールを使用して動作確認の期限を確認する等の対策を実施した。

(4) 安全文化の醸成活動に係る実績指標

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から安全文化に関するものを抽出して類似性・頻発性の観点で分析し、問題ないか確認を行っている。

2024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結果、2021年度から2024年度にかけて、発電第二課におけるヒューマンエラーに対し是正処置等を講じた回数が増加していることを確認したことから、改善の必要性の検討について、以下のとおり提言を行い、発電第二課において対応を実施した。

(a) 潜在する要因

「運転基準(3,4号)」等の文書表現に活動が引きずられたり、文書表現に頼る傾向が一定の割合で存在し、これらがヒューマンエラーにつながっている可能性があることを確認した。

この背景として、QMS導入以降、文書化された手順は相当の充実が図られてきたが、副作用として状況に応じたスキル及び判断に基づく活動がややもすると手薄になり、その結果、運転員のスキルが徐々に低下傾向にある可能性が否定できない状況になりつつある。

(b) 提言内容

運転員に、手順の背景にある原理原則(設備の設計や手順が目指すゴール他)を踏まえたプラントや設備の状況に合わせた処置を考察する機会を与えるために以下に示すアプローチをとり、これらを通じたスキルを向上させる場を増やすことを発電第二課にて検討を行うことを提言。

- ・管理層から運転員に対する問いかけを通じて自発的に学ぶ姿勢や改善に取り組む姿勢に対する意識を醸成し、行動につなげるよう働きかける活動(コーチング)を中心とした取組みを推進する。
- ・現行の文書化の程度を見直し、簡易な操作については管理層による審査・承認を経た上での技量による運転操作をある程度認めることを通じ、運転員にプラントや設備の状況を踏まえた執るべき処置を考察させ実施させることでスキルを向上させる機会を与える場を増やすこと。

(c) 対応

- ・マネジメントオブザベーションを実施する管理層数名に対して、コーチングに関する研修を受講させた。受講内容は有効であったという意見が大半であったことから、今後も定期的にコーチング研修を受講していく。
- ・直(班)の勉強会を通じて、現場で蒸気や水の漏れを発見した場合、どういった処置をすべきか等のケーススタディをタービン・電気運転員以下の若年層が主体的に考える活動を実施した。また、今後も定検班以外が経験する機会の少ない定検中の隔離・復旧作業にも積極的に経験させた。今後もこれら取組みを継続していく。

b. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

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。(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 発電所における安全文化総合評価報告書
(2024年度の例)(1/6)

項目	評価結果
自己評価結果	<p>1 日常活動[*]の取組み状況評価 各課の10特性平均点にバラつきはあるものの、評価基準3「通常、望ましい行動が見られ、安全を意識した行動が行われている。」以上の活動に取り組んでおり、安全文化のあるべき姿を目指した保安活動を主体的に実施し、継続的に改善していることから、健全な安全文化の育成と維持は保たれていると判断し、「安全文化が醸成されている状態」と評価した。 ※:安全文化のあるべき姿を目指し、安全文化要素を認識した保安活動</p> <p>2 安全文化醸成に関するアンケート 今年度は、JANSIによるアンケート調査が行われ、その調査結果(速報)を基に当所の安全文化状態等の評価を行った。 【強み(評価値高)】 ○LA(リーダーシップ)、CO(コミュニケーション)、DM(意思決定)が高い評価値であり、発電所上層部の高いリーダーシップのもと、安全に対する意識が社員全体に浸透している傾向がうかがえる。 ○これは、至近5年間で起こった火災や労働災害等の事案を教訓として、現場の問題点等を速やかに把握・共有するとともに、「関係者全員が一丸となって一つひとつの作業をしっかりと行っていきたい」と思えるような雰囲気作りを確実に実践する意識が発電所全体に根付いているため、引き続き継続して安全文化の更なる醸成に取り組んでいくことが重要である。 【弱み(評価値低)】 ○WE(尊重しあう職場環境)、LA(リーダーシップ)、RC(問題提起できる職場)が低い評価値で、以下の2点をピックアップ ○将来への不安感(原子力業界への先行き不安) ○要員に対する負担増(業務量に応じた必要な要員が不足) 【まとめ】 管理層の高いリーダーシップは感じられるが、「将来への不安感」や「要員に対する負担増」に対しては、管理層による業務改革(業務のスクラップ&ビルド)を進めることで、生産性の向上及び業務負荷の削減によって、所員のモチベーションUPにつながり、仕事とプライベートの充実が図られると考える。</p> <p>3 安全文化懇談会 発電所組織における安全文化の醸成状態を把握するため、「日常活動の取組み評価」及び「安全文化アンケート」の結果と関連付けた確認を行い、各課(選出者数名)に対して安全文化・組織風土に関する対話型の調査(インタビュー)を行った。 また、昨年度の安全文化総合評価報告書で取りまとめた「次年度への改善事項」の取組み状況についても調査を行った。</p>

第2.2.1.8-1表 発電所における安全文化総合評価報告書
(2024年度の例) (2/6)

項目	評価結果
自己評価結果	<p>(1)確認結果</p> <p>【日常活動の取組み状況評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○改善すべき安全文化要素(10特性)について、良好事例との関連性を踏まえた対応方針に取り組むことで、安全文化の効率的な改善・向上が図られる事が確認できた。 ○より良い取組みの事例として、「CRデータは悪い事例も良好事例もあり、悪い事例を起こさないために、CRの良好事例を周知すると、より効果的ではないか」との意見があった。 ○「従来のセーフティ1の考えが根付いている」との意見もあった。 ○一方で協力会社との関係においては、業務指示(注意事項含む。)において、偽装請負防止の観点で委託契約上、作業責任者を通してのコミュニケーションとなってしまうため、実際に現場へ出て作業をする人たちに直接伝えることができないとの意見があった。 <p>【安全文化アンケート】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○要員が確保されない中、働き方改革に基づく「仕事のキホン共通ルール」に従い、業務の目的を再確認した上で、『やめる、へらす、かえる』やデジタルツールを活用した業務の効率化等、「業務のスクラップ&ビルド」に向けて、課長以下高い意識を持っている状況が確認できた。 ○一方で「へらす意識はあるが、日々の業務で精一杯」、「ミスを犯すと追加の対策が増え、根本的な仕事は減らない」との意見もあった。 <p>【発電所品質目標への取組み】(昨年度総合評価「次年度への改善事項」)</p> <ul style="list-style-type: none"> ○作業安全の達成 <ul style="list-style-type: none"> ・火災及び労働災害発生防止に向けた活動を踏まえ、様々な取組みを行う事で安全意識の向上が図られていることが確認できた。 ・一方で協力会社全員に九電の期待事項を伝える事に苦勞している様子もうかがえた。 ○個人の思いを組織の力に変えていく組織風土の更なる醸成 <ul style="list-style-type: none"> ・管理職、一般職とも世代間のギャップを意識したコミュニケーションを図ることで、考え方の違いを克服するよう努めている姿が確認できた。 ・技術継承等をする際には、世代間の考え方に違いがあることを理解した上でコミュニケーションを取り、風通しの良い職場環境の構築に向けた活動の取組みができていと考えられる。 ・一方で「事務系と技術系の業種の違いによるギャップに苦勞している」、「若年層の意見はなかなか通らない場面も見かける」等の意見もあった。 <p>【まとめ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○それぞれの職場の状況に応じて、管理職、一般職が各々の立場で様々な取組みを適切に行う等、安全文化の意識を高く持ち業務に取り組んでいる姿が確認できた。 ○日常活動の取組み状況評価結果より、安全文化は醸成されている状態ではあるものの、改善すべき安全文化要素として「PA:安全に関する責任」「QA:常に問いかける姿勢」「DM:意思決定」「WP:作業プロセス」が抽出されており、今回の懇談会結果より、安全文化醸成活動を進めるためには、HTOの観点からも特に組織に着目し、協力会社との関係、業務繁忙感、職種(事務系、技術系)の違いも考慮することが必要と考えられる。

第2.2.1.8-1表 発電所における安全文化総合評価報告書
(2024年度の例) (3/6)

項目	評価結果
独立評価結果	1 外部組織による安全文化アンケート 2 外部組織による安全文化インタビュー(外部組織と所長の懇談会) 具体的内容については、外部組織との取り決めにより非開示情報の扱いとしている。
内部監査結果及び外部評価結果	1 原子力内部監査 「2024年度原子力内部監査」において、安全文化醸成活動の実施状況について指摘事項及び要望事項はなかった。 2 原子力規制検査 2023年度第4四半期及び2024年度第1四半期から第3四半期までの原子力規制検査報告書を受領しており、2024年度第3四半期に2件の検査指摘事項があった。 ○「玄海3号機加圧器安全弁取り外し作業時における1次系の放射性物質を含む水の飛散に係る放射線防護上の不備」に関して、原子力規制委員会の中で「被水した時点で立ち止まって考える」ということを忘れていたような劣化が起こっていないのか規制委員から言及された。 何かあれば立ち止まり、関係者が何を優先すべきかしっかりとコミュニケーションを取って、安全を最優先とする文化の醸成を作業員も含めた組織全体に浸透させることが重要である。 ○「玄海3号機火報発信時における管理区域(高線量区域)への入域に対する被ばく低減対策の検討の不備」については、起票されたCR情報を基に安全文化要素(10特性43属性)の視点で分析した評価期間に含まれているので、分析結果を「保安活動から得られた安全文化に係る情報」の4(1)に示す。
保安活動から得られた安全文化に係る情報	1 「改善措置活動管理基準」に基づくパフォーマンスモニタリングの結果 2023年度及び2024年度上期のパフォーマンスモニタリングの結果として類似性・頻発性の観点から分析を行った結果、2024年度上期において発電第二課でヒューマンエラーを起因とする事象が6件確認された。前年度を上回る件数が発生したことから、下期に傾向を確認し、年度評価において詳細確認を実施予定。 また、2024年度9月末までに起票されたCR情報より、ヒューマンエラーを起因とする不適合事象も含め、人の行動がどう作用したか掘り下げるため、安全文化要素の視点で分析した結果を以下の4(1)に示す。 2 「不適合管理基準」に基づき実施した原因分析において組織文化に分類される原因に係る情報 不適合・CAQ判断基準見直しに伴い、「不適合管理基準」は「改善措置活動管理基準」に基づいた活動に統合されたため、以下の4(1)に示すCR事象に対する分析結果を参照のこと。 3 「根本原因実施基準」に基づき実施した根本原因分析(RCA)において組織文化に分類される原因に係る情報 根本原因分析(RCA)の実施が必要な事象はなかった。

第2.2.1.8-1表 発電所における安全文化総合評価報告書
(2024年度の例) (4/6)

項目	評価結果
<p>保安活動から得られた安全文化に係る情報</p>	<p>4 その他、保安活動の結果から得られた気付き事項</p> <p>(1)CR事象に対する安全文化要素(10特性43属性)の分析結果</p> <p>評価期間(2024年3月～9月)に起票されたCR情報を基に安全文化要素(10特性43属性)の視点で分析を行った結果、「WE:尊重しあう職場環境」の件数が増加しているものの、自ら適切な改善活動に取り組んでおり、安全文化意識の即座な低下につながるものはなかったが、注視すべき点を以下に示す。</p> <p>【運転上の制限逸脱(ヒューマンエラー)及び原子力規制検査指摘事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○「BO時における4A電動補助給水ポンプの不動作」については、操作前の事前学習における実効性のある教育訓練や、設備の正常な状態の把握、手順書等の背景を理解して小さな変化に気付ける組織風土について再認識する必要がある。 ○「重大事故等対処設備の動作確認期間超過」については、他部署との連携、担当者及び管理職とのコミュニケーションの改善、何かでフィルターをかける等の創意工夫により、保安規定で定める動作確認期間を超過していることを含め、通常時との違い(変化)に気付くことができる組織風土について再認識する必要がある。 ○検査指摘事項の「管理区域(高線量区域)への入域に対する被ばく低減対策の不備」については、緊急時(火災時)に少しでも早く現場に行くための運用(PDでの管理区域入域)を発電所内で構築したが、被ばく低減の観点で有効なAPDを装着するべきと規制側に指摘された。規制側からの気付きの前に、発電所内での議論中に気付く事ができる視野や、疑問に感じたら立ち止まって考えることができる組織風土について再認識する必要がある。 <p>【CR事象全体を見た中で気になる点(「WE:尊重しあう職場環境」等)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○新規制基準に伴う発電所設備の増加、運用等の変更により業務プロセスが膨大となった影響で、机上業務等の増加に伴い所員が疲弊(時間に余裕がない)しており、業務プロセスより業務処理優先の意識が強く働いていると考える。相手の立場にたって「目配り・気配り・思いやり」を意識した対話等のコミュニケーションを通じて、業務のスクラップ&ビルドを行う等、所員の疲弊を改善する取り組みが必要だと考える。 <p>(2)協力会社との安全文化懇談会の実施結果から得られた気付き</p> <ul style="list-style-type: none"> ○各社の取り組み状況及び当社の取り組みの考え方について、組織を横断した認識の共有を図ることができた。 ○忌たんのない意見交換により、協力会社とのコミュニケーションの充実を図るとともに、安全最優先を再認識することができた。 ○若年層の確保及び若年層とのコミュニケーションに苦勞している意見もあることから、次回の懇談会で各社の取り組み状況を確認し共有する予定。

第2.2.1.8-1表 発電所における安全文化総合評価報告書
(2024年度の例) (5/6)

【評価結果】

総合評価	<p>2024年度の保安活動に対する各評価結果(自己評価、独立評価、外部評価、保安活動から得られた安全文化に係る情報)と安全文化のあるべき姿(項目1~4)との関連は以下のとおり。</p> <p>1 安全を最優先とする方針と実行 所長からの安全を最優先とする方針(3つの取り組み、3つのわ)や上層部の高いリーダーシップのもと、安全に対する意識が各組織員へ十分に浸透して業務運営が着実に遂行されている。 但し、協力会社作業員も含めた組織員全体でみると、技術、人、組織の相互作用を認識し、組織員自らが効果的な業務運営を行うことに関しては、立ち止まり考え、行動し、問い直す姿勢の薄さもうかがえた。 これは、項目2の業務繁忙感、要員不足感が相互作用しているものと考えられる。</p> <p>2 安全を確保する仕組み 管理職マネジメントオブザベーションへの同行、日常業務における対話等において、世代間の考え方に違いがあることを理解した上でノウハウを習得する技術伝承の取り組みが継続されており、現場第一とした3現主義/5ゲン主義の技術力維持が図られている。 しかし、業務繁忙感や要員不足感が顕在化しており、業務プロセスより業務処理優先の意識が強く働いていると考えられ、原子力安全を最優先とする文化の育成・維持のため、相手の立場にたった「目配り・気配り・思いやり」を意識した対話を通じて、業務のスクラップ&ビルドを行っていく必要がある。</p> <p>3 学習する組織 日常活動の取り組みやCAPから、現状に満足することなく、組織内で課題を見出し、より有効性を高めるための改善が自発的に行われていることがうかがえた。 一方で、ヒューマンエラー(確認不足、連携不足等)に伴う運転上の制限逸脱事象から、人事異動等で毎年人の入れ替わりがある中においても、小さな変化に気付ける組織風土(技術伝承)、立ち止まって考え議論できる組織風土(コミュニケーション)を認識させる必要があり、主な要因としては、項目2の業務繁忙感、要員不足感が相互作用しているものと考えられる。</p> <p>4 コミュニケーション 各組織における風通しの良い職場雰囲気形成が見られ、協力会社との尊重しあうコミュニケーションも継承されており、発電所一体となった安全文化の醸成がうかがえた。 ただ、一部では意見が上まで届いていないとのアンケート結果もあり、管理職は部下の意見に耳を傾ける姿勢をもち、相互の意識ギャップを埋める活動を行うとともに、リーダーシップを発揮して様々と変わる環境変化に対応するため、昔の取り組みで良いものは残しつつ、新しい時代に応じた視点を持って働き方改革を行う必要がある。</p> <p>【まとめ】 ○安全を最優先とする意識の浸透、現場主義の技術力維持、CAPによる自発的な改善活動等、「安全文化のあるべき姿」を目指した活動が行われていることから、発電所パフォーマンスの低下傾向はなく安全文化状態は醸成されていると評価する。</p>
------	---

