

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- 12
2.2.1.2 運転管理	2.2.1- 29
2.2.1.3 施設管理	2.2.1- 36
2.2.1.4 燃料管理	2.2.1- 49
2.2.1.5 放射線管理	2.2.1- 56
2.2.1.6 放射性廃棄物管理	2.2.1- 61
2.2.1.7 緊急時の措置	2.2.1- 66
2.2.1.8 安全文化の醸成活動	2.2.1- 79
2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備	2.2.1- 87
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- 14
2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査	2.2.3- 1

2.3 安全性向上計画	2.3-1
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	2.4-3
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す



2024年5月29日
九州電力株式会社
代表取締役 社長執行役員
池辺 和弘



第2.1.1-1図 品質方針

2.1.2 目的及び目標

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

2.1.3 実施体制及びプロセス

(1) 自主的・継続的な安全性向上への取り組み体制

「原子力の安全性・信頼性向上への取り組み」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り組み体制を第2.1.3-1図に示す。

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

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

(2) 安全性向上評価の実施体制

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

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

(3) 安全性向上のプロセス

a. 安全性向上のための継続的取組みに係るプロセス

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

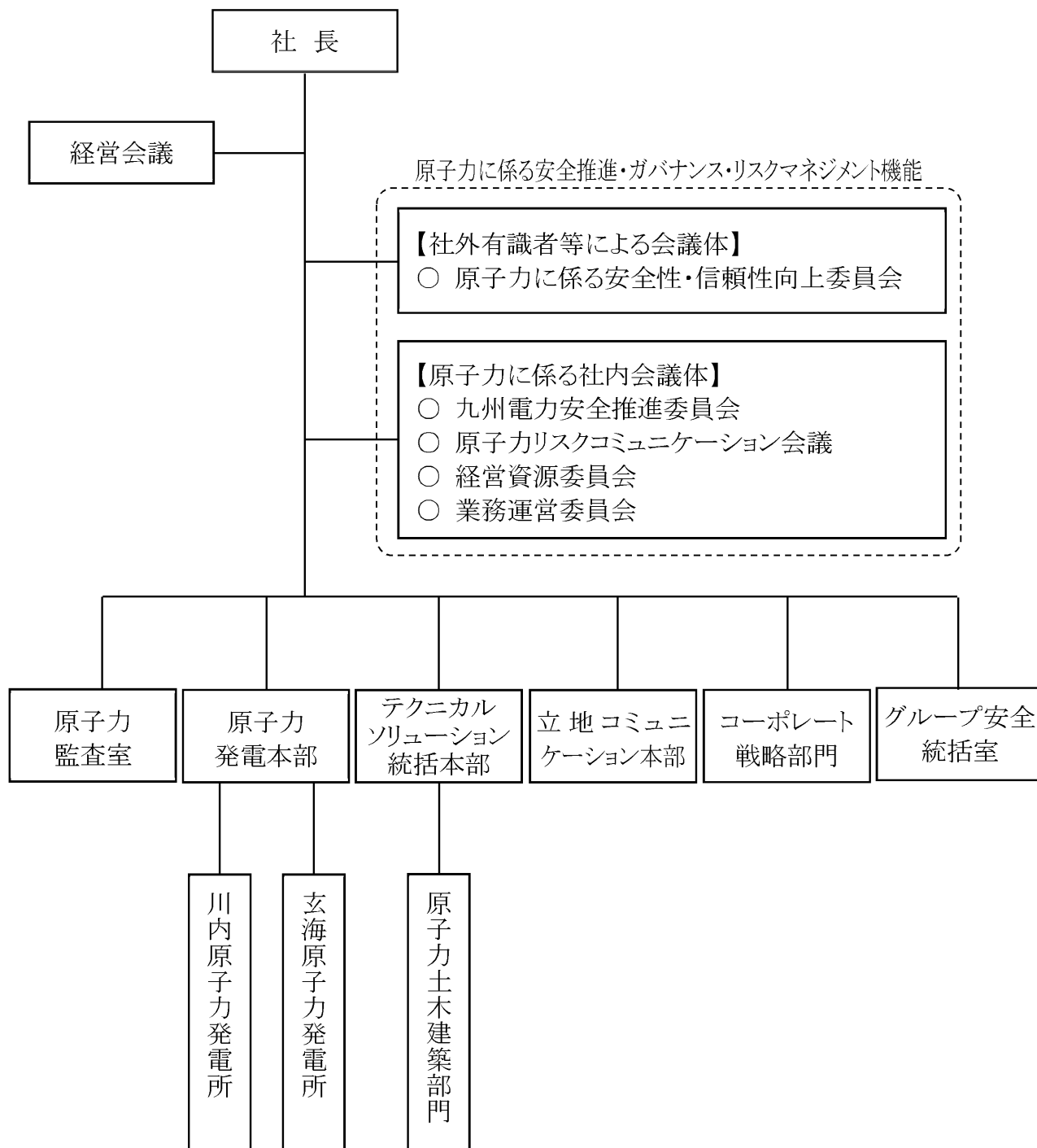
QMSプロセスの順序及び相互関係を参考資料に示す。