第2.2.1.8-1表 発電所における安全文化総合評価報告書
(2024年度の例) (6/6)

<p>総合評価</p>	<p>○但し、業務繁忙感、要員不足感については、要員を補充すれば解決するものではなく、業務効率化等による所員の時間的余裕の確保に向けた創意工夫(働き方改革)を行うとともに、相手の立場にたって「目配り・気配り・思いやり」を意識した対話活動を通じて、業務のスクラップ&ビルド行い、風通しの良い組織風土が醸成されていくことで、それぞれの相互作用も解消していくものと考えられる。</p> <p>○これらは、仕事の進め方(安全を確保する仕組み)に関することから、安全文化のあるべき姿(項目1~4)の中で、 「2 安全を確保する仕組み」を“弱点のある分野” 「4 コミュニケーション」を“強化すべき分野” として、次年度の活動に向けた改善事項として抽出する。</p> <p>○また、今年度の品質目標でもあるQXプロジェクトの活用、その他の対話活動をきっかけとした業務改革、技術伝承を継続していくことで、良好なコミュニケーションが確立され、風通しの良い組織風土の醸成につながることを期待したい。</p> <p>○以上の取組みにより、安全文化の意識向上が図られ、プラントの安全・安定運転継続に寄与するものと考ええる。</p>
<p>次年度への改善事項</p>	<p>次年度への改善事項として、以下の取組みを行う。</p> <p>「QXプロジェクト」を活用し、管理職の「目配り・気配り・思いやり」を意識した対話活動を行い、その対話をきっかけとした業務改革、技術継承等の取組みを実施し、各課題の改善に努める。</p> <p>○業務繁忙感、要員不足感が相互作用している状況であることを理解した上で、管理職は「目配り・気配り・思いやり」を意識した対話活動を通じて、個人の思いを抽出し、業務改革や技術継承等の改善に取り組む。</p> <p>○以上の取組みにより、対話活動を通じて良好なコミュニケーションが確立されることで、強化すべき分野「コミュニケーション」が改善されるとともに、個人の思い(業務改革や技術伝承等)を実現させていくことで、弱点のある分野「安全を確保する仕組み」も改善され、モチベーションの高い風通しの良い組織風土が醸成でき、業務繁忙感、要員不足感の相互作用の解消につながっていくものと考ええる。</p>

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備

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

(1) 多様性拡張設備

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

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

(2) 追加的に配備した設備

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(1/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(2/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(3/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(4/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練		
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	加圧器逃がし弁が故障した場合又は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するためのすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、1次冷却系統を減圧することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応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	1台	型式:うず巻式 容量:約3,310m ³ /h 揚程:約620m 材料:合金鋼	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。常用系設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	電動主給水ポンプは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練		
				蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高使用圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金						
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ(3、4号機共用)	4台(7機)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できれば、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約6時間の時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、補助給水ポンプが故障した場合でも、常用系設備である電動主給水ポンプよりも復水タンク等を水源とした長期的な事故収束手段として期待できる。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa* 管側最高使用圧力:約18.9MPa* ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金					
					復水タンク	1基	(3号機:復水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約1,200m ³ 本体材料:炭素鋼 (4号機:復水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りブル形 容量:約1,200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼					
					中間受槽(3、4号機共用)	4個(7機)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個					
				燃料油貯蔵タンク(重大事故等時のみ3、4号機共用)	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(3、4号機共用)	1台(7機)	容量:約14kℓ/台						
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	12個	型式:空気作動式 容量:約225t/h/個 材料:炭素鋼	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、2次冷却系からの除熱機能による1次冷却材の冷却及び1次冷却系統の減圧を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器の真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練	

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(5/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	加圧器逃がし弁が故障した場合又は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するためのすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、1次冷却系統を減圧することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	加圧器補助スプレイ弁による減圧	加圧器補助スプレイ弁	1台	種類: 止め弁 呼び径: 2B 弁箱・弁蓋: ステンレス鋼 (SUSF316)	加圧器逃がし弁の故障等により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、加圧器補助スプレイ弁による減圧を行う。加圧器補助スプレイ弁を中央制御室にて開操作し、1次冷却系統を減圧する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び化学体積制御系の充てんラインが健全であれば、1次冷却系統の減圧が可能であり、加圧器逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練
				充てんポンプ	3台	型式: うず巻式 容量: 約45m³/h/台 揚程: 約1,770m 接液部材料: ステンレス鋼				
			ポンプの機能回復	全交流動力電源喪失又は直流電源喪失しても、重大事故等対処設備により、1次冷却系統を減圧するために必要な補機を回復できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	可搬型バッテリー(タービン動補助給水ポンプ補助(非常用)油ポンプ用)によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	可搬型バッテリー(タービン動補助給水ポンプ補助(非常用)油ポンプ用)	3台	型式: ENEX-P24-125D-8K 容量: 4,800Wh 出力: DC125V	全交流動力電源喪失時において、タービン動補助給水ポンプが運転中に直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合、何らかの原因でタービン動補助給水ポンプが停止し、再起動が必要となれば可搬型バッテリー(補助油ポンプ用)によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。	使用開始までに時間を要するが、直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合において、タービン動補助給水ポンプの再起動時に有効である。
タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(手動)	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(手動)	2個			型式: 電気直流作動式 本体材料: 炭素鋼	全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合、手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。				
弁の機能回復	室素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	室素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	室素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	14本	種類: 鋼製容器 容量: 46.7t 本体材質: マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に室素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・室素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練	

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(6/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	<p>非常用炉心冷却設備の故障等により燃料取替用水タンク※水を炉心へ注水する冷却機能及び再循環運転による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。</p> <p>※3号機については燃料取替用水タンク、4号機については燃料取替用水ピットをいう(以下、本表において同じ)。</p>	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 (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。 また、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	<p>運転基準(3,4号)緊急処置編</p> <p>【第二部】炉心冷却の維持</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消火設備による代替炉心注入 <p>非常事態対策基準</p> <p>非常事態対策要領</p> <ul style="list-style-type: none"> ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレー及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレー)手順書 	緊急処置訓練
					ディーゼル消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
原水タンク (3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)									
消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m									
防火水槽	4個	容量:56m ³									
			代替再循環	AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	AM用代替再循環ポンプ	1台	種類:うず巻形 容量:60m ³ /h 揚程:80m 原動機出力:37kW ケーシング材料:ステンレス鋼(SCS13)	再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプル水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、高圧注入ポンプによる炉心への注水が実施できない場合は、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	<p>原子炉停止4時間後の崩壊熱除去に必要な容量しか有さないが、代替手段として有効である。</p>	<p>運転基準(3,4号)緊急処置編</p> <p>【第二部】LOCA時再循環不能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・AM用代替再循環ポンプによる代替再循環 	緊急処置訓練

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(7/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により非常用炉心冷却設備による燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する冷却機能及び再循環運転による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)	1台※	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	1次冷却材喪失事象(RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA)と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、B充てんポンプ(自己冷却)により炉心へ注水ができない場合、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注水手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 ・B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入 ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
											燃料取替用水タンク
				(4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りブール形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼							
				ディーゼル消火ポンプ(3,4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄					1次冷却材喪失事象(RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA)と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入ができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。原水タンクを水源とし、ディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。また、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
原水タンク(3,4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)									
消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m									
防火水槽	4個	容量:56m ³									

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(8/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により非常用炉心冷却設備による燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する冷却機能及び再循環運転による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	1台	型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼	1次冷却材喪失事象(RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA)と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、安全注入時及び再循環時に発生した場合において、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水ができない場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入を行う。空調用冷水系による余熱除去ポンプの補機冷却水を確保し、燃料取替用水タンク水をA余熱除去ポンプ(空調用冷水)により炉心へ注水する。	余熱除去ポンプの補機冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、空調用冷水系が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	緊急処置訓練
					燃料取替用水タンク	1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼 (4号機:燃料取替用水ビット) 型式:ステンレス鋼内張りプル形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼				
			代替再循環	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	1台	型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼	1次冷却材喪失事象(RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA)と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプル水が確保された場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環による原子炉冷却及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。空調用冷水系により余熱除去ポンプの補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプル水をA余熱除去ポンプ(空調用冷水)により炉心へ注水する。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その1) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環	緊急処置訓練	

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (9/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (10/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (12/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器	窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	14本	種類:鋼製容器 容量:46.7t 本体材質:マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練 力量維持訓練
			可搬型ディーゼル注入ポンプ (3、4号機共用)	4台 (予備)	型式:うず巻き式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。復水タンク水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。排水はタービン建屋排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 ・保守基準 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練		
			復水タンク	1基	(3号機:復水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約1,200m ³ 本体材料:炭素鋼 (4号機:復水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りのボール形 容量:約1,200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼						
			蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa※ 管側最高使用圧力:約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍍鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金						
			中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (予備)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個						
			燃料油貯蔵タンク (重大事故等時のみ3、4号機共用)	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kt/基 使用燃料:Δ重油						
			タンクローリ (3、4号機共用)	1台 (予備)	容量:約14kt/台						

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (13/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入	燃料取替用水タンク(重力注入)	1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼	運転停止中のミッドループ運転中において、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、高圧注入ポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入を行う。系統構成を行い、燃料取替用水タンクの水頭圧を利用して炉心へ注水する。なお、燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合は、重力注入を停止する。	プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
		(4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りプール形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼									
4	原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	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(3,4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。また、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレイ)手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ(3,4号機共用)		1台				
					原水タンク(3,4号機共用)	2基					
					消防自動車		3台				
					防火水槽	4個					

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(14/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環	AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	AM用代替再循環ポンプ	1台	種類:うず巻形 容量:60m ³ /h 揚程:80m 原動機出力:37kW ケーシング材料:ステンレス鋼(SCS13)	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、高圧注入ポンプによる炉心への注水が実施できない場合、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	原子炉停止4時間後の崩壊熱除去に必要な容量しか有さないが、代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	緊急処置訓練
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式:うず巻式 容量:約3,310m ³ /h 揚程:約620m 材料:合金鋼	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。常用系設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	電動主給水ポンプは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ(3,4号機共用)	4台(7号機)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・保安規定に基づく修業業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水タンク	1基	(3号機:復水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約1,200m ³ 本体材料:炭素鋼 (4号機:復水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りプルル形 容量:約1,200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼				
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa※ 管側最高使用圧力:約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
					中間受槽(3,4号機共用)	4個(7号機)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
					燃料油貯蔵タンク(重大事故等時のみ3,4号機共用)	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(3,4号機共用)	1台(7号機)	容量:約14kℓ/台				
					蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (15/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練					
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型ディーゼル注入ポンプ (3,4号機共用)	4台 (予備)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。復水タンク水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。排水はタービン建屋排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練					
				復水タンク	1基	(3号機:復水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約1,200m ³ 本体材料:炭素鋼 (4号機:復水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りプル形 容量:約1,200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼									
				蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa※ 管側最高使用圧力:約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金									
				中間受槽 (3,4号機共用)	4個 (予備)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個									
				燃料油貯蔵タンク (重大事故等時のみ3,4号機共用)	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 (3,4号機共用)	1台 (予備)	容量:約14kℓ/台									
				全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備において、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入					燃料取替用水タンク(重力注入)	1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼 (4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りプル形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入を行う。なお、燃料取替用水タンクの重力注入は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水水位が低下した場合には、重力注入を停止する。	プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段として有効である。
	1台	型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼													
	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	燃料取替用水タンク			1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼 (4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りプル形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼	運転停止中において、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入を行う。	余熱除去ポンプの補機冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、空調用冷水系が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	緊急処置訓練				
						1台									

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(16/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失による余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)	1台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注入ができない場合、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注水手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入 ・B格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				燃料取替用水タンク	1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼 (4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りプール形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼					
			代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ(3,4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入ができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 また、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
			原水タンク(3,4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)						
消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m									
			防火水槽	4個	容量:56m ³						

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (17/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (18/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型ディーゼル注入ポンプ (3、4号機共用)	4台 (7号機)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 復水タンク水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				復水タンク	1基	(3号機:復水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約1,200m ³ 本体材料:炭素鋼 (4号機:復水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りプル形 容量:約1,200m ³ ライニング材料:ステンレス鋼					
				蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa※ 管側最高使用圧力:約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金					
				中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (7号機)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個					
				燃料油貯蔵タンク (重大事故等時のみ3、4号機共用)	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 (3、4号機共用)	1台 (7号機)	容量:約14kℓ/台					
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式:うず巻式 容量:約3,310m ³ /h 揚程:約620m 材料:合金鋼	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金	電動主給水ポンプは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系統の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
					蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa※ 管側最高使用圧力:約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鋳鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(19/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(20/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	12個	型式:空気作動式 容量:約225t/h/個 材料:炭素鋼	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
				所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復	所内用空気圧縮機(3,4号機共用)	3台	型式:回転無給油式 容量:約10Nm ³ /min/台	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより、制御用空気圧縮機が停止することで、主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合、所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源が健全であれば、制御用空気喪失時に所内用空気圧縮機から代替制御用空気が供給でき、主蒸気逃がし弁の制御用空気として使用できるため有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
				窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	14本	種類:鋼製容器 容量:46.7ℓ 本体材質:マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練
				移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による主蒸気逃がし弁の機能回復	B制御用空気圧縮機(海水冷却)	1台	型式:往復動無給油式 容量:約21Nm ³ /min	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより制御用空気圧縮機が停止することで、主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。	移動式大容量ポンプ車を用いて補機冷却水を通水するまでに時間を要するが、制御用空気圧縮機の機能回復により、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失・移動式大容量ポンプ車を用いた補機冷却海水通水及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 保守基準 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 (21/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(22/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源が喪失し原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	14本	種類:鋼製容器 容量:46.7t 本体材質:マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練
				移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による主蒸気逃がし弁の機能回復	B制御用空気圧縮機(海水冷却)	1台	型式:往復動無給油式 容量:約21Nm ³ /min	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより、制御用空気圧縮機が停止することで駆動用空気が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による機能回復を行う。	移動式大容量ポンプ車を用いて補機冷却水を通水するまでに時間を要するが、制御用空気圧縮機の機能回復により、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・移動式大容量ポンプ車を用いた補機冷却海水通水及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ・保安規定に基づく保守業務要領 ・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 (23/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応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	(3号機) 容量:約3,500m ³ /min/台	格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて、A、B格納容器再循環ファンが運転可能であれば運転する。	原子炉格納容器内温度が高い場合や原子炉格納容器内に漏えいした蒸気の影響により運転ができない場合もあり得るが、空気を強制的に循環できることから、原子炉補機冷却水系が健全であれば、格納容器再循環ファンにより効率的に冷却することが可能である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】LOCA時再循環サンプルスクリーン閉塞 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・原子炉補機冷却系加圧操作 ・A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ・格納容器再循環ファンによる格納容器内冷却操作に伴う監視 ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内冷却測定に係る手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
							(4号機) 容量:約3,400m ³ /min/台				
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応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(3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ(3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
					原水タンク(3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
					消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
					防火水槽	4個	容量:56m ³				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(24/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (26/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鑄鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				ディーゼル消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鑄鉄				
				原水タンク (3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
				防火水槽	4個	容量:56m ³				
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ (3、4号機共用)	4台 (7割)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間で的確な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (7割)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
				燃料油貯蔵タンク (重大事故等時のみ3、4号機共用)	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 (3、4号機共用)	1台 (7割)	容量:約14kℓ/台								

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(27/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器 スプレイ	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	1台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 *代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイを行う。 B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ時には、よう素除去薬品タンクの薬品を注入することが可能である。	自己冷却式で使用了場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく高い減圧効果を見込めることから有効である。	運転基準(3.4号)緊急処置編 【第三部】 ・B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水タンク	1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼 (4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りプール形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼				
					よう素除去薬品タンク	1基	型式:横置円筒型 容量:約15m ³ 薬品:か性ソーダ(約30wt%) 材料:ステンレス鋼				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (28/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				原水タンク (3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
				防火水槽	4個	容量:56m ³				
			代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ (3、4号機共用)	4台 (7備)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (7備)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
				燃料油貯蔵タンク (重大事故等時のみ3、4号機共用)	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 (3、4号機共用)	1台 (7備)	容量:約14kℓ/台				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(29/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (30/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	1台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイを行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく高い減圧効果を見込めることから有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第三部】 ・B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				燃料取替用水タンク	1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼 (4号機:燃料取替用水ビット) 型式:ステンレス鋼内張りブール形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼				
			ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ(3,4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ビット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ビット等への給水訓練
				原水タンク(3,4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m								
			防火水槽	4個	容量:56m ³					

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (31/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ (3、4号機共用)	4台 (7台)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイが行う。可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ ・保守基準 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (7台)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
				燃料油貯蔵タンク (重大事故等時のみ3、4号機共用)	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 (3、4号機共用)	1台 (7台)	容量:約14kℓ/台				
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へ注水する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第三部】 ・消防設備による代替格納容器スプレイ ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による代替(炉心注入・代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレイ)手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				ディーゼル消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				原水タンク (3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
				防火水槽	4個	容量:56m ³				
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ (3、4号機共用)	4台 (7台)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ ・保守基準 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (7台)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個				
				燃料油貯蔵タンク (重大事故等時のみ3、4号機共用)	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 (3、4号機共用)	1台 (7台)	容量:約14kℓ/台				

2.2.1-147

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (32/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	1台*	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイを行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく短時間に原子炉下部キャビティへの注水が見込めることから有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第三部】 ・B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				燃料取替用水タンク	1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼				
						(4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りブール形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼				
				ディーゼル消火ポンプ(3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
			原水タンク(3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)					
			消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m					
			防火水槽	4個	容量:56m ³					

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (33/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (34/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	可搬型ディーゼル注入ポンプ (3、4号機共用)	4台 (行働)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入が確認できない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。 中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (行働)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個					
				燃料油貯蔵タンク (重大事故等時のみ3、4号機共用)	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 (3、4号機共用)	1台 (行働)	容量:約14kℓ/台					
			代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却) (RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却) (RHRS-CSSタイライン使用)	1台※	型式:うず巻式 容量:約1,200m ³ /h 揚程:約175m 本体材料:ステンレス鋼 ※代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編【第三部】 ・B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水タンク	1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼 (4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りボール形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(35/56)

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

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(36/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
			水素濃度監視	ガス分析計							
9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度監視	ガス分析計	ガス分析計	1式	—	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視ができない場合に、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合にガス分析計による水素濃度監視を行う。 事故時の原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備として、試料採取管に原子炉格納容器雰囲気ガスを採取し、手分析により間欠的に水素濃度を監視するガス分析計を化学室に設置している。 ガス分析計は、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電可能である。	事故初期の放射線量が高い環境下での測定が困難であり、中央制御室での連続監視はできないが、可搬型格納容器水素濃度計測装置の代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】炉心冷却の維持 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 化学管理基準 化学業務要領 ・格納容器雰囲気ガス試料採取装置による水素濃度測定	緊急処置訓練
10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の多様性拡張設備	炉心の著しい損傷が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度監視	原子炉格納容器内水素濃度測定値によるアンユラス水素濃度推定	可搬型格納容器水素濃度計測装置(3,4号機共用) 可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ(3,4号機共用) 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置(3,4号機共用) 格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器(3,4号機共用) 窒素ボンベ(事故時試料採取設備共用) 移動式大容量ポンプ車(3,4号機共用) 燃料油貯蔵タンク(重大事故等時のみ3,4号機共用) タンクローリ(3,4号機共用) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 排気筒高レンジガスモニタ	1台(予備) 1台(予備) 1台(予備) 1台 2台 4台 2基 1台(予備) 2台 2台	計測範囲:0~20vol% 容量:約1m ³ /h/台 容量:約4Nm ³ /h/台 吐出圧力:約0.6MPa 伝熱容量:約7.5×10 ⁶ J/h 種類:鋼製容器 容量:約46.7t/台 型式:うず巻式 容量:約1,320m ³ /h/台 揚程:約140m 型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kt/基 使用燃料:A重油 容量:約14kt/台 計測範囲:10 ³ ~10 ⁸ mSv/h 検出器:プラスチックシンチレーション検出器 計測範囲:10cpm~10 ⁷ cpm	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器周囲のアンユラス部に漏えいした場合に、アンユラス部の水素濃度を原子炉格納容器内の水素濃度により推定し、監視を行う。	水素濃度の推定に使用する設備のうち、排気筒高レンジガスモニタが耐震8クラスの能力を有していないものの、健全であればアンユラス部の水素濃度を推定し、監視することができるため有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置によるアンユラス内水素濃度推定 ・保安規定に基づく保守業務要領 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置設置手順書 ・移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(37/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ	2台	種類:うず巻形 容量:46m ³ /h以上/台 揚程:65m以上 原動機出力:18.5kW ケーシング材料:ステンレス鋼(SCS13)	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合は、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水を行う。 燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプの電源がない場合等の理由でポンプが起動できない場合は、設置高さの関係から燃料取替用水タンク及び燃料取替用水補助タンクでは使用済燃料ピットへの注水ができないため、現場での弁操作により2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ水頭圧を利用した注水を行う。	燃料取替用水タンクは、事故時に炉心等へ注水する必要がある場合に水源として使用すること、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
				燃料取替用水タンク	1基	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼				
				燃料取替用水補助タンク (3,4号機共用)	1基	(4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りブール形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼				
				2次系補給水ポンプ (3,4号機共用)	4台	型式:うず巻式 容量:約235m ³ /h/台 本体材料:鋳鉄				
				2次系純水タンク (3,4号機共用)	2基	型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼				
								燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査時等には燃料検査ピット等への水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があり、また、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。		

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備 (38/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	消火設備による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに設計基準対象施設である燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失した場合又は設計基準対象施設による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が上昇しない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は、消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
				ディーゼル消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				原水タンク (3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼 (SS41、SS400)				
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
			消防自動車による使用済燃料ピットへの注水	防火水槽	4個	容量:56m ³	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに燃料取替用水タンク等、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプが使用できない場合、消防自動車による使用済燃料ピットへの注水を行う。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。注水については使用済燃料ピット代替給水配管が使用可能であれば使用済燃料ピット代替給水配管を使用し、使用不能であれば使用済燃料ピットへ可搬型ホースを布設し、可搬型設備である消防自動車により使用済燃料ピットへ注水する。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替使用済燃料ピット補給手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(39/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり、使用済燃料ピットの水位、温度及び上部の空間線量率の測定を行うことで使用済燃料ピットの継続的な状態監視を図ることができ、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピットエアロモニタ	1個	計測範囲:1~10 ⁵ μSv/h 種類:半導体検出器	使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計、使用済燃料ピットエアロモニタにより実施する。重大事故等発生時には、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計(SA)、使用済燃料ピット温度計(SA)、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり、設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、空間線量率を把握する手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 保守基準 保安規定に基づく保守業務要領 ・使用済燃料ピット周辺線量率計設置手順書 ・使用済燃料ピット監視装置用冷却空気供給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
			可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	ロープ式水位計	1台	測定範囲:EL9.38~10.97m 全長:30m	使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管からの漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視を実施する。常設及び可搬型の使用済燃料ピット水位計が故障した場合は、ロープ式水位計を使用する。	使用済燃料ピット近傍へ接近しないが、使用済燃料ピットの水位を把握する手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットの計装に関する手順 保守基準 保安規定に基づく保守業務要領 ・使用済燃料ピット水位計(広域)設置手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(40/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により航空機燃料火災の泡消火に対応できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車(3、4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航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火を行う。 使用可能な淡水タンク等(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は海を水源とし、可搬型設備である化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車により初期対応における延焼防止処置をする。	移動式大容量ポンプ車と比べて放水量が少ないため、同等の放水効果は得られにくい。航空機燃料の飛散によるアクセスルート上での火災や建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。	火災防護計画(基準) 火災防護計画(要領)	消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				小型動力ポンプ付水槽車(3、4号機共用)	1台	消火剤:水 消火剤量:5m³				
				可搬消防ポンプ	3台	容量:60m³/h/台 揚程:70m				
				電動消火ポンプ(3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m³/h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				ディーゼル消火ポンプ(3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m³/h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				原水タンク(3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m³/基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)				
				防火水槽	4個	容量:56m³				
			可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火	可搬型ディーゼル注入ポンプ(3、4号機共用)	4台 (7備)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m³/h/台 揚程:約470m/約300m	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火を行う。 使用する水源は中間受槽を使用し、中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から、使用可能な淡水がない場合は海を水源とし、可搬型設備である可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲を接続して泡消火により初期対応における延焼防止処置をする。	保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・SFPへのスプレイ接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	力量維持訓練	
				小型放水砲	2台 (7備)	型式:可搬型ノズル				
				中間受槽(3、4号機共用)	4個 (7備)	型式:組立式水槽 容量:約50m³/個				
				燃料油貯蔵タンク(重大事故等時のみ3、4号機共用)	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:Δ重油				
				タンクローリ(3、4号機共用)	1台 (7備)	容量:約14kℓ/台				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(41/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替水源から中間受槽への供給	2次系純水タンクから中間受槽への供給	中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (予備)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンクへの供給又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、2次系純水タンクから中間受槽への供給を行う。	2次系純水タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替水源として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】原子炉補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保守基準 保安規定に基づく保修業務要領・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					2次系純水タンク (3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼				
			原水タンクから中間受槽への供給	中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (予備)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンクへの供給又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、原水タンクから中間受槽への供給を行う。	原水タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、消火用の水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替水源として有効な設備である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保守基準 保安規定に基づく保修業務要領・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
											原水タンク (3、4号機共用)

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(42/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)の代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替え	2基	型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)により1次冷却材を冷却中において、復水タンクの枯渇又は破損等により供給が必要な場合、復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えを行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替水源として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】	緊急処置訓練
				中間受槽(3,4号機共用)	4個(予備)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。復水タンクが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドラァイアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				蒸気発生器	4基	型式:たて置U字管式熱交換器型 胴側最高使用圧力:約8.8MPa※ 管側最高使用圧力:約18.9MPa※ ※ 重大事故等時における使用時の値 本体材料:低合金鋼及び低合金鍛鋼 伝熱管材料:ニッケル・クロム・鉄合金				
				可搬型ディーゼル注入ポンプ(3,4号機共用)	4台(予備)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m				
				燃料油貯蔵タンク(重大事故等時のみ3,4号機共用)	2基	型式:横置円筒型地下タンク 容量:約200kℓ/基 使用燃料:Δ重油				
				タンクローリ(3,4号機共用)	1台(予備)	容量:約14kℓ/台				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(43/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	原水タンク等を水源とする電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	原水タンク (3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼 (SS41、SS400)	1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。 また、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	原水タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、消火用の水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替水源として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】炉心冷却の維持 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					電動消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鑄鉄				
					ディーゼル消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鑄鉄				
					防火水槽	4個	容量:56m ³				
					消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(44/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	原水タンク (3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼 (SS41、SS400)	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする手順を整備する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	原水タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、消火用の水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替水源として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ビット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレイ)手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ビット等への給水訓練
				電動消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				ディーゼル消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
				防火水槽	4個	容量:56m ³				
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
			中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	中間受槽 (3、4号機共用)	4個 (7割)	型式:組立式水槽 容量:約50m ³ /個	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間で的確な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽及び復水タンク・使用済燃料ビットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				可搬型ディーゼル注入ポンプ (3、4号機共用)	4台 (7割)	型式:うず巻式/ディフューザ式 容量:約150m ³ /h/台 揚程:約470m/約300m				
				燃料油貯蔵タンク (重大事故等時のみ3、4号機共用)	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 (3、4号機共用)	1台 (7割)	容量:約14kℓ/台				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(45/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットから燃料取替用水タンクへの供給	使用済燃料ピット	2個	(3号機) ラック容量:燃料集集体約1,670体分(全炉心燃料の約870%相当分) ラック材料:ボロン添加ステンレス鋼 ライニング材料:ステンレス鋼	重大事故等の発生において、燃料取替用水タンクを水源として炉心注入及び格納容器スプレイにより原子炉冷却及び原子炉格納容器冷却を実施するが、燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがある場合は、使用済燃料ピットから燃料取替用水タンクへの供給を行う。	使用済燃料ピットポンプ、2次系純水タンク、2次系補給水ポンプが耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】LOCA時再循環不能	緊急処置訓練
					1個	(4号機) ラック容量:燃料集集体約1,500体分(全炉心燃料の約490%相当分) ラック材料:ボロン添加ステンレス鋼 ライニング材料:ステンレス鋼				
				使用済燃料ピットポンプ	2台	型式:うず巻式 容量:約690m ³ /h/台 本体材料:ステンレス鋼				
				2次系純水タンク(3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼				
				2次系補給水ポンプ(3、4号機共用)	4台	型式:うず巻式 容量:約235m ³ /h/台 本体材料:鋳鉄				
			1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給	1次系純水タンク(3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒型 容量:約400m ³ /基	重大事故等の発生において、燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがある場合に、使用済燃料ピットから燃料取替用水タンクへの供給ができない場合、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給を行う。	水源である1次系純水タンクが耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替手段として有効である。	燃料取替用水補助タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、共用設備であり定期検査等には燃料取替用水タンクへの供給に必要な水量が確保できない場合があるが、代替手段として有効である。	
				1次系補給水ポンプ	2台	種類:うず巻形 容量:60m ³ /h/台 揚程:95m 原動機出力:37kW 本体材質:ステンレス鋼(SCS13)				
				ほう酸タンク	2基	容量:約120m ³ /基 ほう素濃度:約7,000ppm 本体材料:ステンレス鋼				
				ほう酸ポンプ	2台	型式:うず巻式 容量:約17m ³ /h/台 本体材料:ステンレス鋼				
				燃料取替用水補助タンク(3、4号機共用)	1基	種類:たて置円筒形 容量:800m ³ 本体材質:ステンレス鋼(SUS304)				
燃料取替用水ポンプ	2台	種類:うず巻形 容量:46m ³ /h以上/台 揚程:65m以上 原動機出力:18.5kW ケーシング材料:ステンレス鋼(SCS13)								

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(46/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練			
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器再循環サンプを水源とする再循環設備に対して、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保することで、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環	AM用代替再循環ポンプ	1台	種類:うず巻形 容量:60m ³ /h 揚程:80m 原動機出力:37kW ケーシング材料:ステンレス鋼(SCS13)	再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、高圧注入ポンプによる炉心への注水が実施できない場合は、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	原子炉停止4時間後の崩壊熱除去に必要な容量しか有さないが、代替手段として有効である。	運転基準(3.4号)緊急処置編【第二部】LOCA時再循環不能喪失 ・AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	緊急処置訓練			
				A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環	格納容器再循環サンプ	2基	型式:プール形 材料:鉄筋コンクリート	1次冷却材喪失事象(RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きLLOCA)と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水が確保された場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環による原子炉冷却及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	余熱除去ポンプの補機用冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。		運転基準(3.4号)緊急処置編【第二部】補機冷却機能喪失(その1) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環		
			格納容器再循環サンプスクリーン		2基	型式:ディスク型 容量:約2,540m ³ /h/基 材料:ステンレス鋼							
			A余熱除去ポンプ(空調用冷水)		1台	型式:うず巻式 容量:約1,020m ³ /h 揚程:約91m (安全注入時及び再循環時) 材料:ステンレス鋼							
			使用済燃料ピットへの注水	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	燃料取替用水タンク	(3号機:燃料取替用水タンク) 型式:たて置円筒型 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:3,100ppm以上 材料:ステンレス鋼	1基	(4号機:燃料取替用水ピット) 型式:ステンレス鋼内張りプール形 容量:約2,100m ³ ほう素濃度:2,500ppm以上 ライニング材料:ステンレス鋼	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合は、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水を行う。 燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプの電源がない場合等の理由でポンプが起動できない場合は、設置高さの関係から燃料取替用水タンク及び燃料取替用水補助タンクでは使用済燃料ピットへの注水ができないため、現場での弁操作により2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ水頭圧を利用した注水を行う。	燃料取替用水タンクは、事故時に炉心等へ注水する必要がある場合に水源として使用すること、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、代替手段として有効である。燃料取替用水補助タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、共用設備であり定期検査等には燃料取替用水タンクへの供給に必要な水量が確保できない場合があるが、代替手段として有効である。	運転基準(3.4号)緊急処置編【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練	
						燃料取替用水補助タンク(3、4号機共用)							1基
		燃料取替用水ポンプ				2台							種類:うず巻形 容量:46m ³ /h以上/台 揚程:65m以上 原動機出力:18.5kW ケーシング材料:ステンレス鋼(SCS13)
		2次系純水タンク(3、4号機共用)				2基							型式:たて置円筒型 容量:約2,000m ³ /基 本体材料:炭素鋼
		2次系補給水ポンプ(3、4号機共用)			4台	型式:うず巻式 容量:約235m ³ /h/台 本体材料:铸铁							
		耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替手段として有効である。											