b. 安全性向上評価のプロセス

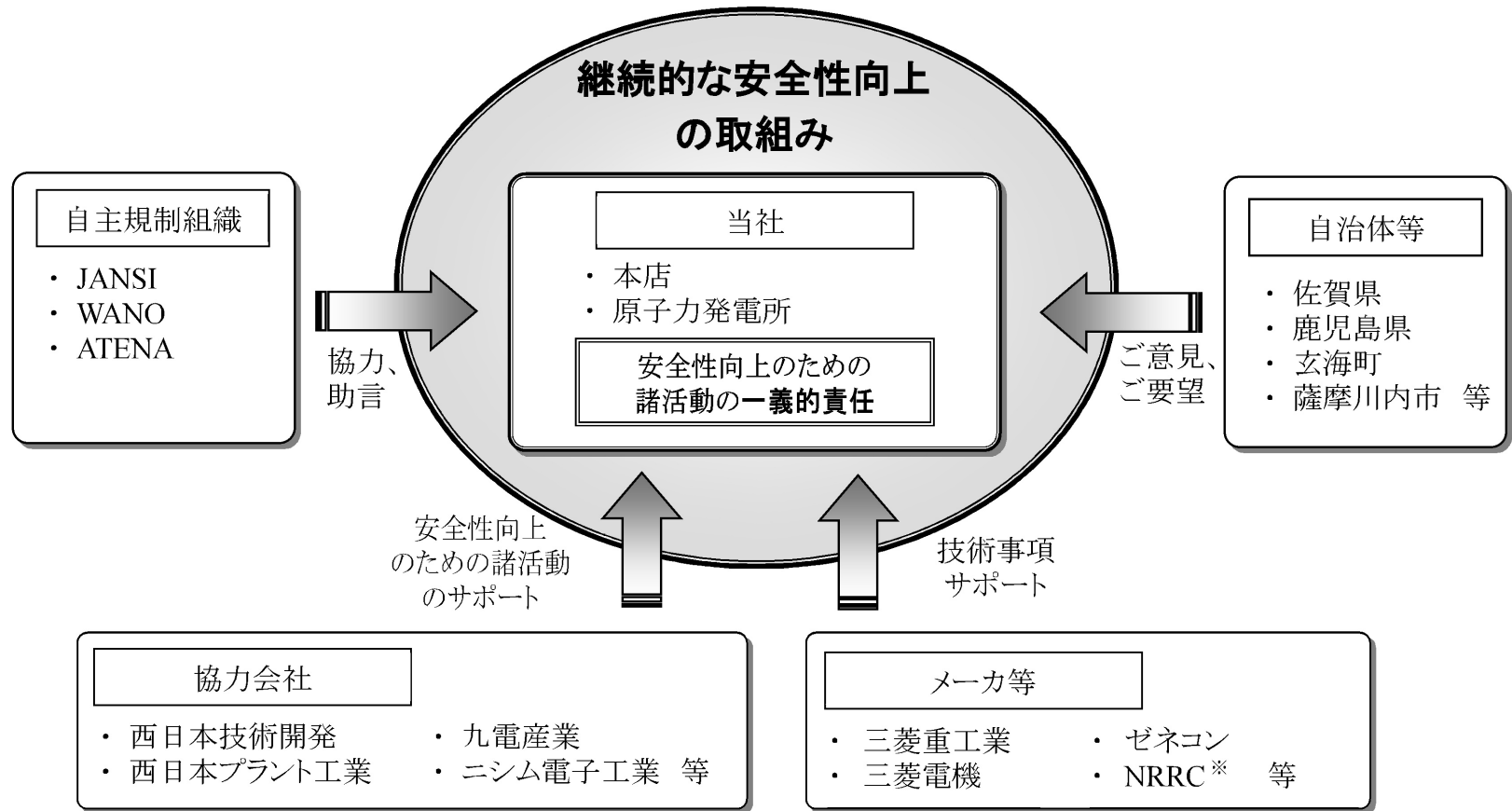
安全性向上評価のプロセスは、「(2) 安全性向上評価の実施体制」に述

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。

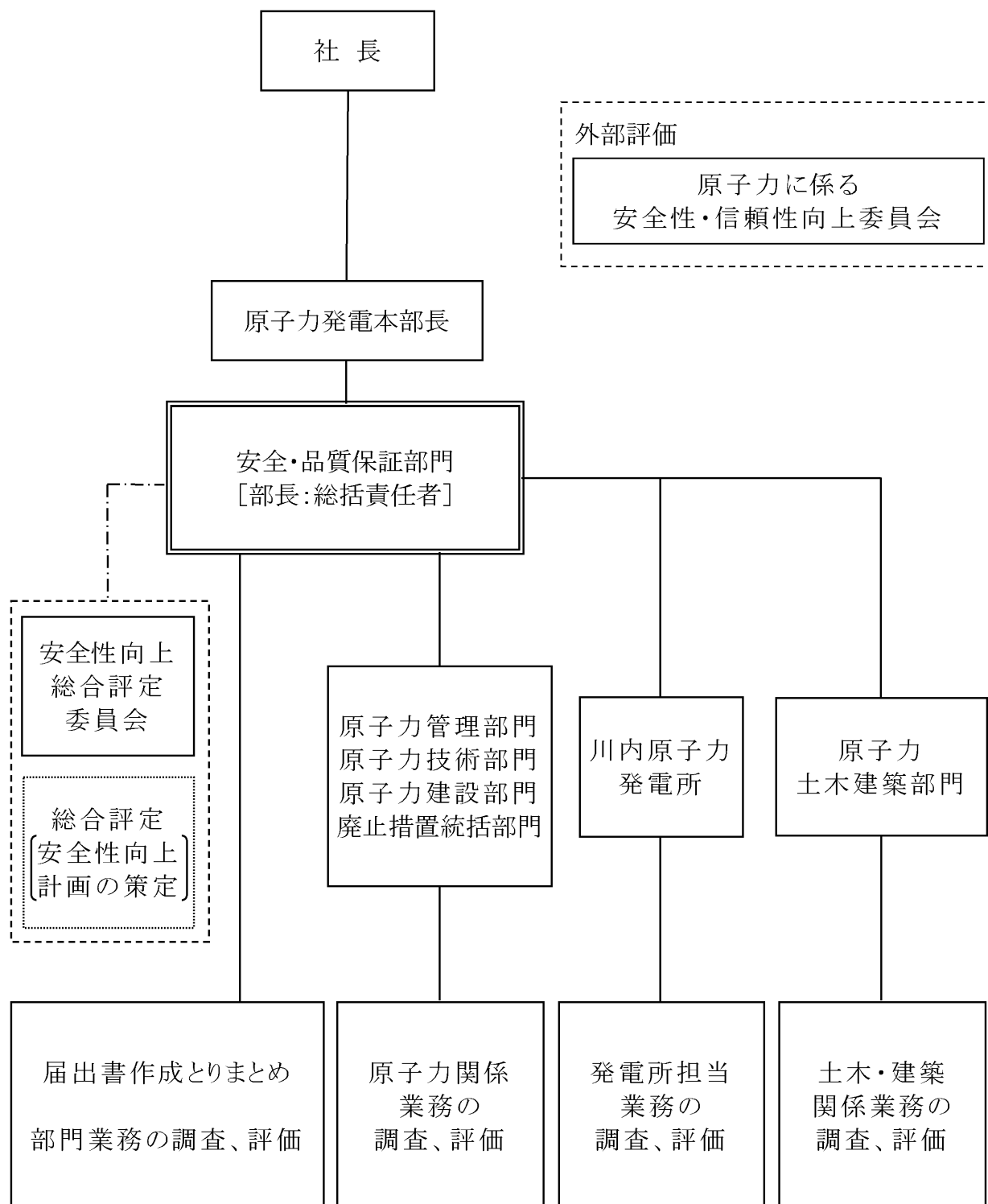


第 2.1.3-1 図 自主的・継続的な安全性向上への取組み体制



※ 原子力リスク研究センター

第 2.1.3-2 図 継続的な安全性向上のための取組みの概念図



第 2.1.3-3 図 安全性向上評価の実施体制

2.2 調査等

2.2.1 保安活動の実施状況

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の22第1項及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第69条の規定に基づく保安活動に加えて、発電用原子炉施設の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する当社の自主的な取組みを含めた活動の実施状況を取りまとめるとともに、活動内容について以下の要領で調査及び分析し、その有効性の評価を実施した。

（1）調査の要領

保安活動の実施状況について、第26回定期事業者検査終了日の翌日（2023年8月16日）から評価時点となる第27回定期事業者検査終了日（2024年12月25日）までの期間（以下「調査期間」という。）における改善活動の結果及び実績指標の結果について、保安活動ごとに整理し、保安活動の有効性を確認する。

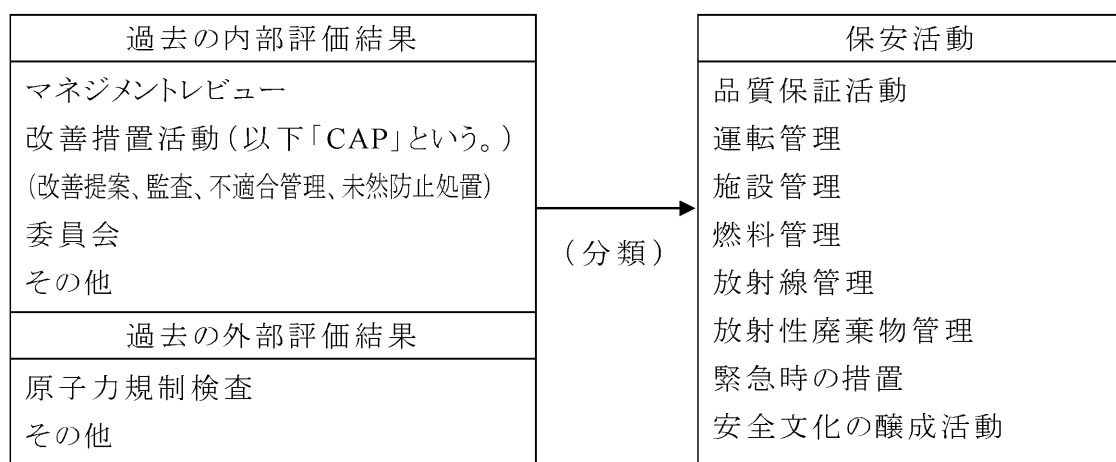
a. 改善活動の調査方法

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

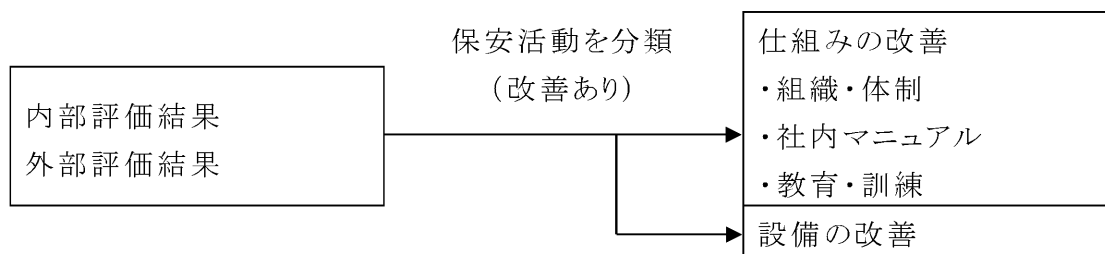
（a）改善活動の整理

川内2号機に関する、過去に自ら実施した内部評価結果及び過去に外部評価機関等から受けた外部評価結果について調査し、どの保安活動に

該当するか以下のとおり分類する。



さらに、調査した過去の評価結果について、改善状況等を確認し、改善事項があった場合、その改善が保安活動の仕組みの改善又は設備の改善のどの改善に該当するか分類する。



(b) 改善活動の有効性評価

保安活動ごとの改善状況について、改善活動が保安活動に定着し、継続的な見直しが行われているかを考慮し評価を行う。

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 (1/8)