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(47/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットへの注水	原水タンク等を水源とする電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	原水タンク (3、4号機共用)	2基	型式:たて置円筒形 容量:約10,000m ³ /基 材料:一般構造用圧延鋼(SS41、SS400)	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに設計基準対象施設である燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失した場合又は設計基準対象施設による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が上昇しない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、防火水槽、消防自動車は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車等による代替炉心注入、代替格納容器スプレー及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレー)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 (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
					ディーゼル消火ポンプ (3、4号機共用)	1台	型式:両吸込渦巻形 容量:約840m ³ /h 揚程:約120m 材料:鋳鉄				
					防火水槽	4個	容量:56m ³				
					消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(48/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
14	電源の確保に関する設備の多様性拡張設備	ディーゼル発電機が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替電源 (交流)による 給電	予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	予備変圧器2次側電路	12本	電圧:6.6kV	全交流動力電源喪失時に、大容量空冷式発電機による代替電源(交流)からの給電ができない場合において、他号炉の交流電源が健全であることが確認できた場合、予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電を行う。	耐震Sクラスの能力を持たないが、当該電路が健全であること及び他号炉の交流電源が健全であれば、ディーゼル発電機の代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・予備変圧器2次側電路を使用した号炉間電力融通 保守基準 保安規定に基づく保守業務要領 ・号炉間電力融通[A/B/トレン]手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				後備送電線連絡高圧電路による代替電源(交流)からの給電	後備送電線連絡高圧電路	12本	電圧:6.6kV	全交流動力電源喪失時に、号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電ができない場合において、後備送電線連絡高圧電路から送電が可能であることを確認できた場合、後備送電線連絡高圧電路による代替電源(交流)からの給電を行う。	耐震Sクラスの能力を持たないが、当該電路が健全で外部電源(66kV送電線)を受電可能な場合に、ディーゼル発電機の代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・後備送電線連絡高圧電路を使用した号炉間電力融通	緊急処置訓練

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(49/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
15	事故時の計装に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	他チャンネル又は他ループによる計測	主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器	—	—	主要パラメータを計測する多重化された重要計器の多重故障又は常用計器のチャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器による計測を行う。	耐震性又は耐環境性が低いものの、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】 全交流動力電源喪失 【第二部】 停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順	緊急処置訓練
		重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替パラメータによる推定	常用代替計器	—	—	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は、代替パラメータによる推定を行う。		運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】 全交流動力電源喪失 【第二部】 停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順	緊急処置訓練
		重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替パラメータによる推定	常用代替計器	—	—	重大事故等時において、原子炉容器内の温度又は水位が計器の計測範囲を超えた場合に、重要代替計器又は常用代替計器を用いた代替パラメータによる推定を行う。		運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】 全交流動力電源喪失 【第二部】 停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順	緊急処置訓練

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(50/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
15	事故時の計装に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	可搬型バッテリーからの給電	可搬型バッテリー(炉外核計装装置用、放射線監視設備用)	5台	型式:蓄電池 容量:2,400Wh/台 出力:AC100V単相	代替電源(交流)及び代替電源(直流)からの給電が困難となり、計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が困難となった場合に、炉外核計装装置及び放射線監視設備へ可搬型バッテリーからの給電を行う。	給電できる容量に限りがあり、重大事故等の対処時にいて連続監視することができないものの、代替電源からの給電ができない場合において、炉外核計装装置及び放射線監視設備のパラメータを把握することが可能なことから代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・事故時の計装に関する手順書 ・保守基準 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・可搬型バッテリーによる炉外核計装保護盤への給電手順書 ・可搬型バッテリーによる事故時放射線監視盤への給電手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
		重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを記録することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	パラメータ記録	プラント計算機(計算機運転日誌)	1式	—	プラント計算機が稼動状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録する。	耐震性が低く、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時に蓄電池から給電できる時間に限りがあるが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な主要パラメータのうち記録可能なパラメータの記録、プラントの警報状態及びプラントトリップ状態の記録が可能なことから代替手段として有効である。	—	—
				プラント計算機(警報記録)	1式	—	プラント計算機が稼動状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発信時、警報の状態を自動で記録する。			
プラント計算機(事故時データ収集記録)	1式	—	プラント計算機が稼動状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録する。							

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(51/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
16	原子炉制御室の居住性等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、中央制御室に運転員がとどまることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	居住性の確保	中央制御室の照明確保	中央非常用照明	1式	—	—	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため可搬型照明(SA)の代替設備として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 緊急事態対策基準 緊急事態対策要領	緊急処置訓練
			汚染の持ち込み防止	チェンジングエリアの設置	蓄電池内蔵型照明	1式	—	—	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、全交流動力電源喪失時においても蓄電池により照明の確保が可能であるため可搬型照明(SA)の代替設備として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・中央制御室のチェンジングエリア設置及び運用手順書	力量維持訓練

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(52/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	放射性物質の濃度の代替測定	モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定	モニタリングカー (1号、2号、3号及び4号機共用)	1台	—	重大事故等時の発電所及びその周辺において、モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。モニタリングカーにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、日常的に発電所及びその周辺において放射性物質の濃度測定に使用しており、重大事故等時に使用できる場合は放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準 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手順書	力量維持訓練
				可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定	Gey線多重波高分析装置	1台	検出器:Ge半導体	放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。	Gey線多重波高分析装置、可搬型Gey線多重波高分析装置、β線自動計数装置、ZnSシンチレーション計数装置、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合、測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定手順書
					可搬型Gey線多重波高分析装置	1台	検出器:Ge半導体				
					ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器:ZnS(Ag)シンチレーション				
			β線自動計数装置		1台	検出器:ZnS(Ag)+プラスチックシンチレータ					
			可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	Gey線多重波高分析装置	1台	検出器:Ge半導体	放射性物質が放出された場合、又はそのおそれがある場合に、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。	Gey線多重波高分析装置、可搬型Gey線多重波高分析装置、β線自動計数装置、ZnSシンチレーション計数装置、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合、測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定手順書	
				可搬型Gey線多重波高分析装置	1台	検出器:Ge半導体					
				ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器:ZnS(Ag)シンチレーション					
				β線自動計数装置	1台	検出器:ZnS(Ag)+プラスチックシンチレータ					
			可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	Gey線多重波高分析装置	1台	検出器:Ge半導体	放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。	Gey線多重波高分析装置、可搬型Gey線多重波高分析装置、β線自動計数装置、ZnSシンチレーション計数装置、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合、測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定手順書	
				可搬型Gey線多重波高分析装置	1台	検出器:Ge半導体					
				ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器:ZnS(Ag)シンチレーション					
				β線自動計数装置	1台	検出器:ZnS(Ag)+プラスチックシンチレータ					
			海上モニタリング測定	海上モニタリング測定	Gey線多重波高分析装置	1台	検出器:Ge半導体	発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で周辺海域を移動し、可搬型放射線計測器等により放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行う。	Gey線多重波高分析装置、可搬型Gey線多重波高分析装置、β線自動計数装置、ZnSシンチレーション計数装置、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合、測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・海上モニタリング測定手順書	
				可搬型Gey線多重波高分析装置	1台	検出器:Ge半導体					
				ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器:ZnS(Ag)シンチレーション					
β線自動計数装置	1台	検出器:ZnS(Ag)+プラスチックシンチレータ									

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(53/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	風向、風速その他の気象条件の測定	気象観測設備による気象観測項目の測定	気象観測設備 (1号、2号、3号及び4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	気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、風向、風速その他の気象条件の測定手段として有効である。	技術基準	—

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(54/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	全交流動力電源が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源(交流)から給電	モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の非常用発電機	3台	容量:12kVA/台 電圧:220V 周波数:60Hz	全交流動力電源喪失時は、代替電源(交流)によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替電源(交流)である大容量空冷式発電機による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。	モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の非常用発電機及び無停電電源装置は、モニタリングステーション又はモニタリングポスト故障等時にはモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能を回復できないが、モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源が喪失した場合に、大容量空冷式発電機から給電されるまでの間のモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能維持に有効である。	運転基準(3.4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・大容量空冷式発電機による受電 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・代替電源設備による給電手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				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号、2号、3号及び4号機共用)	3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(55/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
18	緊急時対策所の居住性等に関する(緊急時対策所(緊急時対策棟内))多様性拡張設備	重大事故等対処設備において、発電所外(社内外)との通信連絡を行うことが可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	必要な指示及び通信連絡	運転指令設備 (3、4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SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、発電所内及び発電所外(社内外)の通信連絡を行うための手段として有効である。	非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・緊急時対策所(緊急時対策棟内)運用要領 技術基準 技術調査業務要領	力量維持訓練
				電力保安通信用電話設備 (3、4号機共用)	1式	—				
				テレビ会議システム(社内) (3、4号機共用)	1式	—				
				無線連絡設備 (無線通話装置(固定型 ^{※1} 、携帯型)) (3、4号機共用)	1式	—				
				※1 モニタリング用						
加入電話設備 (3、4号機共用)	1式	—								
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備において、発電所内の通信連絡を行うことが可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所内の通信連絡	運転指令設備 (ページング装置、デジタル無線ページング装置) (3、4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(発電所内)により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 また、データ伝送設備(発電所内)により、発電所内の必要な場所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。 また、データ伝送設備(発電所内)により、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SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。	技術基準 技術調査業務要領	—
				電力保安通信用電話設備 (保安電話、衛星電話) (3、4号機共用)	1式	—				
				無線連絡設備 (無線通話装置(固定型 ^{※2} 、携帯型 ^{※2} 、モニタリングカー)) (3、4号機共用)	1式	—				
				※2 モニタリング用						

第2.2.1.9-1表 多様性拡張設備(56/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備において、発電所外(社内外)との通信連絡を行うことが可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所外(社内外)との通信連絡	加入電話設備 (加入電話) (3、4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、発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 また、データ伝送設備(発電所外)により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。 また、データ伝送設備(発電所外)により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)を使用する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、発電所外(社内外)との通信連絡を行うための手段として有効である。	技術基準 技術調査業務要領	—
			電力保安通信用電話設備 (保安電話、衛星電話) (3、4号機共用)	1式	—					
			テレビ会議システム (社内) (3、4号機共用)	1式	—					
			無線連絡設備 (無線通話装置(固定型※、携帯型※、モニタリングカー)) (3、4号機共用) ※ モニタリング用	1式	—					

第2.2.1.9-2表 追加配備した設備

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	仕様	工事計画記載数 ()内は予備数	追加配備数	追加配備数
1	工事計画に記載した台数に加えて自主的に追加配備した設備	重大事故等対処設備として配備している設備に加え、同一仕様の設備を追加配備する。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水) 他	クンクローリ (3、4号機共用)	容量:約14kl/台	1台 (2台)	1台	「技術基準」の解釈を安全側に解釈して、多めに購入しているものがあり、廃棄するのではなく、有効活用するために予備として残した。

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

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

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

玄海3、4号機の建設に当たっては、その当時の知見を設計に反映するとともに、営業運転開始後に得られた新たな知見についても評価の上、設備改造や運用面の改善等により適切に反映してきた。

例えば、2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故から得られた知見については、原子炉等規制法等に新規制基準として反映(2013年7月に改正施行)され、当社は、これに適合すべく設計基準事象及び重大事故等に係る安全対策へ反映している。

また、この事故から得られた教訓として、「発生確率が極めて小さいとして、シビアアクシデントへの取組みが不十分だったのではないか」、「法令要求を超えて、安全性を自ら向上させるという意識が低かったのではないか」、「世界の安全性向上活動に学び、改善していくという取組みが不足していたのではないか」との点を踏まえ、原子力発電の特性とリスクを十分認識し、絶えずリスクを抽出及び評価し、それを除去又は低減する取組みを継続することで、原子力発電の安全性の更なる向上に取り組んでいる。

プラントの安全性向上に資する重要な新知見について、以下の分野ごとに収集結果及びそれらの反映状況を示す。

- a. 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等(以下「安全に係る研究」という。)

- b. 国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓
- c. 確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)を実施するために必要なデータ
- d. 国内外の基準等
- e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)
- f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)
- g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案
- h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された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、玄海3、4号機での事故、故障等の経験を含めた国内外の原子力施設の運転による事故、故障等から得られた教訓について新たな知見として採り上げ、再発防止対策を反映することが重要である。当社はこの仕組みを未然防止処置として整備しており、設備及び運用管理の継続的な改善活動を展開している。

国内外の原子力施設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、プラントメーカー等で構成されるPWR海外情報検討会において検討され、反映が必要と判断されたものは提言等として事業者へ通知される。

このほか、未然防止処置の仕組みにおいては、原子力施設以外の情報として、当社他部門や他産業における不具合情報についても採り上げ、同種不適合の再発防止、設備改善等に資することとしている。

入手した情報は、本店及び発電所において、未然防止等の要否、処置内容の検討及び対策を行っている。

c. 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、プラントメーカー等の協力を得て、情報収集の仕組みを整備している。

d. 国内外の基準等

国内の安全審査指針類については、従来から設置変更許可申請に併せて最新のものが入り入れられている。具体的には、設置変更許可申請に際して、申請案件に係る設置変更許可申請及び安全審査に係る実施体制が定められ、各主管箇所が分担して設置変更許可申請書を作成する。申請書の作成に当たり各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、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ー提案

メーカー提案に関する情報については、従来から施設管理の仕組みの中で、メーカーから設備の運用・保守性の向上や設備改善の推奨提案、部品の製造中止情報等を受け、既設プラントへの反映要否を検討している。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置

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、玄海3号機第17回定期事業者検査終了日の翌日(2024年3月1日)から評価時点となる玄海4号機第17回定期事業者検査終了日(2025年11月14日)までを基本とする。

なお、収集対象の分野によって、例えば数か月ごとや年度ごとにまとめて入手する情報もあるため、当社が整備している情報収集の仕組みを通じて、上記収集期間に入手した情報を検討対象とする。

(3) 収集対象

各収集分野における新知見の収集対象は以下のとおりとする。

a. 安全に係る研究

収集対象とする研究成果は、当社が実施した研究(以下「自社研究」という。)及び電力共通研究、原子力規制委員会等が実施している安全規制のための研究開発並びに国外機関が実施している研究開発とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-1表に示す。

b. 国内外の原子力施設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ー提案

メーカーから得られる設備の安全性、信頼性の維持、向上に関連する提案を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-7表に示す。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置

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、玄海3、4号機の同一機器、設備又は類似設備に対する評価、検討を行い、同種トラブルの発生防止の観点から未然防止処置が必要と判断されたものを新知見情報として抽出し、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、玄海3、4号機が対象となっているものを抽出し、記載対象とする。

c. 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、玄海3、4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。

① 反映が必要な新知見情報(記載対象)

客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積された新たな知見を含み、国内の原子力施設での諸条件を考慮して、適用範囲、適用条件が合致し、設計、評価への反映が必要な情報(現状評価の見直しの必要性があるもの)

② 新知見関連情報(記載対象)

客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積された新たな知見を含むものの、設計、評価を見直す必要がない情報(現状評価の見直しの必要がないもの)

③ 参考情報(記載対象外)

今後の研究動向等によっては、設計、評価に対する信頼性及び裕度向上につながりうる情報

④ 検討対象外情報(記載対象外)

基礎的な研究等のため、反映が必要な新知見情報、新知見関連情報及び参考情報には分類されない情報

自然現象に係る新知見の整理、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ー提案

メーカー提案については、施設管理の仕組みの中で、メーカーから設備の運用・保守性の向上や設備改善の推奨提案、部品の製造中止情報等を受けた案件のうち、新知見が反映されており、かつ当該プラントの安全性向上に資すると判断される知見を抽出する。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置

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に関する情報

今回「2.2.2.1 新知見の収集方法」に基づき収集した情報を「2.2.2.1(4) 整理、分類方法」に基づき収集分野ごとに整理、分類した結果を以下に示す。

(1) 新知見情報に関する情報の収集結果

a. 安全に係る研究

安全に係る研究から抽出された新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 自社研究、電力共通研究

自社研究、電力共通研究について、反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

(b) 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報について、3件抽出された。抽出結果を第2.2.2-8表に示す。

② 参考情報

参考情報について、4件抽出された。抽出結果を第2.2.2-9表に示す。

b. 国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓

国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓から抽出された新知見情報の収集結果を以下に示す。

(a) 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓

当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報について、9件抽出された。抽出結果を第2.2.2-10表に示す。

(b) 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓

国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報について、12件抽出された。抽出結果を第2.2.2-11表に示す。

(c) 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓について、反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

(d) 原子力規制委員会指示文書等

原子力規制委員会指示文書等のうち、玄海3、4号機が対象のものについて、14件抽出された。抽出結果を第2.2.2-12表に示す。

c. PRAを実施するために必要なデータ

PRAを実施するために必要なデータにおける新知見に関する情報について、5件抽出された。抽出結果を第2.2.2-13表に示す。

d. 国内外の基準等

国内外の基準等から抽出された新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 国内の規格基準

国内の規格基準のうち反映が必要な新知見情報について、6件抽出された。
抽出結果を第2.2.2-14表に示す。

(b) 国外の規格基準

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について、2件抽出された。抽出結果を第2.2.2-15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)

自然現象に関する情報以外から抽出された新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について、8件抽出された。抽出結果を第2.2.2-16表に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)

自然現象に関する情報から抽出された新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 新知見関連情報

新知見関連情報は抽出されなかった。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

設備の安全性向上に係るメーカー提案について、反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置

国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置から抽出された新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について、2件抽出された。抽出結果を第2.2.2-17表に示す。

(2) まとめ

今回の収集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、玄海3、4号機に反映すべき知見を抽出した。

玄海3、4号機に反映すべき知見については、その反映状況を確認し、既に反映されていること又は反映に向けた検討が進められていることを確認した。

このことから、新知見の収集、評価及びプラントへの反映に係る仕組みは適切に機能している。

第2.2.2-1表 安全に係る研究の収集対象

区分	収集対象	収集件数
自社研究及び電力共通研究	<ul style="list-style-type: none"> ・自社研究 ・電力共通研究 	約20件
国内機関の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・経済産業省(METI) ・日本原子力研究開発機構(JAEA) ・原子力規制委員会(NRA) 	約60件
国外機関の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・経済協力開発機構／原子力機関(OECD/NEA) ・国際PSAM[※]協会 ・米国原子力規制委員会(NRC) NUREG/CR報告書 ・米国電力研究所(EPRI) ・EU安全研究(NUGENIA) ・欧州原子力学会(ENS) ・欧州技術安全機関(EUROSAFE) 	約400件

※: 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	収集件数
国内外の不適合情報等	<ul style="list-style-type: none"> ・当社の不適合情報 ・国内他社のトラブル情報等 (ニューシア情報(トラブル情報、保全品質情報)) ・他業種トラブル情報 ・国外原子力発電所トラブル情報 米国 原子力規制委員会(NRC)情報 米国 原子力発電運転協会(INPO)情報 世界 原子力発電事業者協会(WANO)情報 国際原子力機関(IAEA)情報 仏国 安全規制当局(ASN)情報 ・海外メーカ情報 ・JANSI重要度文書 	約130件
原子力規制委員会指示事項等	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会指示文書 ・(一社)原子力エネルギー協議会(ATENA)発出文書 ・被規制者向け情報通知文書 	14件※

※: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2.2.2-3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	収集件数
プラント情報の調査	プラントの設計、運用等のデータ 他	—
ハザード評価	第2.2.2-6表を参照	約270件
脆弱性評価	電力共通研究	
システム評価 (CDF評価／CFF評価※)	<ul style="list-style-type: none"> ・伊方プロジェクトにおける原子力リスク研究センター(NRRC)技術諮問委員会(TAC)及び海外専門家レビューコメント ・電力中央研究所報告書 ・NRC報告書(NUREG等) ・EPRI報告書 	
(1) 起因事象の選定及び発生頻度の評価／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化		
(2) 成功基準の設定		
(3) 事故シーケンスの分析		
(4) システム信頼性の評価		
(5) 信頼性パラメータの作成		
(6) 人的過誤の評価		
(7) 炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化		
ソースターム評価		
被ばく評価		
上記以外の知見		
国内知見	<ul style="list-style-type: none"> ・電力共通研究 ・電力中央研究所報告書 	
海外知見	<ul style="list-style-type: none"> ・NRRC技術諮問委員会(TAC)コメント ・海外専門家レビューコメント 	

※: 炉心損傷頻度評価をCDF評価、格納容器機能喪失頻度評価をCFF評価と表す。

第2.2.2-4表 国内外の基準等の収集対象

区分	収集対象	収集件数
国内の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・日本電気協会規格(規程(JEAC)、指針(JEAG)) ・日本機械学会規格 ・日本原子力学会標準 	約40件
国外の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・国際原子力機関(IAEA)基準 ・米国 原子力学会(ANS)基準 ・米国 連邦規則(10CFR)連邦規制コード ・米国 NRC審査ガイド(Reg.Guide) ・米国 NRC標準審査指針(SRP) ・米国 暫定スタッフ指針(ISG) ・米国 原子力規制委員会(NRC)一般連絡文書(Bulletin, Generic Letter, Order) ・米国 原子力エネルギー協会(NEI)ガイダンス ・欧州連合(EU)指令 ・西欧原子力規制者会議(WENRA)ガイダンス ・仏国 政令(décret)、省令(arrêté) ・仏国 基本安全規則(RFS)、原子力安全規制機関(ASN)ガイド ・仏国 原子力安全規制機関(ASN)決定(décision)、見解(avis) ・独国 原子力技術基準委員会(KTA)基準 ・独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省(BMUB)指針等 ・独国 原子力安全委員会(RSK)勧告 ・独国 放射線防護委員会(SSK)勧告 ・独国 廃棄物管理委員会(ESK)勧告 ・英国 基本安全原則(SAP)等 ・英国 技術評価、技術検査ガイド(TAG、TIG) ・スウェーデン 放射線安全庁 安全規則(SSMFS) ・フィンランド 政令、安全指針(YVL) ・海外の規制活動に係る会合情報 等 	約710件

第2.2.2-5表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)の
収集対象

区分	収集対象	収集件数
国内の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> ・日本原子力学会(和文論文誌、Journal of Nuclear Science and Technology) ・日本機械学会(日本機械学会論文集、Mechanical Engineering Journal) ・日本電気協会 ・電気学会(論文誌B) 	約330件
国際機関及び国外の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> ・米国 原子力学会(ANS) (Nuclear Science and Engineering、Nuclear Technology) ・米国 機械学会(ASME) (Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science) ・Institute of Electrical and Electronic Engineers (IEEE) (Nuclear & Plasma Sciences Society) ・国際原子力機関(IAEA)会議資料、関連資料 ・米国 原子力エネルギー協会(NEI)会議資料 ・シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議(ERMSAR) 予稿 ・米国 原子力規制委員会(NRC)規制情報会議(RIC)セッション 	約1,090件

第2.2.2-6表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)の
収集対象(1/2)(地震、津波)

区分	収集対象	収集件数
国の機関等の報告	<ul style="list-style-type: none"> ・地震調査研究推進本部 ・中央防災会議 ・地震予知連絡会 ・原子力規制庁 ・産業技術総合研究所 ・海上保安庁 他 	約60件
学協会等の大会報告、論文	<ul style="list-style-type: none"> ・日本機械学会 ・日本建築学会 ・日本地震学会 ・日本地震工学会 ・日本地質学会 ・日本原子力学会 ・日本活断層学会 ・日本堆積学会 ・日本学術会議 ・日本第四紀学会 ・日本海洋学会 ・日本船舶海洋工学会 ・日本自然災害学会 ・日本計算工学会 ・日本混相流学会 ・日本地すべり学会 ・日本応用地質学会 ・地盤工学会 ・土木学会 ・日本コンクリート工学会 ・日本地球惑星科学連合 ・歴史地震研究会 ・JANSI ・日本電気協会 他 	
雑誌等の刊行物	<ul style="list-style-type: none"> ・地震研究所彙報 ・月刊地球 ・科学 他 	
海外情報等	<ul style="list-style-type: none"> ・IAEA (International Atomic Energy Agency) ・NRC (Nuclear Regulatory Commission) ・ASME (The American Society of Mechanical Engineers) ・AGU (American Geophysical Union) ・SSA (Seismological Society of America) ・EERI (Earthquake Engineering Research Institute) ・USGS (United States Geological Survey) ・The Geological Society of London ・IUGG (International Union of Geodesy and Geophysics) 他 	
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・電力中央研究所 他 	

第2.2.2-6表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)の
収集対象(2/2)(竜巻、火山その他自然災害)

区分	収集対象	収集件数
国の機関等の報告	<ul style="list-style-type: none"> ・地震調査研究推進本部 ・産業技術総合研究所 ・中央防災会議 ・環境省(原子力規制庁) ・防災科学技術研究所 ・国土地理院 ・気象庁 ・国土交通省港湾局の観測記録 他 	約30件
学協会等の大会報告、論文	<ul style="list-style-type: none"> ・日本保全学会 ・日本建築学会 ・日本気象学会 ・日本風工学会 ・日本火山学会 ・日本原子力学会 ・日本応用地質学会 ・日本堆積学会 ・日本第四紀学会 ・日本地質学会 ・日本地球化学会 ・日本地球惑星科学連合 他 	
雑誌等の刊行物	<ul style="list-style-type: none"> ・地震研究所彙報 ・京都大学防災研究所年報 ・月刊地球 ・科学 他 	
海外情報等	<ul style="list-style-type: none"> ・アメリカ地球物理学連合(AGU) ・国際火山学及び地球内部化学協会(IAVCEI) 他 	
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・電力中央研究所 他 	

第2.2.2-7表 設備の安全性向上に係るメーカー提案の収集対象

区分	収集対象	収集件数
設備の安全性向上に係るメーカー提案	<ul style="list-style-type: none"> ・メーカー提案書 ・Framatomeセミナー ・Westinghouseワークショップ 他 	約40件

第2.2.2-8表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発のうち反映が必要な新知見情報(1/2)

No.	表題	文献誌名	概要	反映状況
1	航空機落下事故に関するデータ (平成14～令和3年)	NRA技術ノート (NTEN-2024-2001)	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14年1月から令和3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(玄海3号機:約 6.8×10^{-8} 回/炉・年、玄海4号機:約 6.3×10^{-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。
2	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。

第2.2.2-8表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発のうち反映が必要な新知見情報(2/2)

No.	表題	文献誌名	概要	反映状況
3	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(玄海3号機:約 6.6×10^{-8} 回/炉・年、玄海4号機:約 6.1×10^{-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2.2.2-9表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考情報

No.	表題	文献誌名
1	事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究	NRA安全研究成果報告 (RREP-2024-1001)
2	先進製造技術の開発及び原子力分野への適用の現状に関する調査	NRA技術ノート (NTEN-2024-1001)
3	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)
4	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2.2.2-10表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報(1/3)

No.	発生年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
1	2023年 9月7日	玄海2号機 ／玄海2号機 2次系設備解体撤去工事における重機使用時の負傷について	<p>解体撤去工事において、大型圧砕機を取り付けたバックホウを使用し、廃材をトラックへ積み込む作業にて、同バックホウのオペレータと作業補助者の合図が上手く伝わらなく、作業補助者が大型圧砕機に右手を挟まれ負傷した。</p> <p>原因は、作業者が同バックホウに関する禁止事項等の知識不足により、用途外使用である吊り作業を行ったこと、同バックホウのオペレータと補助者間の合図が適切に行われなかったこと、作業の管理・監督・指導が適切に行われなかったこと等と推定した。</p>	重機類使用時の注意事項及び作業環境に応じた合図の実施に係る運用を定め、社内マニュアルに反映した。
2	2021年 10月26日	川内1号機 ／川内1号機 燃料取替クレーン グリッパチューブ 上限位置表示ランプ 点灯せず	<p>燃料取替クレーンにて燃料集合体をつかんで保持した後、燃料を昇降させるグリッパチューブを自動で上昇させた際、自動運転の上昇停止位置でグリッパチューブが自動停止したにも関わらず、次工程である走行モードへの移行条件である「上限」位置表示灯が点灯しなかった。</p> <p>燃料取替クレーンの制御において「上限」位置表示灯のリミットスイッチ動作位置は固定位置、一方で自動運転時の停止位置は燃料の移動量と設定されている。燃料の移動量は、事前点検において「上限」位置表示灯が点灯するまでの移動量を設定しているが、本点検と事前点検との条件に相違があり、ワイヤーの伸び量に差が生じたものと推定した。</p>	事象発生時には手動でジョグ操作を実施し、「上限」位置表示灯が点灯するまでグリッパチューブを上昇させ、次工程に移行する旨の手順を燃料取出装荷に係る作業手順書に反映した。

第2.2.2-10表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報(2/3)

No.	発生年月日	ユニット／件名	概要	反映内容
3	2023年 9月1日	川内1号機 ／I/B EL5.0m CCWP 室 前 機器ハッチ 開放に伴う運 用の不備に ついて	火災感知器追設工事に伴う機器ハッチの開放作業において、火災防護設備の機能低下時の常時監視を作業員が行ったことにより、作業員の現場移動や休憩の期間、常時監視の体制が維持できていなかったこと及び作業実績が記録されていなかったことを確認した。 原因は、機器ハッチの開放作業において補償措置を講じることは、社内マニュアルに規定されているが、常時監視の方法や作業実績の記録の方法が明確に規定されていなかったことと推定した。	火災防護設備の機能低下時の常時監視を作業員が行う場合の明確な管理運用を定め、社内マニュアルに反映した。
4	2023年 9月1日	川内1号機 ／「防火扉等の 巡視点検チェッ クシート」の記載 もれについて	防火扉等の巡視点検チェックシートの温度ヒューズの有無の確認項目について、温度ヒューズが有る防護扉にも係わらず、温度ヒューズ有りの確認項目がないことを一部確認した。 原因は、防火扉等の巡視点検チェックシートの作成に当たり、一部防火扉の仕様(温度ヒューズの有無)との整合が図られていなかったと推定した。	防火扉の温度ヒューズを確認することを、社内マニュアルの防火パトロールチェックシートの点検項目に反映した。
5	2024年 1月16日	川内1号機 ／現場シー ケンス訓練時 における管理 区域出入管 理手続きの 不備	現場シーケンス訓練において、訓練員1名が入域手続きを行わず管理区域へ入域した。 原因は、管理区域への入域手続きを対応する監視員を必要数配置していたが、各監視員の役割分担が明確になっていなかったことから、多数の訓練員の入域に対応できず、当該訓練員が誤って入域したことに気付かなかったと推定した。	入退域手続きを対応する監視員の確認項目を明確にチェックリスト化し、訓練員ごとに確認できるようにした。 また、訓練員等、関係者に対策の周知、教育を実施することとした。
6	2023年 7月4日	川内2号機 ／2Aディー ゼル発電機 燃料弁冷却 水タンクへの 油流入につ いて	2Aディーゼル発電機負荷試験において、負荷運転時に燃料弁冷却水タンクに油の流入が確認された。 原因は、燃料噴射弁のノズルと弁座が片当たりした状態で締め付けたことによりノズルが塑性変形し、試運転時の熱膨張の影響により負荷運転時にて弁座の先端外側とノズルの先端内側の締付力が低下し、燃料が漏えいしたと推定した。	燃料噴射弁組立時の締付手順を整備し、作業手順書に反映した。 また、対策について、関係者へ周知徹底した。