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	
				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
品質保証活動	状態報告(CR)件数	2	300件以上	373	257	267	300件以上	303	432
	品質に影響を及ぼす状態(CAQ)の件数	2	傾向分析を実施	13	6	1	傾向分析を実施	7	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	2	傾向分析を実施	171	46	32	傾向分析を実施	54	48
	状態報告(CR)のうち作業安全に関する件数	2	傾向分析を実施	46	18	29	傾向分析を実施	15	45
	ヒューマンエラー発生割合	2	傾向分析を実施	0.03	0.05	0.07	傾向分析を実施	0.14	0.14
	ヒューマンパフォーマンス事象発生率	2	傾向分析を実施	0.01	0.02	0.03	傾向分析を実施	0.05	0.08
運転管理	ユニット稼働率	2	80%以上	81.41			76%以上	—	
	外部電源の故障件数	2	0件	0	0	0	0件	0	0
	消火設備の故障件数	1、2	16件以下	0	2	2	傾向分析を実施	3	47
	緩和系機器の故障件数	2	0件	0	0	0	0件	0	0
	原子炉格納容器の故障件数	2	0件	0	0	0	0件	0	0
	安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)	2	0件	0	0	0	0件	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)	2	0件	0	0	0	0件	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	0件	0	0	0	0件	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	0件	0	0	0	0件	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	0件	0	0	0	0件	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	0件	0	0	0	0件	0	0
	外部電源の運転上の制限逸脱件数	2	0件	0	0	0	0件	0	0
	安全系の使用不能時間割合	2	0%	0	0	0	0%	0	0

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

第2.2.1-1表 パフォーマンスに関する実績指標及びその傾向分析 (2/8)

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			
				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	原子炉格納容器(CV)サンプポンプ起動頻度	2	0.1以下	7月	0.00	10月	0.03	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
				8月	0.03	11月	0.03	2月	0.00		5月	0.00	8月	0.03
				9月	0.03	12月	0.03	3月	0.03		6月	0.03	9月	0.00
	格納容器の通常ベント頻度	2	20回以下	11		13		13		法令要求事項等超過:— 劣化傾向の可能性: 20回<PI 傾向に変化あり: 16回<PI≦20回 通常範囲:PI≦16回	13		11	
	強制損失率	2	0%	0		0		0		0%	0		0	
	計画外損失稼働率	2	0%	0		0		0		0%	0		0	
	配電関連損失率	2	0%	0		0		0		0%	0		0	
	7,000臨界時間当たりの計画外出力変化回数	2	2回未満	0		0		0		法令要求事項等超過:— 劣化傾向の可能性: 2回以上 傾向に変化あり: 1回以上～2回未満 通常範囲:1回未満	0		0	
	7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	2	1回未満	0		0		0		1回未満	0		0	
	追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数	2	0回	0		0		0		0回	0		0	
	7,000臨界時間当たりの計画外自動スクラム	2	1件未満	0		0		0		1件未満	0		0	
	管理区域内の規定外の可燃物保管管理状況	2	0件	0		0		0		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	0		0	
	工学的安全施設の計画外作動回数	2	0回	0		0		0		0回	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)	2	0回	0		0		0		0回	0		0	
	未然防止処置実施割合(水平展開「要」判断の実施)	2	傾向分析を実施	91		89		87		傾向分析を実施	94		94	
	格納容器内への原子炉冷却材漏えい率	2	0%	7月	0	10月	0	1月	0	0%	4月	0	7月	0
				8月	0	11月	0	2月	0		5月	0	8月	0
				9月	0	12月	0	3月	0		6月	0	9月	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 (3/8)

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			
				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	格納容器漏えい率	2	(A種、B種、C種共通) 0.04%/day	2.14×10 ⁻³		—		—		(A種、B種、C種共通) 0.04%/day	—		—	
	格納容器内への原子炉冷却材漏えい率	2	0%	7月	0	10月	0	1月	0	0%	4月	0	7月	0
				8月	0	11月	0	2月	0		5月	0	8月	0
				9月	0	12月	0	3月	0		6月	0	9月	0
	安全系の性能 (SP1,SP2,SP5)	2	(SP1) 80時間未満/系統必要時間 (総利用不能時間:240時間未満) (SP2) 80時間未満/系統必要時間 (総利用不能時間:240時間未満) (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		(SP1) 80時間未満/系統必要時間 (総利用不能時間:240時間未満) (SP2) 80時間未満/系統必要時間 (総利用不能時間:240時間未満) (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	2	1回未満	0		0		0		1回未満	0		0	
	化学パフォーマンス	2	1.00	1.00		1.00		1.00		1.00	1.00		1.00	
	状態報告 (CR) 件数	2	300件以上	373		257		267		300件以上	303		432	
	外部電源の故障件数	2	0件	0		0		0		0件	0		0	
	消火設備の故障件数	1、2	16件以下	0		2		2		傾向分析を実施	3		47	
	緩和系機器の故障件数	2	0件	0		0		0		0件	0		0	
	原子炉格納容器の故障件数	2	0件	0		0		0		0件	0		0	
	安全系の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)	2	0件	0		0		0		0件	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)	2	0件	0		0		0		0件	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	0件	0		0		0		0件	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	0件	0		0		0		0件	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	0件	0		0		0		0件	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	0件	0		0		0		0件	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 (4/8)

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			
				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	異物管理状況	2	傾向分析を実施	0		0		0		傾向分析を実施	0		0	
	計画外の保修作業件数(重大事故等対処設備(SA設備)に係るものに限る)	2	傾向分析を実施	0		0		0		傾向分析を実施	0		0	
	計画外の保修作業のやり直し件数(重大事故等対処設備(SA設備)に係るものに限る)	2	傾向分析を実施	0		0		0		傾向分析を実施	0		0	
	計画外の保修作業件数(外部電源の動作に影響を与えるものに限る)	2	傾向分析を実施	0		0		0		傾向分析を実施	0		0	
	計画外の保修作業のやり直し件数(外部電源の動作に影響を与えるものに限る)	2	傾向分析を実施	0		0		0		傾向分析を実施	0		0	
	計画外の保修作業件数(安全系に係るものに限る)	2	傾向分析を実施	0		0		0		傾向分析を実施	0		0	
	計画外の保修作業のやり直し件数(安全系に係るものに限る)	2	傾向分析を実施	0		0		0		傾向分析を実施	0		0	
	計画された保修作業以外の保修作業件数	1、2	600未満	198						法令要求事項等超過:— 劣化傾向の可能性: 600以上 傾向に変化あり: 350以上～600未満 通常範囲:350未満	—			
	非待機(UA)時間	2	1未満	0		0		0		1未満	0		0	
	安全系の使用不能時間割合	2	0%	0		0		0		0%	0		0	
	原子炉格納容器(CV)サンプポンプ起動頻度	2	0.1以下	7月	0.00	10月	0.03	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
				8月	0.03	11月	0.03	2月	0.00		5月	0.00	8月	0.03
				9月	0.03	12月	0.03	3月	0.03		6月	0.03	9月	0.00
	格納容器の通常ベント頻度	2	20回以下	11		13		13		法令要求事項等超過:— 劣化傾向の可能性: 20回<PI 傾向に変化あり: 16回<PI≦20回 通常範囲:PI≦16回	13		11	

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 (5/8)