第2.2.2-10表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報(3/3)

No.	発生年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
7	2021年 11月30日	川内1号機 ／川内1号機 燃料取替クレーン電源NFB トリップ	定期事業者検査における燃料装荷作業のガイドアセンブリの吊下中において、燃料取替クレーン電源がトリップした。 原因は、サイリスタの長期使用による経年劣化に伴う単体故障と推定した。	融通可能な対象部品を玄海3、4号機の定期事業者検査ごとに付け替え使用すること及び今後、設備更新について検討することについて方針を定め運用する。
8	2023年 9月21日	川内2号機 ／2号移動式大容量ポンプ車 接続用海水ストレーナ蓋取替 作業に影響する仮設足場の 設置について	海水ポンプエリアにおいて、仮設足場が、重大事故等時の移動式大容量ポンプ車用接続用海水ストレーナ蓋取替作業に支障をきたすおそれがある場所に設置されていた。 原因は、仮設足場を設置する際、可搬型設備に支障をきたすおそれがないことを確認するルール等が欠如していたと推定した。	仮設足場を設置する際、可搬型設備に支障をきたすおそれがないことを確認するルール等を定め、社内マニュアルに反映した。
9	2024年 1月26日	川内1、2号機 ／SA時の7 日間において車両を自 走させる燃料消費量につ いて	重大事故時に使用するタンクローリーの走行用燃料について、必要な量を計画的に備蓄できていなかった。 原因は、必要な軽油の量について、詳細な評価検討をしていなかったことと推定した。	重大事故等時に使用する可搬型設備、小型船舶の更新等により燃料の定量的な評価が必要となる場合は、適切に評価を実施するよう運用を定め、社内マニュアルに反映した。

第2.2.2-11表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報(1/4)

No.	発生年月日	ユニット／件名	概要	反映内容
1	2023年 1月30日	高浜4号機 ／PR中性子束急減による原子炉自動停止	定格熱出力一定運転中、「PR中性子束急減トリップ」の警報が発信し、原子炉が自動停止した。 原因は、原子炉格納容器貫通部内で接続している電気ケーブルに接続不良が発生したことにより、制御棒駆動部のコイルに供給する電流値が低下し、制御棒1本が挿入されたことにより中性子検出器の指示値が警報の設定値に至ったものと推定した。	同様な事象の発生防止のため、電源ケーブル敷設時の注意事項を社内マニュアルに反映した。
2	2023年 9月1日	浜岡4号機 ／原子炉機器冷却海水系除塵設備の微小な孔の確認	巡視点検中に、原子炉機器冷却海水系の熱交換器(B系)の入口配管に設置している除塵設備(B系)の保温材からの水の滴下を確認したため、滴下箇所を詳細に確認したところ、微小な孔を確認した。 原因は、除塵設備の母材を腐食や摩耗から保護するために被覆している内張材が剥がれ、母材に海水が触れることで腐食が発生し、微小な孔に進展したものと推定した。	類似設備である海水ストレーナの更なる内張材の健全性確保を目的として、海水ストレーナ点検の都度、ピンホールテストを実施することとし、長期点検計画に反映した。
3	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。	サーバのエラーログ確認項目を社内マニュアルに反映した。

第2.2.2-11表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新発見情報(2/4)

No.	発生年月日	ユニット／件名	概要	反映内容
4	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。	クッションゴム付きの電磁接触器をクッションゴム付きでない電磁接触器に取り替えた。
5	2024年 2月8日	敦賀1号機 ／敦賀発電所1号機タービン建屋ファンルーム内での火災について	タービン建屋2階(管理区域)のファンルーム内において、火災報知器が動作したため現場を確認したところ、同ファンルーム内に設置されている原子炉建屋主排気ファンBの軸受部より発煙、火花を確認した。 原因は、原子炉建屋主排気ファンBの運転に伴い、主軸と軸受固定ナットのゆるみが発生して軸受が損傷し、主軸の振れが増加したことで軸受箱ふたと接触して発煙、火花が発生したと推定した。	軸受け押えナットの回り止めを実施することを明確に社内マニュアルに反映する。
6	2023年 2月15日	大飯3、4号機 ／大飯3、4号機海水管トンネル内火災感知装置の不適切な箇所への設置	火災防護チーム検査において、海水管トンネル内に設置されているスプリンクラー設備の火災感知装置である煙感知器2個が不適切な箇所に設置されていることを確認した。 原因は、火災区域及び火災区画に設置している煙感知器の全数調査を行い、不適切な箇所に設置している煙感知器については移設が完了したと記録されていたが、原子力検査官からの指摘を受けて改めて確認したところ、調査範囲から海水管トンネルが漏れていたことが確認された。	定期事業者検査の作業期間において、火災感知器の設置状況を確認した結果、ディーゼル発電機室の火災感知装置の一部が消防法に適合しない設置状況であることが確認されたことから移設及び使用前事業者検査を実施した。

第2.2.2-11表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報(3/4)

No.	発生年月日	ユニット／件名	概要	反映内容
7	2023年 11月22日	伊方3号機 ／伊方発電所3号機出力領域中性子束計器の不具合について	<p>通常運転中のところ、出力領域中性子束の4チャンネルのうち1チャンネルの中央制御室指示計の表示に不具合があったため、点検のため当該チャンネルを隔離したことから、保安規定に定める運転上の制限から逸脱した。</p> <p>その後の点検により、当該チャンネルの炉外核計装盤の絶縁増幅器に不具合があることを確認したため、同絶縁増幅器を予備品に取り替えた。</p> <p>原因は、同絶縁増幅器のヒューズロ金部において、設置環境等による複合的な要因でエレメントに金属疲労が発生し、エレメントが引張応力に耐えることができず断線が発生したと推定した。</p>	<p>炉外核計装盤の制御カードにカードヒューズとして同型式が使用されていることから、メーカー推奨の交換周期に見直しを行った。</p>
8	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	<p>運転員が、1次系冷却水クーラの海水系統の母管2箇所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。</p> <p>原因は、前回の定期事業者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。</p>	<p>海水系統の対象配管については、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と、ライニングの標準的な補修方法を定め、社内マニュアルに反映した。</p>
9	2024年 4月30日	島根2号機 ／島根原子力発電所2号機タービン建物内における火災について	<p>タービン建物内(放射線管理区域内)に設置している仮設分電箱に焦げ跡があること確認したため、消防署へ通報した。</p> <p>原因は、仮設分電盤の金属脚が隣接する構造物に接触していたこと及び配線固定のためにアース線のネジ止め部の締付けが不十分であったことで、通常とは異なる電流経路が形成され、仮設分電盤が焼損したと推定した。</p>	<p>溶接作業時の迷走電流に係る注意事項を社内マニュアルに反映した。</p>

第2.2.2-11表 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報(4/4)

No.	発生年月日	ユニット／件名	概要	反映内容
10	2024年 9月7日	島根2号機 ／島根原子 力発電所構 内における火 災の発生に ついて	2号機原子炉建物西側(屋外、放射線管理区域外)において、安全対策工事の溶接作業を行っていたところ、コンクリート養生マットからの出火を確認した。 原因は、溶接作業で使用した結束線が溶け落ち、近くにあったコンクリート養生マットの切れ端に引火したと推定した。	溶接作業時の迷走電流に係る注意事項を社内マニュアルに反映した。
11	2023年 11月1日	日本原燃 濃縮事業所 ／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、当該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、軽油の受入れの際の残油の拭取り不足であったこと及び作業手順書に残油の拭取り及び確認についての記載がなかったことと推定した。	同様な設備についての残油の拭取り及び確認の運用を定めた社内マニュアルを制定した。
12	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並びに保障措置に対する認識の不足であったと推定した。	対象の照明を寿命が長いLED電球に交換した。 また、保障措置に必要な設備に対する要求及び運用等の規定を明確にし、社内マニュアルを反映した。

第2.2.2-12表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(1/8)

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「不適切な設計管理活動に起因する検査指摘事項」 (NIN9-20240328-nu) (2024年3月28日)	発電用原子炉施設に対する原子力規制検査において、発電用原子炉設置者が品質マネジメントシステムに基づく原子炉施設の設計管理に係る保安活動を適切に行っていないこと等により、火災防護対策の一部が認可を受けた設計方針と整合しない状態にあった事例が複数判明した。品質マネジメントシステムに基づく原子力施設の設計管理に係る保安活動を適切に行うための参考として情報を共有するもの。	品質マネジメントシステムに基づく保安活動を行っている被規制者に対して参考として情報を共有することとしたものであり、発電本部及び発電所に周知を改めて行った。 なお、NRAインフォメーションノートイスに記載の各事例のうち、「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」について、当社では未然防止処置で対応している。「伊方発電所3号機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及び原子力規制検査に対する不適切な対応」については、ニューシアに登録されているが、原因・対策について公表された後に未然防止処置を検討する。その他の他社事例については、前述の美浜3号の事例と同様であり、その未然防止処置の中で対応している。 当社指摘事項についてはCAP対応に基づいて対応している。

第2.2.2-12表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(2/8)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
2	<p>原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「非常用ディーゼル発電機の潤滑油保有量に係る検査気付き事項並びに可搬式オイルポンプの駆動用燃料及び重大事故等対処設備の走行用燃料に関する検査指摘事項」 (NIN10-20240731-nu) (2024年7月31日)</p>	<p>発電用原子炉施設に対する原子力規制検査において、非常用ディーゼル発電機7日間連続運転に対する潤滑油の保有量の状況について確認したところ、一部の発電用原子炉施設において、シリンダ油が不足する可能性が示唆された。また、関西電力株式会社美浜発電所において、SA設備である可搬式オイルポンプの駆動用燃料及びSA設備車両の走行用燃料に関し、事業者がその必要量を管理し、備蓄していないことを検査官が確認した。 原子力事業者等が施設の安全機能を維持するために必要となる油脂類その他消耗品を管理する際の参考として情報を共有するもの。</p>	<p>現状で社内標準等で管理している設備、資機材に加え、事故対応に必要な設備の消耗品が適切に管理されている状況を確認するための調査を実施し、必要な対応(消耗品の必要量や保管場所の設定、補給手順の整備等)を実施した。</p>
3	<p>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)</p>	<p>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ぬ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。</p>	<p>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。</p>

第2.2.2-12表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(3/8)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
4	原子力規制庁 被規制者向け情報通知文書「原子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)、玄海3号機は高経年化技術評価書(30年)の補足説明資料(調査期間:2020年1月～2022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ている。 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ている。 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ている。 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ている。
5	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2.2.2-12表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(4/8)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
6	「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。
一	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 ^{※1} (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。
一	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) ^{※1} (ATENA HP、2026.4.2)	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 ^{※2} を実施した。その結果を、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の。	

※1: 収集期間外であるが、社会的影響を考慮し本届出書で記載。(収集件数には未計上)

※2: 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2.2.2-12表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(5/8)

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】玄海3号機第4回及び玄海4号機第5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非常用電源系統蓄電池の保守管理」に基づく各事業者の安全対策の実施の要求について (ATENA 運第25号) (2024年7月16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について、「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」に従って保全プログラムへの取り込みを行うことが要求された。	ATENAの安全対策「非常用電源系統蓄電池の保守管理」について、社内ルールへの取り込みを実施済み。

第2.2.2-12表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(6/8)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
9	<p>「能登半島地震を踏まえた発電所設備に係る対策について」に基づく各事業者の安全対策の実施の要求及び実施計画の提出について (ATENA 運第27号) (2024年7月16日)</p>	<p>能登半島地震における志賀原子力発電所での発電所設備の故障、不具合事象を踏まえ、絶縁油漏洩時の変圧器停止手順の整備、放圧板の早期復旧対策、D/G並列時のトリップ防止に関する運転操作の良好事例水平展開、使用済燃料貯蔵ピット廻りの現場確認(志賀原子力発電所で落下したケーブルベアと同様な構造の機器類の有無を確認)、CRDハウジング支持金具の据付管理や構造の見直し等により構成部品が脱落しない対策を行うことが要求された。</p>	<p>【ATENA指示事項(非常用D/G並列時のトリップ防止)】 ・D/G並列時のトリップ防止に関する運転操作の良好事例水平展開を実施した。</p> <p>【ATENA指示事項(燃料の損傷防止)】 ・使用済燃料貯蔵プール(SFP)について、志賀原子力発電所で落下したケーブルベアと同様な構造の機器類がないことを確認した。*</p> <p>【自主的な対応(変圧器の早期復旧)】 ・信頼性向上の観点から、変圧器の絶縁油漏えい事象に係る対応を当社の変圧器停止手順に反映するとともに、放圧板の予備品を確保した。</p> <p>※: 従来の対応として、地震等による影響を防止するため、SFPや安全上重要な機器周辺には、原則資機材を設置しないことに加え、可搬型設備や仮設設備の固縛状況等をパトロールにて確認を行っており、今後も継続して取り組んでいく。(対応状況については、添付資料-4参照)</p>

第2.2.2-12表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(7/8)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
10	安全な長期運転に向けた経年劣化に関する知見拡充レポート (ATENA 21-ME01 Rev.1) (2024年7月23日)	米国の80年運転認可更新の標準審査指針を基にした追加調査結果が纏まったことから、技術レポートを改定し知見拡充事項を整理した。 また、初版発行後、40年超プラントの認可や高経年化炉に対する安全規制に関する制度改正も行われたことから、米国知見調査結果以外についても2023年度末時点の情報に更新した。	新規情報の追加、情報の最新化がされているが、対応は従来どおり、基準類へ反映されているものについては、別途、その中で確認・対応済みであり、取組中／取組予定のものについては、WG等の中で確認していく。 なお、ATENAより原子力学会、研究主体、WGへ提言が行われ、原子力学会標準、研究成果、WG活動結果として取りまとめられた最終結果を最新知見として扱うため、現段階では対応不要。今後の基準類への反映状況を注視し、必要に応じ対応していく。
11	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)	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。	ATENA指示文書に基づき、原子力防災訓練 中期計画(2025年度～2027年度)を作成した。
12	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、玄海3号機は2024年1月、玄海4号機は2024年4月からCCF対策設備を運用開始しており、対策を実施済み。 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2.2.2-12表 原子力規制委員会指示文書等及びその対応(8/8)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
13	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。
14	「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、警戒態勢時の対応の手順を確立した。

第2.2.2-13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
脆弱性評価	(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	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失の発生頻度として、個別プラントの運転実績を用いたベイズ更新によって算出した頻度を使用 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・提言のコメントを反映し、検討する起因事象の見直しを実施
(2) 成功基準の設定	—
(3) 事故シーケンスの分析	—
(4) システム信頼性の評価	—
(5) 信頼性パラメータの設定	<ul style="list-style-type: none"> 機器故障率データとして、国内故障率データを事前分布として、個別プラントの運転実績を用いたベイズ更新によって算出した機器故障率を使用 RCPシールの現実的な損傷確率の算出方法
(6) 人的過誤の評価	<ul style="list-style-type: none"> 人的過誤確率の算出に「HRA Calculator」を使用
(7) 炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化	—
ソースターム評価	—
被ばく評価	—
上記以外の知見	
国内知見	—(当社を含む電気事業者による電力共通研究やNRRCにより、リスク評価や自然外部事象、リスク情報を活用した意思決定に関する研究・検討を進めているところであるが、いずれも研究途上であり、現段階で研究成果を安全性向上評価届出書に反映すべき事例はなし。)
海外知見	—(伊方プロジェクトでのTAC及び海外専門家レビューコメントのうち、未反映のものは、今後反映の要否も含めて検討する。)

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

※2: 内部事象停止時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2.2.2-14表 国内の規格基準等に係る新知見情報(1/2)(日本電気協会)

No.	規格名称	規格番号	反映状況
1	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2.2.2-14表 国内の規格基準等に係る新知見情報(2/2)(日本原子力学会)

No.	規格名称	規格番号	反映状況
1	原子力発電所の高経年化対策実施基準:2023(追補4)	AESJ-SC-P005:2023	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。
2	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。
3	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。
4	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2.2.2-15表 国外の規格基準等に係る参考情報

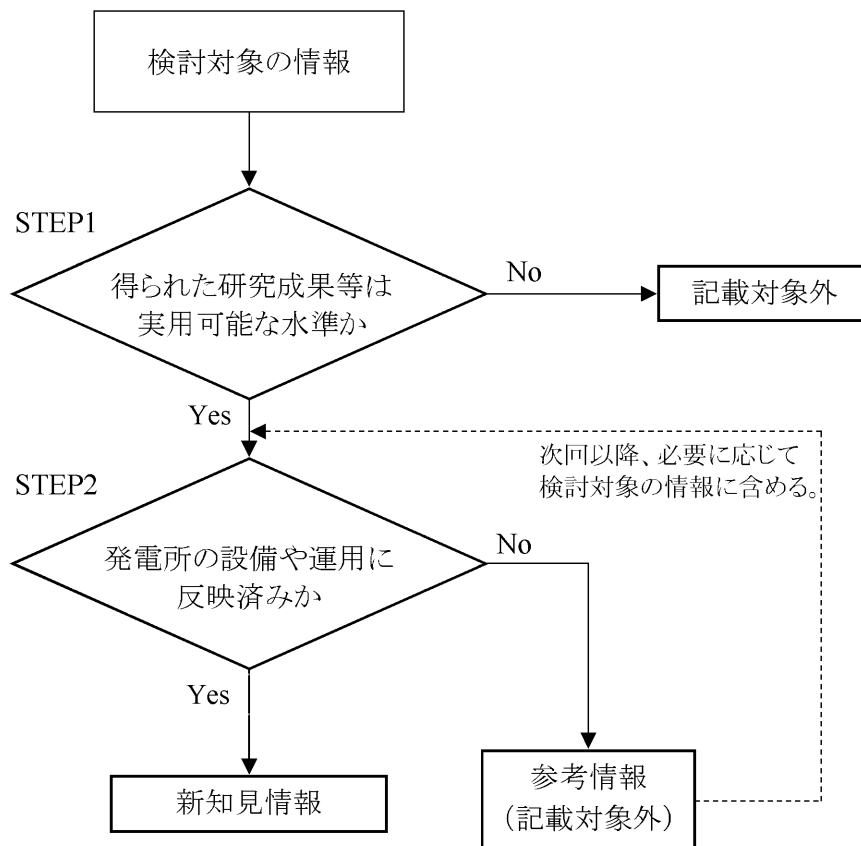
No.	規格名称	規格番号
1	原子力発電所における設計基準事故を評価するための代替放射線源	Reg.Guide 1.183 Rev.1
2	軽水炉(LWR)用原子力発電所用途の重大事故の進行と放射性物質の放出(レベル2)PRA基準	ANS RA-S-1.2-2024

第2.2.2-16表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)に係る参考情報

No.	表題	文献誌名
1	ペトリネットに基づく連続マルコフ連鎖モンテカルロ法を用いた長期的環境下における修復可能な多構成要素相互依存性を有する多状態回復システムの動的確率リスク評価手法の開発	Journal of Nuclear Science and Technology
2	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
3	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
4	原子力発電所の起因事象分類ツリーを拡張した地震誘因マルチユニット起因事象の評価手法	Mechanical Engineering Journal
5	破壊の結果を組み込んだ性能に基づく脆弱性概念の提案と配管システムの地震脆弱性への適用	Mechanical Engineering Journal
6	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
7	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
8	英国HPR1000におけるレベル3確率論的安全解析の適用	Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science

第2.2.2-17表 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された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	リスク情報を活用した活動における性能目標の導入	大飯発電所4号機 第4回 他
2	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】

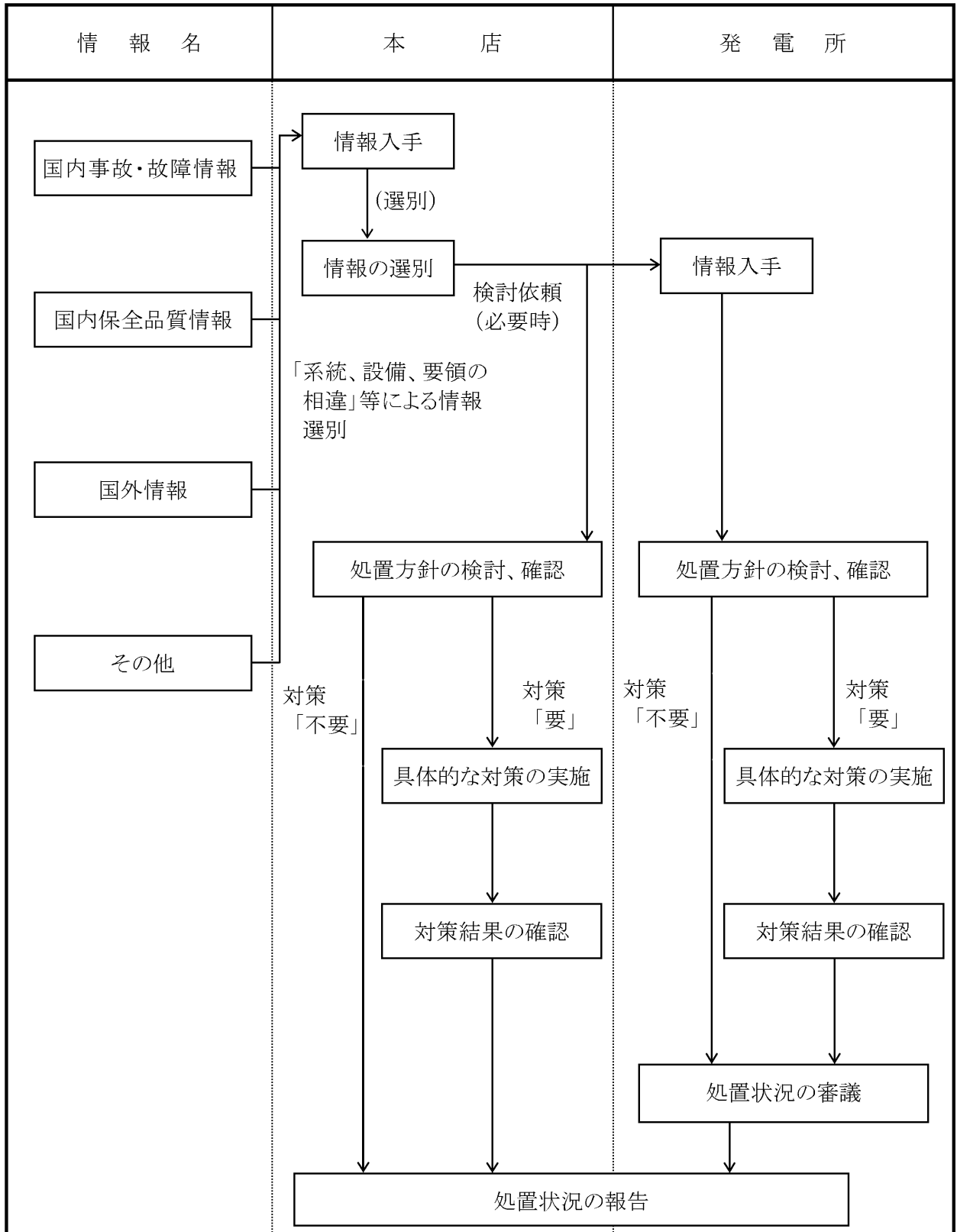
実用性のある水準に達していないもの(基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等)については記載対象外とする。(今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。)

【STEP2】

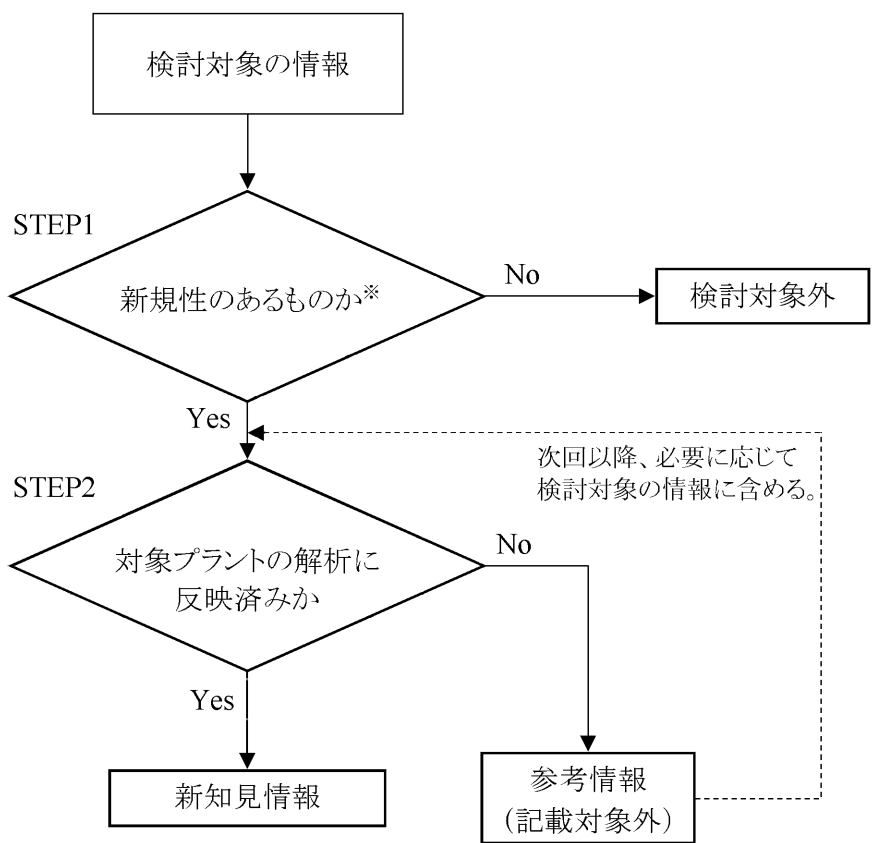
発電所の設備設計、マニュアル類に反映済みのもの(具体的な反映の見通しのあるもの)を記載対象として抽出する。

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)

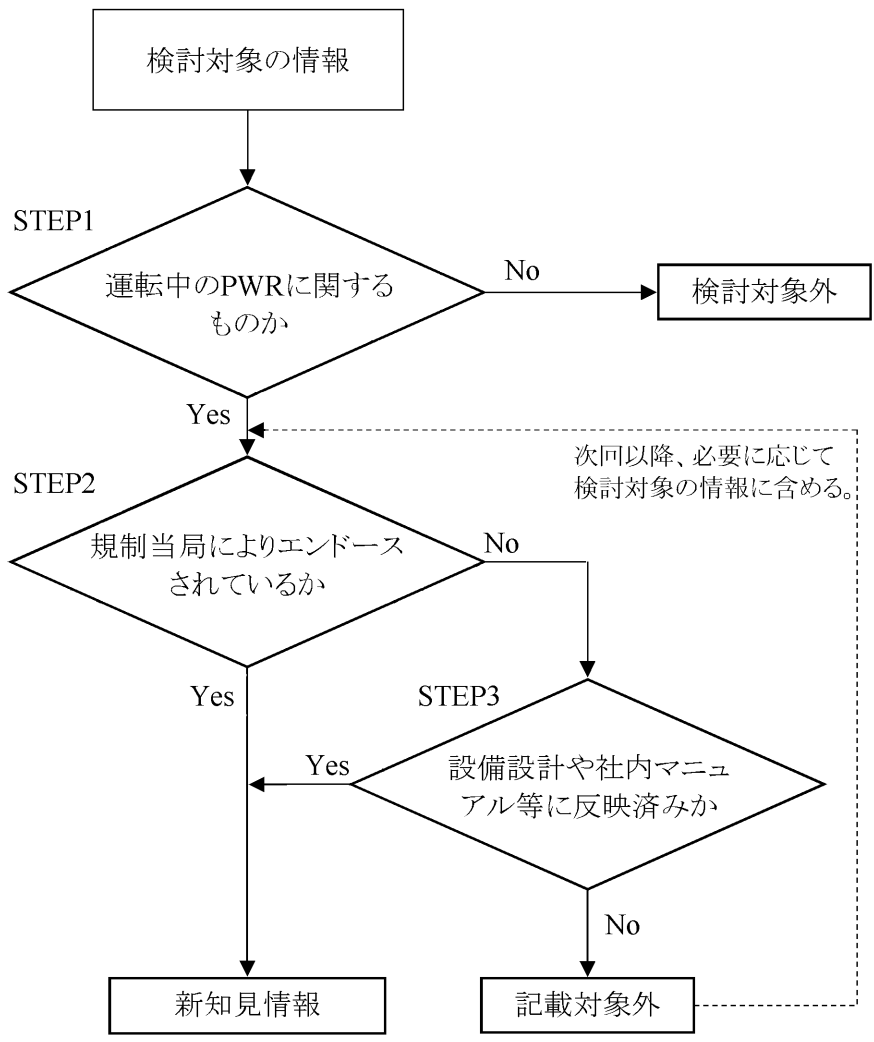


第2.2.2-2図 国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法

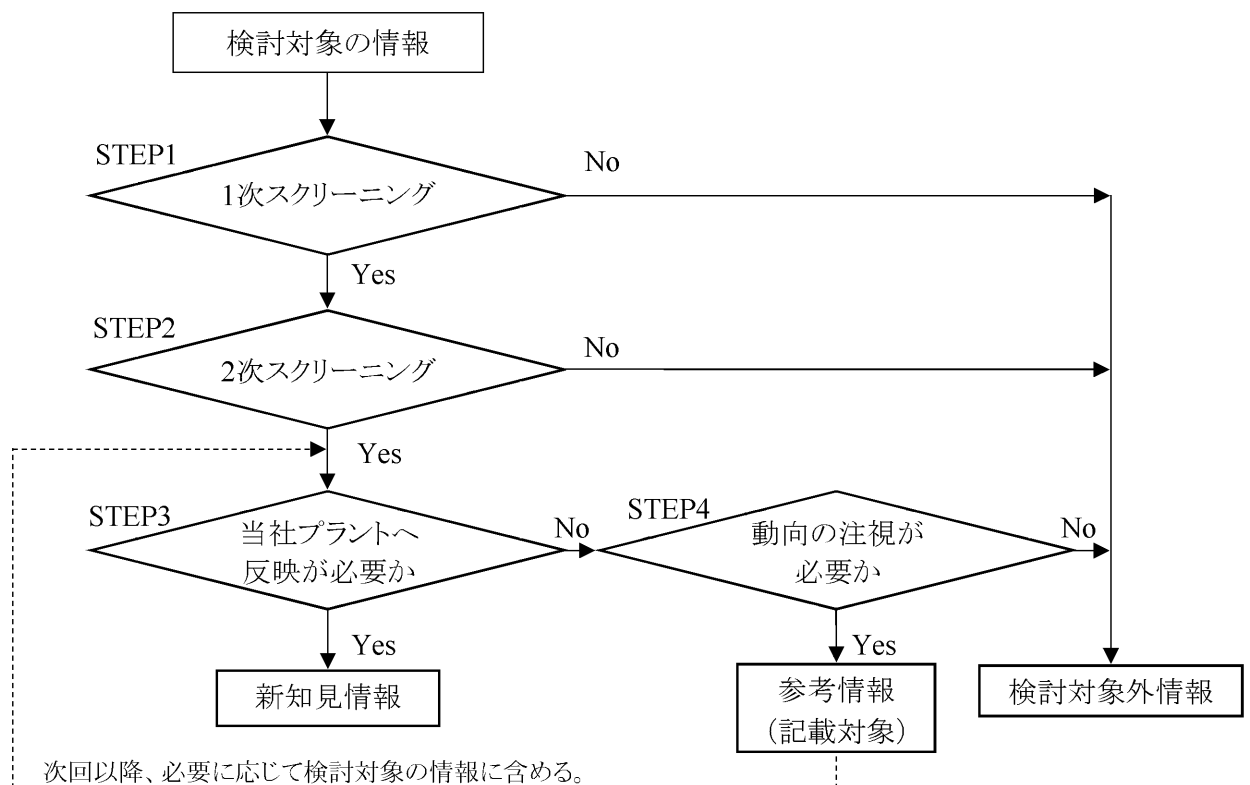


※:単なるデータの蓄積といった、PRAを実施する上で必要なデータであることが自明なものは検討対象外。
また、ハザード評価については第2.2.2-6図の整理、分類方法とする。