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			
				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	
燃料管理	原子炉冷却材中のよう素131濃度	2	0.059%未満	7月	0.001	10月	0.001	1月	0.001	0.059%未満	4月	0.001	7月	0.001
				8月	0.001	11月	0.001	2月	0.001		5月	0.001	8月	0.001
				9月	0.001	12月	0.001	3月	0.001		6月	0.001	9月	0.001
	燃料の信頼性(FRIp)	2	1.09×10 ⁻³ μCi	4.13×10 ⁻⁶		2.90×10 ⁻⁶		5.21×10 ⁻⁶		1.09×10 ⁻³ μCi/g	5.31×10 ⁻⁶		5.50×10 ⁻⁶	
リーク燃料体数	2	0体	0		0		0		0体	0		0		
放射線管理	被ばく線量が線量限度を超えた件数	2	0件	0						0件	—			
	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	2	0件	0						0件	—			
	内部被ばくの記録レベル超過件数	1、2	0件	0		0		0		0件	0		0	
	個人最大放射線量	1、2	20mSv以下	5.4						法令要求事項等超過: 50mSv以上 劣化傾向の可能性: 50mSv未満～20mSv以上 傾向に変化あり: 20mSv未満～18mSv以上 通常範囲:18mSv未満	—			
	一日の計画線量(1mSv)超過件数	1、2	0件	0		0		0		0件	0		0	
	計画外汚染発生件数	1、2	0件	0		0		0		0件	0		0	
	集積被ばく線量	2	0.25以下	0.222						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	—			
	放射線防護に係る不適合件数	1、2	0件	0		0		0		0件	0		0	
退域時の有意な汚染の検出件数	1、2	35件以下	11		8		5		法令要求事項等超過:— 劣化傾向の可能性: 4件以上(第1四半期) 8件以上(第2四半期) 12件以上(第3四半期) 13件以上(第4四半期) 傾向に変化あり: 4件未満～4件以上(第1四半期) 8件未満～7件以上(第2四半期) 12件未満～11件以上(第3四半期) 13件未満～12件以上(第4四半期) 通常範囲: 4件未満(第1四半期) 7件未満(第2四半期) 11件未満(第3四半期) 12件未満(第4四半期)	2		11		

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 (6/8)

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	
				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	1、2	(気体廃棄物) ・希ガス: 3.53×10^{-6} 以下 ・ヨウ素131: 3.39×10^{-4} 以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外: 0.00 ・トリチウム: 5.91×10^{-1} 以下	(気体廃棄物) 希ガス: 8.96×10^{-7}			(気体廃棄物) ・希ガス: 法令要求事項等超過: 1.00×10^0 以上 劣化傾向の可能性: 1.00×10^0 未満～ 3.53×10^{-6} 以上 傾向に変化あり: 3.53×10^{-6} 未満～ 3.18×10^{-6} 以上 通常範囲: 3.18×10^{-6} 未満	—	
				(気体廃棄物) ヨウ素131:0			・ヨウ素131: 法令要求事項等超過: 1.00×10^0 以上 劣化傾向の可能性: 1.00×10^0 未満～ 3.39×10^{-4} 以上 傾向に変化あり: 3.39×10^{-4} 未満～ 3.05×10^{-4} 以上 通常範囲: 3.05×10^{-4} 未満	—	
				(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: 3.26×10^{-1}			・トリチウム: 法令要求事項等超過: 1.00×10^0 以上 劣化傾向の可能性: 1.00×10^0 未満～ 5.91×10^{-1} 以上 傾向に変化あり: 5.91×10^{-1} 未満～ 5.32×10^{-1} 以上 通常範囲: 5.32×10^{-1} 未満	—	
	放射性廃棄物の過剰放出件数	1、2	0件	0			0件	—	
	管理下でない放射性廃棄物放出件数	1、2	0件	0	0	0	0件	0	0
	液体・気体廃棄物のNDを超えて放出した件数 (H3除く)	1、2	12件以下	11	9	6	川内原子力発電所:12件以下 (気体廃棄物) ・希ガス:6件以下 ・ヨウ素 :6件以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外:0件	3	5
	人的過誤に係る指標(従業員に対する放射線安全)	2	0件	0	0	2	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)	2	0件	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 (7/8)

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	
				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	1、2	(気体廃棄物) ・希ガス: 3.53×10^{-6} 以下 ・ヨウ素131: 3.39×10^{-4} 以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外: 0.00 ・トリチウム: 5.91×10^{-1} 以下	(気体廃棄物) 希ガス: 8.96×10^{-7}			(気体廃棄物) ・希ガス: 法令要求事項等超過: 1.00×10^0 以上 劣化傾向の可能性: 1.00×10^0 未満～ 3.53×10^{-6} 以上 傾向に変化あり: 3.53×10^{-6} 未満～ 3.18×10^{-6} 以上 通常範囲: 3.18×10^{-6} 未満	—	
				(気体廃棄物) ヨウ素131:0			・ヨウ素131: 法令要求事項等超過: 1.00×10^0 以上 劣化傾向の可能性: 1.00×10^0 未満～ 3.39×10^{-4} 以上 傾向に変化あり: 3.39×10^{-4} 未満～ 3.05×10^{-4} 以上 通常範囲: 3.05×10^{-4} 未満	—	
				(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: 3.26×10^{-1}			・トリチウム: 法令要求事項等超過: 1.00×10^0 以上 劣化傾向の可能性: 1.00×10^0 未満～ 5.91×10^{-1} 以上 傾向に変化あり: 5.91×10^{-1} 未満～ 5.32×10^{-1} 以上 通常範囲: 5.32×10^{-1} 未満	—	
	放射性廃棄物の過剰放出件数	1、2	0件	0			0件	—	
	管理下でない放射性廃棄物放出件数	1、2	0件	0	0	0	0件	0	0
	液体・気体廃棄物のNDを超えて放出した件数 (H3除く)	1、2	12件以下	11	9	6	川内原子力発電所:12件以下 (気体廃棄物) ・希ガス:6件以下 ・ヨウ素:6件以下 (液体廃棄物) ・トリチウム以外:0件	3	5
	放射性廃棄物管理設備に係る不具合(不適合)件数	1、2	傾向分析を実施	0	0	0	傾向分析を実施	0	0
	火災件数	2	1件以下	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 (8/8)

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			
				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	1、2	80%以上	99						95%以上	—			
	公設消防指摘事項への対応残件数	1、2	0件	0						0件	—			
	原子炉格納容器(CV)サンプポンプ起動頻度	2	0.1以下	7月	0.00	10月	0.03	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
				8月	0.03	11月	0.03	2月	0.00		5月	0.00	8月	0.03
				9月	0.03	12月	0.03	3月	0.03		6月	0.03	9月	0.00
	格納容器の通常ベント頻度	2	20回以下	11		13		13		法令要求事項等超過:—劣化傾向の可能性: 20回<PI 傾向に変化あり: 16回<PI≤20回 通常範囲:PI≤16回	13		11	
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	2	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の訓練参加割合	2	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人あたりの実施訓練数	2	0.54	0.54						0.48	—			
	重大事故等対策における操作の成立性	2	100%	100						100%	—			
安全文化の醸成活動	ヒューマンエラー発生割合	2	傾向分析を実施	0.03		0.05		0.07		傾向分析を実施	0.14		0.14	
	ヒューマンパフォーマンス事象発生率	2	傾向分析を実施	0.01		0.02		0.03		傾向分析を実施	0.05		0.08	

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

2.2.1.1 品質保証活動

(1) 目的及び目的達成に向けた活動

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

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

(2) 品質保証活動と川内原子力発電所原子炉施設保安規定（要則）との関係

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

(3) 品質保証活動の調査

a. 品質保証活動に係る組織・体制の改善状況

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

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状況はなかったが、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. 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、保安規定に基づき、トラブル事象や未然防止処置等により、他の施設から得られた知見及びJEAC4111等民間規格の反映、並びに法令要求事項を受けた見直し等、運転経験と社会的要請の変化を踏まえ、適切に反映を行っている。