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



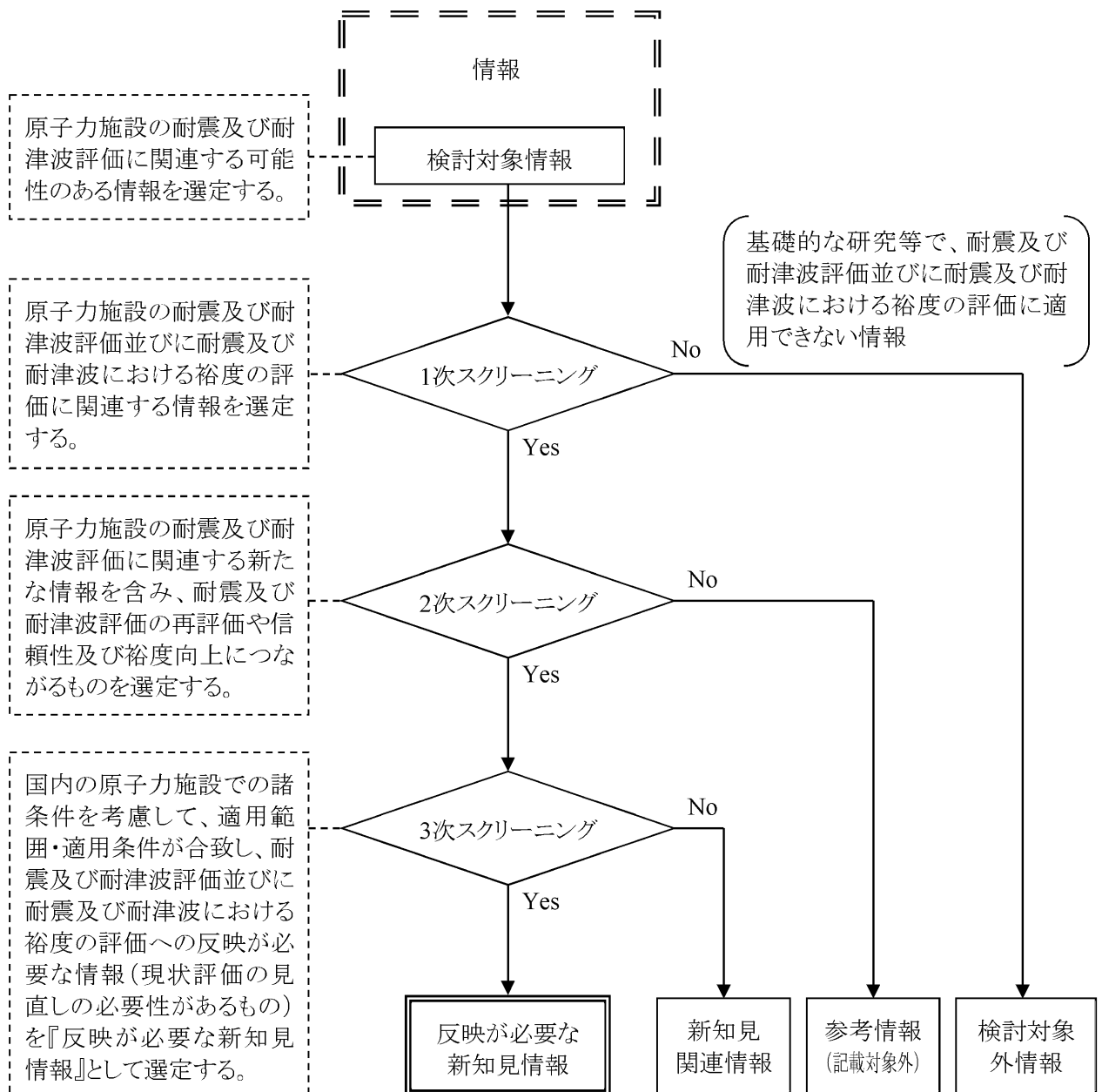
- 【STEP1】 1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報(「No」に該当)
- ・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設(例 将来炉、再処理等)
 - ・将来の燃料技術
 - ・保障措置、核物質防護(核物質管理)(サイバーセキュリティ等は検討対象)
 - ・違法行為及び規則類への意図的な違反
 - ・事務的なもの等(例 型式認定承認の官報、PA・広報、コミュニケーション等)
 - ・商用軽水炉以外の施設(例 研究施設、医療施設、一般産業施設等)

- 【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。

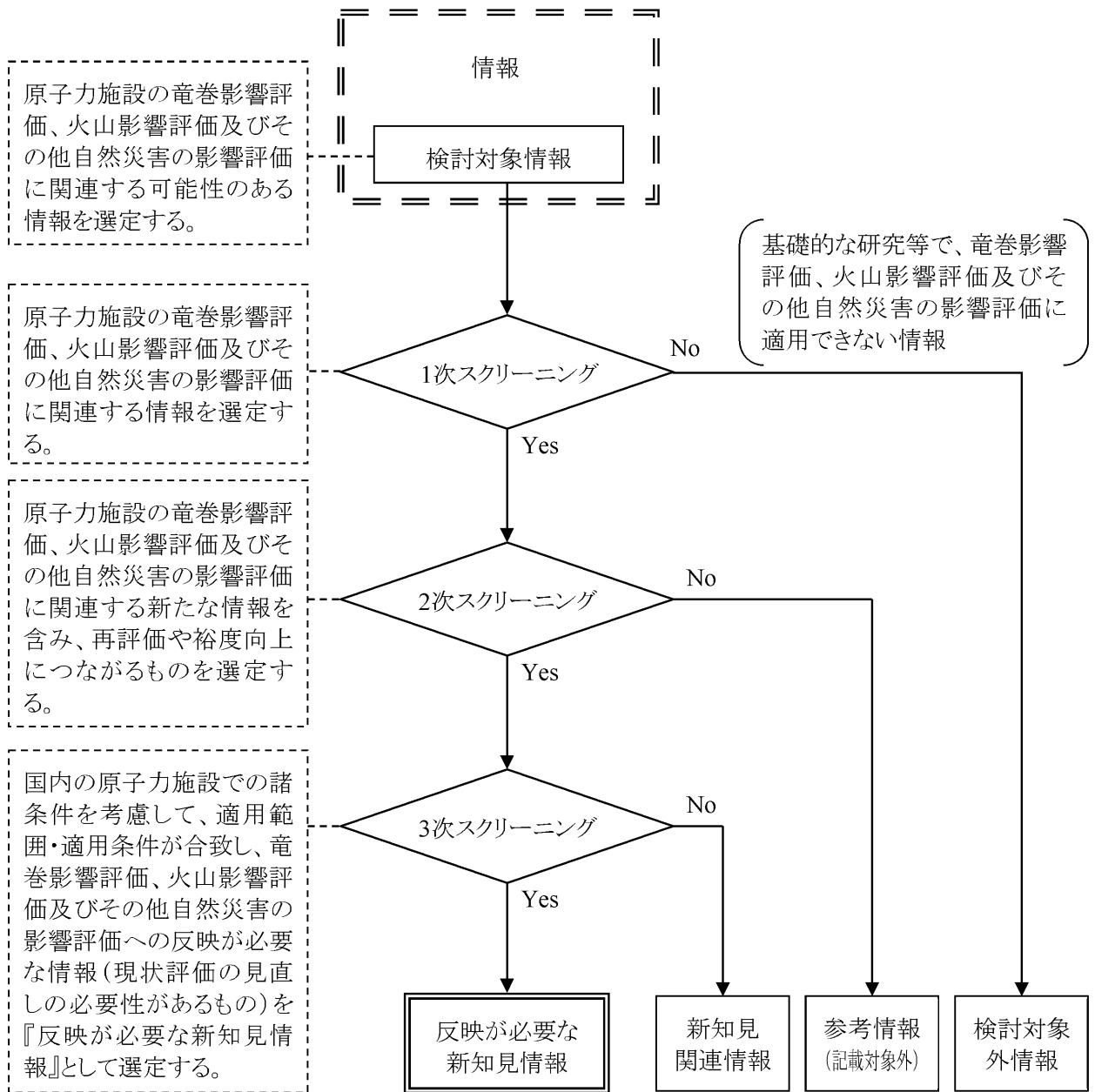
- 【STEP3】 評価対象の新知見情報とする情報
- ・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

- 【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。)

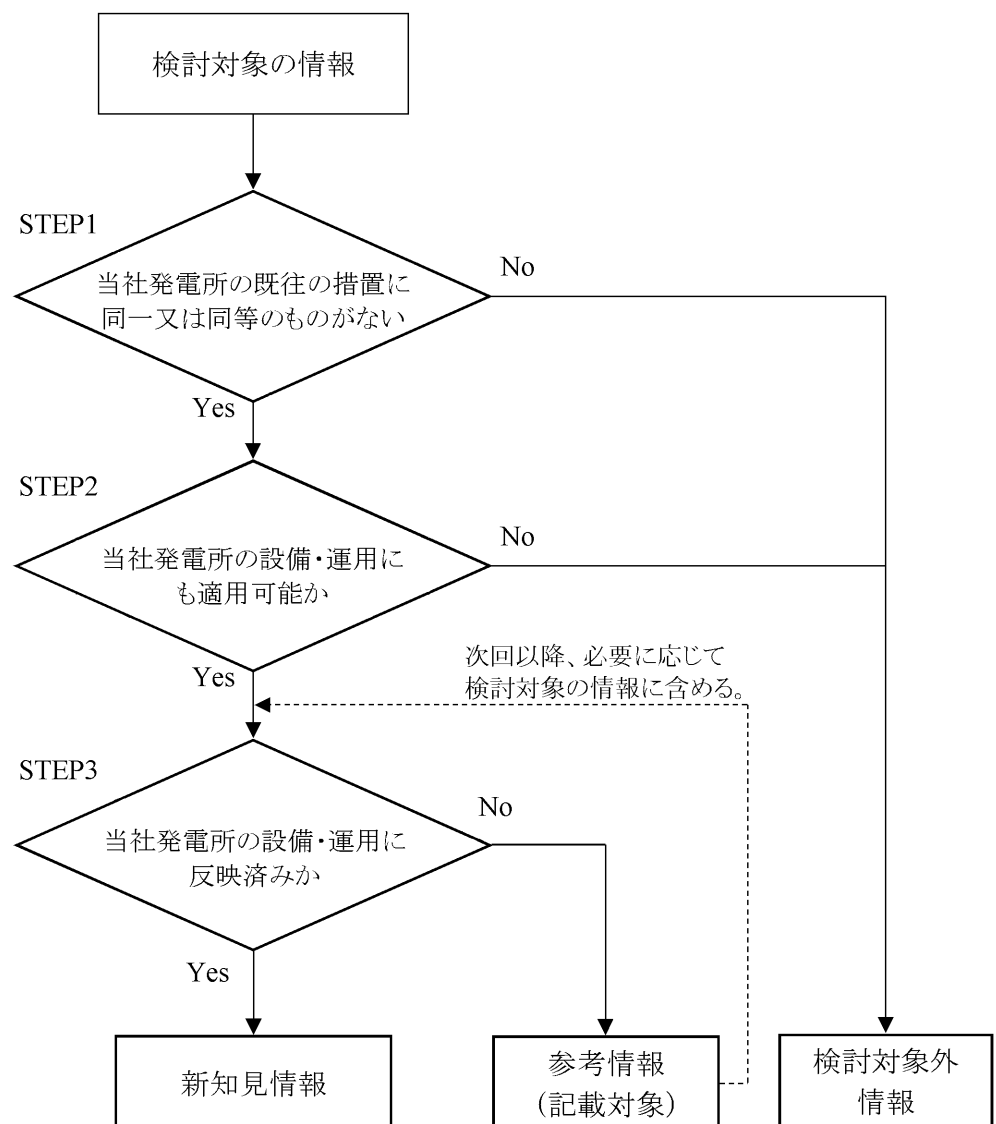
第2.2.2-5図 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)の整理、分類方法



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の調査（以下「プラント・ウォークダウン」という。）は実施していない。

2.3 安全性向上計画

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

第 2.3-1 表 保安活動により抽出された追加措置

No	保安活動	追加措置	計画概要
1	施設管理	1次系シーケンス盤更新工事(3号、4号)	設備の構成部品が製造中止となっているため、最新のデジタル設備へ取り替える。
2	施設管理	原子炉安全保護シーケンス盤更新工事(3号、4号)	設備の構成部品が製造中止となっているため、最新のデジタル設備へ取り替える。
3	施設管理	特高開閉所更新工事(共通)	既設 500kV GIS の耐用年数を踏まえ、当該設備の更新を行う。
4	施設管理	主変圧器及び所内変圧器更新工事(3号、4号)	経年劣化に対する予防保全等として、主変圧器及び所内変圧器の更新を実施する。 また、更新に併せて、自主的な対応として、耐震性向上等を実施する。
5	施設管理	原子炉容器上部ふた取替工事(4号)	最新設計の原子炉容器上部ふたへ取り替える方針とし、今後、原子炉容器上部ふたの具体的な取替計画を策定する。
6	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。
7	放射線管理	管理区域への給水所設置(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。

2.4 追加措置の内容

2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置

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

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置

No	追加措置の概要	運用方針	期待される効果
1	1次系シーケンス盤更新工事 (3号、4号)	変更なし	1次系シーケンス盤を最新デジタル機種へ変更することで、当該盤の信頼性が向上する。
2	原子炉安全保護シーケンス盤更新工事 (3号、4号)	変更なし	原子炉安全保護シーケンス盤を最新デジタル機種へ変更することで、当該盤の信頼性が向上する。
3	特高開閉所更新工事 (共通)	変更なし	500kV GISの更新により、経年劣化による故障リスクが抑えられ、当該設備の信頼性が向上する。
4	主変圧器及び所内変圧器更新工事 (3号、4号)	変更なし	長期使用している変圧器の更新、耐震性向上等により、信頼性が向上する。
5	原子炉容器上部ふた取替工事 (4号)	変更なし	最新設計の原子炉容器上部ふたへ取り替えることで、信頼性が向上する。
6	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。
7	管理区域への給水所設置 (共通)	変更なし	管理区域内作業員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。

2.4.2 体制における追加措置

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

2.5 外部評価の結果

2.5.1 外部有識者による評価

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

2.5.1.1 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会

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

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

委員長 野口 和彦（横浜国立大学 リスク共生社会創造センター
客員教授）

委員※ 出光 一哉（東北大学 金属材料研究所附属量子エネルギー
材料科学国際研究センター 特任教授）

高田 孝（東京大学大学院 工学系研究科
原子力専攻 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3月16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) 実績指標がしきい値を逸脱した事象に対する対応として、事象発生の原因が書かれておらず、単に再発防止教育の実施や注意喚起のポスター掲示で済ませているかのような資料に見える。教育やポスター等の精神論に頼りすぎず、事象の原因をより深く分析・考察を行い、真に効果が表れるような対応を引き続き行っていただきたい。

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3月16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) 事象が起きた際には、状態報告(CR)を作成し、原因及び対策(是正処置)を検討している。さらに、発電所上層部を含めたCAP会議を通じて対策の検討内容を確認している。しかし、安全性向上評価届出書として検討の状況を十分記載できていないことから、結果のみの記載に留まらず、原因や検討の状況が明確になるように記載を追加する。

今後とも、事象が発生した際には、原因を深掘し、真に効果のある対策を検討し、再発防止に取り組んでいく。

2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー

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