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) 設備保全管理システム導入に伴う社内マニュアルの改正

現行の発電所管理システムは、運用開始から15年が経過しており、システム化の範囲が狭かったことから、近年の新規制基準や新検査制度導入に伴う業務の増大や複雑化に対応できておらず、これらの業務は紙中心、人中心で行われていたという課題があった。

そのため、DXを積極的に推進し、原子力発電所の業務変革を通じて紙中心、人中心の業務から膨大なデータを基にビジネスの意思決定や課題解決等を行う業務にシフトすることにより、原子力発電所の安全・品質向上につなげることを目的とし、2023年10月に国内他電力で導入実績のある設備保全管理システム(以下「EAM」という。)を導入した。

EAM導入に伴い、段階的に原子力発電所の保全管理等をEAMに移行することとしており、EAMにて行う業務において、運用の明確化を図るために、2023年10月に社内マニュアルの改正を実施し、運用を開始した。

この結果、業務プロセスの明確化が図られ、業務変革に向けた取組みを

開始することができた。

(b) 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

(c) 本店におけるCAPプロセスの更なる改善に伴う社内マニュアルの改正

2023年度第4四半期の玄海原子力発電所の原子力規制検査(品質マネジメントシステムの運用年次検査)において、CAPプロセスのうち、未然防止情報に対する「処置」については「未然防止処置基準(本店)」に基づき実施していることに対し、未然防止情報がCRとしてCAPプロセスの中で一元管理されていることへの疑義が生じたこと等を踏まえ、2024年8月に社内

マニュアルを改正した。改善の内容は以下のとおり。

- ・未然防止活動とCAP活動でプロセスが何度も行き来することの整理
「未然防止処置基準（本店）」を情報入手とその整理に特化し、具体的な検討以降は「改善措置活動管理基準（本店）」に一本化した。
- ・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。）事象に対する是正処置の考え方の明確化
より良い業務を行う観点で実施していた再発防止等の処置を「是正処置」の一つとして明確化し、処置方法等を整理した。
- ・不適合判断及び処置のプロセスの合理化
各グループ長が不適合を意識しなくても、発生した事象に対応することで不適合の要求事項通りの対応ができるようプロセスを合理化した。
- ・未然防止情報に対する、原子力安全（品質）に影響を及ぼす状態（以下「CAQ」という。）判断運用の廃止
「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。）第53条（未然防止処置）では、原子力の安全に及ぼす影響に応じた処置を求められておらず、CAQ判断は不要」という規制側の見解を反映した。
- ・是正処置プロセスにおける「原因分析の深さ」に関する疑義への対応
CAQの影響度ごとに原因分析方法を定めていたが、分析方法の名称に「根本原因分析（以下「RCA」という。）」等を用いていたことに対して「原因分析の深さをあらかじめ決めているように読める」という疑義が生じたため、「分析の方法」であることを明確化した。
- ・不適合及びCAQ判断根拠のCRへの明確化
CAP会議等において簡潔かつ本質的な議論（規制から求められている「技術的な議論」）をしたことが第三者から見ても分かるよう、CRに不適

合・CAQ判断根拠を記録する運用を規定した。

この結果、CAPプロセスの更なる改善が図られた。

(d) 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。

(e) 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。

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「CR件数」を基に更に深掘りした項目として新規実績指標（組織別CRの件数、運用に関するCRの類似性・頻発性の評価）を設定し、保安活動の実績確認の観点から抜けがないよう見直した。

また、「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」において、より効果的な実績指標を設定すべきとのコメントを受け、保安活動の実施状況について包括的に確認できること、また合理化の観点から、四半期ごとに分析対象の傾向について改善余地・劣化傾向の有無を確認し、分析・評価を行っている「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、より効果的に保安活動の有効性が確認できるように図られた。

c. 品質保証活動に係る教育・訓練の改善状況

発電所における教育・訓練は、保安規定及び教育・訓練に係る社内マニュアルに基づき、計画、実施、評価及び反映の各段階を通じて確実に実施し改善している。また、国内外の発電所の事故・故障情報、運転経験から得

られた教訓等により、訓練設備の導入及び教育項目・内容の見直しを必要の都度行い、継続的な改善を図っている。

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

(a) QMS活動の重要性の再認識に伴う品質保証活動に関する教育の改善

「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」において、記録の作成時に記入漏れや誤記がないように留意することが規定されている。しかし、発電所における原子力内部監査で軽微なレベルで業務のパフォーマンスに影響を与えるほどではないものの、単純な誤記と言い難い不正確な記載が複数確認された。これらは作成・審査のプロセスで比較的容易に気が付きそうな誤りであった。

QMS導入当初は記録の作成において記入漏れや誤記がないように徹底性を持って取り組んでいた。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、2024年7月に社内マニュアルを改正し、「品質保証活動に関する教育」の教育内容に、QMSの基本的な活動の重要性を再認識する内容を追加した。また、所内会議を通じて、所内各課の管理職へ厳正な作成・審査を行うよう注意喚起を行い、作成・審査のプロセスでの誤り防止を図った。

この結果、所員の意識が向上したことで、QMS活動の重要性の再認識が図られた。

(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性を持って取り組んでいた。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へ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。

(c) 安全活動に係る実績を示す指標の報告に係る記載誤りへの対応

原子力規制委員会への安全活動に係る実績を示す指標（以下「安全実績指標」という。）（2022年度第4四半期）の報告において、川内1号機の「7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数」等の算出時において用いる「臨界時間数」に誤りがあった。

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

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

同様な事象の発生防止のため、発電所に関する安全協定書や法令に

基づく定期的な連絡及び報告に係る提出資料（公文書）並びに安全実績指標を含むパフォーマンス指標（PI）について、2024年10月に手計算しているものを抽出し自動計算ツールを作成した。

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

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

（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、2018年10月から試運用を開始し、2019年12月から社内マニュアルを整備し本運用を開始しており、同時に、上記に関するパフォーマンスの傾向分析等の結果を踏まえた品質保証活動の更なるパフォーマンス向上を目的に、CR件数をパフォーマンス指標（PI）として採用している。

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

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

- ・設備や業務の改善（ベンチマーク活動を踏まえた改善等を含む。）に資する提案や状況

- ・発電所で使用している製品（機器）等の品質に関する外部からの情報

2022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、原則として6か月に1回、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）組織別CRの件数

発電所にて収集している組織別CRの件数を、第2.2.1.1-2図に示す。

組織別CRについては、設備の保守、運転業務に従事する発電課、土木建築課、保修課が多く、設備への関与が少ない課はCRが少ない傾向にある。

2024年度上期においては、過去5半期（2021年度下期から2023年度）と比較すると、保修課の設備に関するCRが大幅に減少したが、定期事業者検査後に発行される工事記録に関するCRが少なかったことによる时期的な影響を受けたものであり、CR発行の意識低下ではないものと考えられる。

(b) 運用に関するCRの類似性・頻発性の評価

2024年度上期に発生した運用に関するCR(未然防止処置、マネジメントオブザベーション(以下「MO」という。)及び改善提案は除く。)のヒューマンパフォーマンスコード別のCR件数を第2.2.1.1-3図に示す。

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

・「心理的要因—注意」について

不注意による各種資料の誤記等について、同一の様式の同一の箇所等の共通要因を持つ事象が頻発していないことを確認した。また、事象が発生した組織については、保修課、防災課であり、特定の課に偏っている状況ではなかった。これらは不注意等による誤りという共通要因を持っていたこと、昨年度も不注意による誤記は散見されていたことを踏まえ、今後も適切な記録の作成を心がけるよう注意喚起を継続していく。

全身表面汚染モニタによる汚染検出は、作業時や脱衣時に汚染したゴム手袋が接触することによって生じており、これらも不注意により生じたものである。これらの汚染の中には簡易体表面モニタでは検出しづらい体側面中部等が含まれていたもの、線量のバックグラウンドとの兼ね合いにより事前のサーベイで検出されにくかったもの等が確認された。これらの原因についてはサーベイ時の放射線管理員の立しょう等により、再発防止対策を行っている。また、被汚染者の組織的な傾向等は確認できなかった。

全身表面汚染モニタによる汚染検出については、川内1号機第28回定期事業者検査中に類似性・頻発性が確認されたことから、CAP会議に

において原因調査、再発防止対策の実施が指示されており、各CR内にて注意喚起や教育の実施のほかに、この調査結果を踏まえた対策（上記放射線管理員の立しょう等）を実施している。

訓練中の要員の振る舞いの気付き（失念等によるもの）は、類似性・頻発性は確認されなかった。

- ・「行為—その他実施」について

訓練中における要員の不安全行動に関して、今年度確認された墜落制止用器具、ライフジャケットの着用時の気付き（墜落制止用器具のライフジャケットへのかみこみ、墜落制止用器具のベルトねじれ、ライフジャケットベルトの緩み）については、類似した気付きが2021年度下期に2件、2022年に8件確認されているが、フルハーネスの使用が始まって件数が増加した2022年から減少傾向にある。このことから、類似性・頻発性の事象ではあるものの必要な対策を実施し、減少傾向にあることから新たに対応が必要な問題はない。

訓練実施中における振る舞いについては、類似性・頻発性による新たな問題点はない。

- ・「日常—品質管理」について

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

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、CR件数について、2023年度第3四半期は257件、2023年度第4四半期は267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。該当期間は通常運転中であり、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。

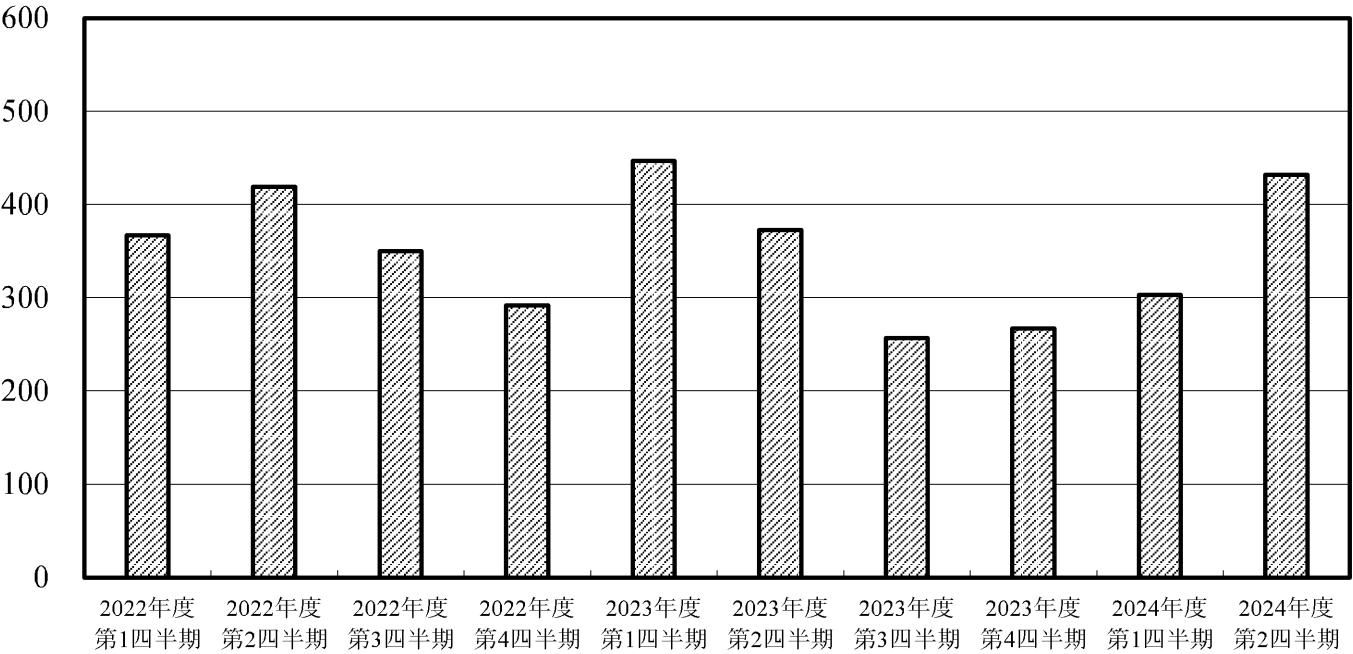
これらのことから、品質保証活動の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

(6) 品質保証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

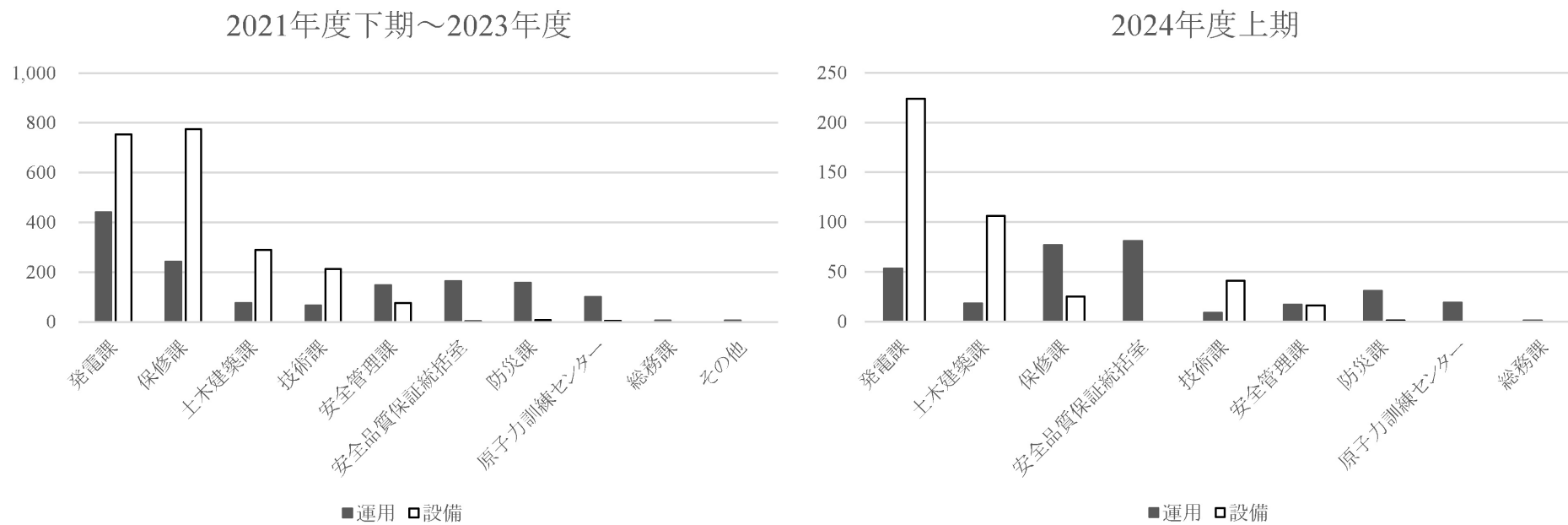
品質保証活動に関して、今後の安全性及び信頼性のより一層の向上に資
する自主的な取組みとして、「原子力発電所の組織改正」を抽出した。

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

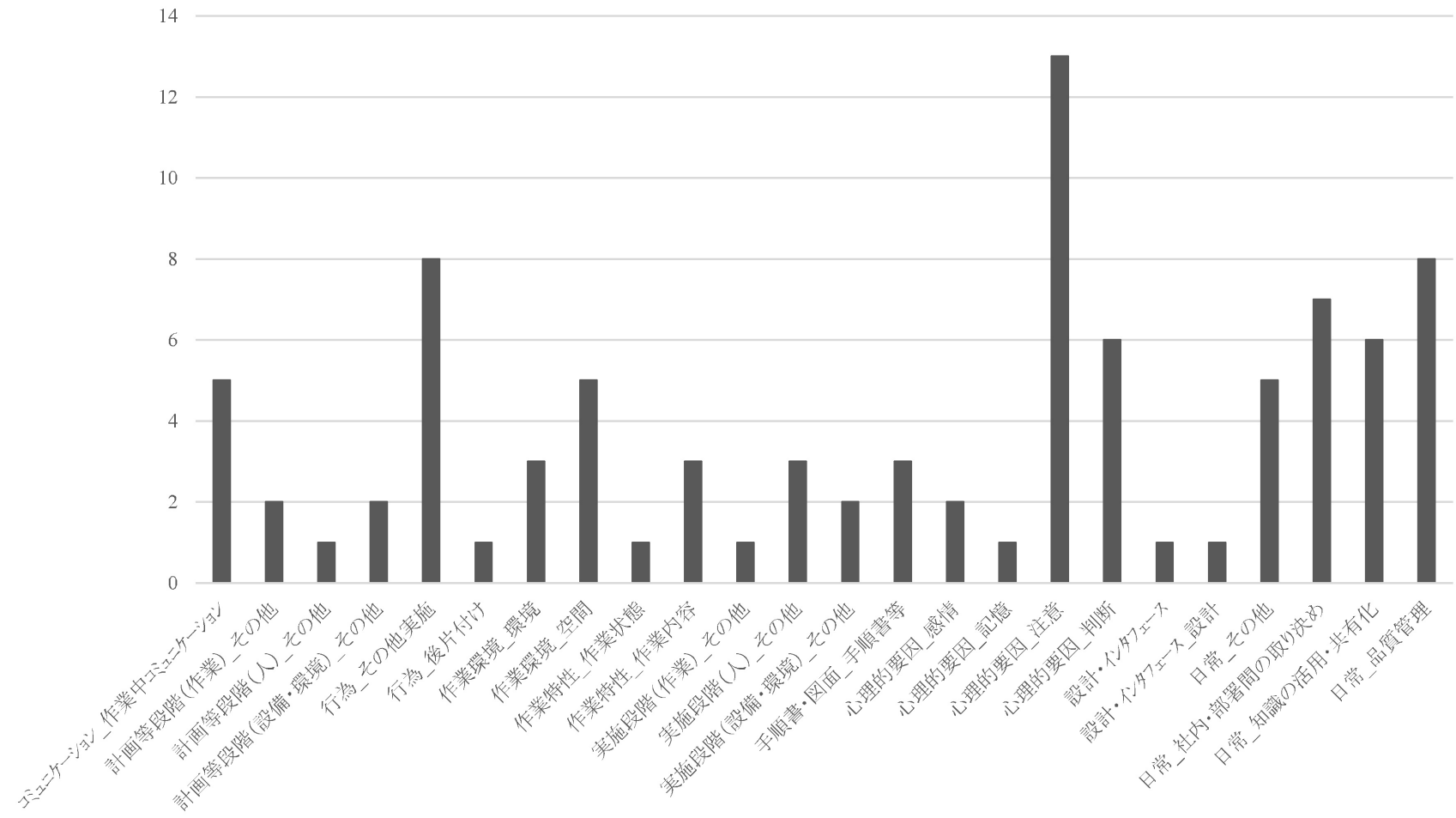
	2022年度				2023年度				2024年度	
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期
CR件数	367	419	350	292	447	373	257	267	303	432



第2.2.1.1-1図 CR件数



第2.2.1.1-2図 組織別CRの件数



第2.2.1.1-3図 ヒューマンパフォーマンスコード別の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。

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. 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) ソフトウェア共通要因故障対応手順に係る社内マニュアルの改正

ソフトウェア共通要因故障（以下「CCF」という。）対応手順については、2023年度第26回定期事業者検査にて、メーカーの手順書を基に整備しているが、メーカーより、新たにCCF対応の操作に係る注意事項等が示されたため、その内容を社内マニュアルに反映することとした。

また、改正内容の反映に当たり自主訓練を実施し、得られた改善提案を含め、2024年5月に社内マニュアルを改正した。改善の内容は以下のとおり。

- ・多様化自動作動設備による安全注入動作時において、故障等によりいずれかのRCPが停止した場合に継続運転中のRCPを全台停止する操作の追加
- ・RCP全台停止時のサブクール度（飽和温度と実際の温度との差）確認に関する事項の追加
- ・原子炉格納容器スプレイ作動時にRCPを手動停止する手順の追加
- ・中央制御室空調系の他号機側外気隔離操作の追加
- ・使用済燃料ピット冷却器冷却水通水ライン隔離操作の追加
- ・ソフトウェアの部分的な故障を考慮した対応の追加
- ・早期の対応が必要な場合は、その事象収束操作と社内マニュアルの対応手順「CCF時事故直後の操作及び事象判別」に基づく操作を並行することも可能とする記載の追加
- ・CCF時LOCAにおける余熱除去ポンプ停止の記載の見直し
- ・CCF時における「安全機能の連続監視」に関する注意事項の追加

この結果、緊急時の対応能力向上及び運転員のパフォーマンス向上が図られた。

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

また、教育・訓練の実績は、適切に管理しており、運転資格に応じた業務

知識・技能の習得状況を把握し、教育訓練計画の策定に役立てている。

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

(a) 運転員の設計基準事象教育の強化

発電課の運転員は定期的にシミュレータ訓練を実施し、事故発生時に発電所を安全に停止させるための対応の訓練を実施している。

発電所の再稼働に伴い、新規制基準に関わる成立性確認に関する教育が大幅に増加した結果、反応度制御や放射能放出緩和といった基本的な対応操作の訓練に時間をかけることが難しくなっていた。

そのため、運転員のパフォーマンスの向上を目的として、基本的な対応やインターロック等をまとめた教育資料により、設計基準事象の基礎を学習するための机上教育と、基本的な事故におけるプラント機器及びパラメータの挙動や対応操作についてシミュレータ訓練を開始した。

また、事故対応パフォーマンス等を確認するための事故シナリオ(年度ごとに設定)によるシミュレータ訓練を実施し、事故シナリオの各ポイントで一時的停止し、それまでの対応(状況判断や取るべき措置等)をタイムリーに振り返ることで運転員の設計基準事象に対する理解の促進を図る訓練を開始した。

(b) 巡視員の現場における振る舞い向上のための教育資料作成

発電課では毎年20名程度の新入社員を受け入れており、翌年同数程度の若手社員が転出していく入れ替わりの早い課であることから、巡視員の技術伝承の確立を課題としている。

課題に対する方策の一環として、巡視に関する機器ごと(ポンプ、ファン

等)の具体的な監視の視点をまとめた資料(写真付きの巡視ポイントシート)を作成するとともに、当該資料を活用した教育を開始した。

(c) 巡視員の知識及び技能ベースのパフォーマンス習熟度確認のための力量認定試験の導入

発電所のトラブルを未然に防止するためには、巡視員等による巡視点検や定期試験における異常兆候の発見が重要である。そのため、従来より巡視点検に関する資格認定はポジション別実習チェックシートにて実務研修(以下「OJT」という。)の実施状況を当直課長が確認し、発電課管理層が面談により認定している。

これらに加え、巡視点検の力量を確実に習得しているか確認するため、力量認定試験を導入し、基礎知識を確認するための「筆記試験」と、現場巡視におけるパフォーマンス確認のための「実技試験」を力量付与前に実施する運用を2024年4月に開始した。

d. 運転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) 停止時リスクモニタを活用した継続的なリスク評価・管理による更なる安全性の向上

第6回安全性向上評価にて実施した内部事象停止時確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)の評価結果から抽出された安全性向上に資する自主的な追加措置(以下「追加措置」という。)に伴い、原子力発電所の運転停止時(定期事業者検査中)における各機器の運転状態に応じたリスク

変動を可視化するシステム(停止時リスクモニタ)を発電所の最新の状態に更新した。

この結果、発電所の最新の状態に即したリスク評価が可能となり、より効果的なリスク評価及びリスク低減措置の検討が可能となった。

(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、消火設備の故障件数について、2024年度第2四半期は47件となっているが、火災バックフィット工事による感知器の取替等の対応に加え、感知器設置位置の周辺環境の影響によるものであり、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。

(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。

(6) 運転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り組み

運転管理に関して、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り組みとして、「中央計装制御装置更新工事」を抽出した。

抽出した自主的な取り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。

2.2.1.3 施設管理

(1) 目的及び目的達成に向けた活動

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

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

(2) 施設管理と保安規定との関係

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

(3) 施設管理の調査

a. 施設管理に係る組織・体制の改善状況

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

一例として、原子力規制検査制度の施行に伴い、2019年12月25日に品管規則が定められ、「保安活動の重要度に応じた使用前事業者検査等の独立性の確保」が要求されたことを踏まえ、安全品質保証統括室に検査係を設け、体制を確立させた。この結果、品管規則の要求に沿った検査体制を現在も維持することができている。

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

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組織・体制に係る主な改善活動はなかったが、今後とも適切な組織・体制が確立されるよう、継続的な改善を図っていく。

b. 施設管理に係る社内マニュアルの改善状況

施設管理に係る社内マニュアルについては、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、設備の健全性を確保し、信頼性を維持向上させるため、施設管理に係る要求事項や業務手順等について定めている。なお、社内マニュアルは、国内外発電所の事故・故障等の反映、保安規定等の変更を適宜反映することにより継続的な改善を行っている。

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

(a) 川内2号機重大事故等対処に干渉する仮設足場の設置に係る社内マニュアルの改正

川内2号機海水ポンプエリアにおいて、仮設足場が移動式大容量ポンプ専用接続用海水ストレーナ上蓋に近接して設置されており、重大事故等時の海水ストレーナ上蓋取替作業に影響を及ぼすおそれがあることを定期事業者検査に係る原子力規制検査で指摘された。

本事象は、重大事故等発生時の作業エリアの識別表示がされていなかったこと及び重大事故等対処用資機材の点検時に悪影響を及ぼす足場が設置されていないか確認することが不明瞭であったことが要因と考えられる。

本事象の対応として、社内マニュアル改正等を実施し、以下の運用を行うこととした。

- ・重大事故等発生時の作業エリアの識別表示をする。
- ・重大事故等発生時の作業エリアを明記する。
- ・重大事故等対処用資機材の点検時に悪影響を及ぼす足場が設置されていないか確認することを明記する。

この結果、重大事故等に対処するための設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性の確保が図られた。

(b) 川内2号機非常用エアロック漏えい率試験復旧手順誤りによる原子炉格納容器の閉じ込め機能の一時的な喪失のおそれに係る社内マニュアルの改正

運転中の川内2号機において、非常用エアロック(以下「エアロック」という。)の漏えい率試験後の復旧に当たり、協力会社の作業員がエアロックの外扉(燃料取扱建屋側)開放中に内扉(原子炉格納容器側)を開放しようとしたため、当社社員の研修生が、両側の扉が同時に開放される可能性があることに気付き、当社社員の作業立会者を通して作業を中断した。

本事象について、以下の原因が挙げられる。

- ・作業立会者及び作業員は、作業手順の遵守、ホールドポイントの重要性の認識が希薄であった。
- ・試験で使用する工具が燃料取扱建屋内保管となっており、燃料取扱建屋へ工具を搬出する際にエアロック内工具仮置き位置が外扉の開操作と干渉することから、工具を一時的に移動させる手順が発生する等作業ステップが多かった。
- ・作業計画を示した日常整備保守計画表において、当該作業が保安規

定要求機能に影響を及ぼすおそれのある作業であることが明確にされていなかった。

- ・当該作業は日常整備委託の作業要領書内に含まれており、当該要領書の記載を含めリスクの低い他の日常作業と差別化されていなかった。
- ・作業要領書と試験に用いた社内検査要領書のいずれにも復旧手順が定められており重複していることから、手順を抜けなく通貫して確認しづらかった。
- ・作業要領書上、プラント運転中における原子炉格納容器の閉じ込め機能に係る保安規定上の要求に関する記載がなく、作業立会者及び作業員は、当該作業が重要な作業と認識していなかった。

本事象の対応として、2024年3月に社内マニュアルを改正し、以下の運用を行うこととした。

- ・手順の遵守及びホールドポイントの重要性について、関係箇所に継続的に教育を行う。
- ・他設備の影響がないことを確認した上で、工具の保管場所を原子炉格納容器内とする。
- ・日常整備保守計画表において、保安規定要求機能に影響を及ぼすおそれのある保修作業を明確にし、当該作業は管理職立会とする。
- ・日常整備委託の作業要領書とは別に、新たに独立した作業要領書を制定する。
- ・準備及び復旧については、社内検査要領書に手順を一本化する。また、内扉開放前に外扉が閉鎖されていることを確認する手順とする。
- ・作業要領書及び社内検査要領書の手順の注意事項に、プラント運転中は保安規定の要求により両扉同時開放厳禁であることを明確に記載する。

- ・「両扉同時開放厳禁」という注意喚起標識を作成し、運転中の検査時に現場に掲示する。

この結果、運転中における原子炉格納容器の閉じ込め機能の一時的な喪失の防止が図られる。

(c) 安全上重要な設備における保守作業のリスク管理上の期待事項の明確化及び周知

安全上重要な設備近傍での作業リスクや、重要設備を損傷させるおそれのあるリスクを把握すること、そしてそれらのリスクに対する低減措置を、保守課員のみでなく、作業を行う協力会社社員へ十分に共有することに課題がある。

そのため、保守作業における安全上重要な設備への影響を含めたリスク抽出対策の事前考察が作業計画時の重要な案件である旨を施設管理目標に盛り込み、期待事項の明確化を行った。

また、組織の実情に応じた期待事項を明示するため、ポスター等による周知活動を実施した。

この結果、安全上重要な設備近傍での作業リスクや、重要設備を損傷させるおそれのあるリスクについて、協力会社社員を含むすべての所員に周知共有することができた。

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。

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) 設計経年化評価から得られた知見に関する技術資料の作成及び共有

第6回安全性向上評価にて実施した保安活動の実施状況の評価結果から抽出された追加措置に伴い、ATENAの「設計の経年化評価ガイドライン」の新旧プラント設計の比較及び対策検討に係る手法を踏まえ、抽出した知見に関する技術資料を作成し、関係者に共有した。

この結果、国内プラント間の設計差異を認識して、自プラントの安全性の特徴を理解するとともに、改良工事等で当該情報を考慮した設計とすることで、安全性の向上が図られた。

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) メタルクラッド開閉装置保護継電器のデジタル化工事

メタルクラッド開閉装置の既設アナログ保護継電器は生産中止となっているため、信頼性、長期保守安定性に優れ、また、電子回路の常時監視による故障の早期発見が可能なデジタル式の保護継電器への計画的な取替えを実施し、第27回定期事業者検査に完了した。

この結果、過渡事象の発生要因となる補機停止の可能性の低減が図られた。

(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

2024年度上期に発生した設備に関するCR(未然防止処置、薬品の補充等は除く。)の系統別CR件数を第2.2.1.3-1図に示す。

設備に関するCR(未然防止処置、薬品の補充等は除く。)のうち、件数の多い系統について深掘りを行った結果と類似性・頻発性の観点の考察を以下に示す。

・建築関係設備

土木建築課総合点検結果に基づく「耐放射性塗装の損傷(軽微な塗装の損傷、剥離)」等がほとんどであり、それ以外には台風接近に伴う建屋への雨水流入に関する気づきが含まれる。これらに類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

・土木関係設備

土木建築課総合点検結果に基づく「耐放射性塗装の損傷(軽微な塗装の損傷、剥離)」等であり、これらに類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

・炉外核計装関係

「NIS校正」や「ΔI目標値設定変更」等であり、運転経過に伴い想定さ

れる調整作業に関連するCRである。これらに類似性・頻発性の観点で問題はなかった。

- ・化学体積制御系統

冷却材フィルタ差圧上昇及び封水注入フィルタ差圧上昇に関するCR（12件）であるが、このうち8件は第27回定期事業者検査のプラント停止工程において封水注入フィルタの差圧上昇が頻発した事象に伴うものであり、想定される事象以外で頻発が確認されたことから原因調査中である。

(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

2024年度上期に発生した設備に関するCR（未然防止処置、薬品の補充等は除く。）について、故障原因別CR件数を第2.2.1.3-2図に示す。

設備に関するCR（未然防止処置、薬品の補充等は除く。）のうち、件数の多い故障原因について深掘りを行った結果と類似性・頻発性の観点の考察を以下に示す。

- ・つまり

1次系のフィルタや換気空調系のフィルタつまりが多数を占める。第27回定期事業者検査のプラント停止工程において、封水注入フィルタの差圧上昇が頻発した。設備、運転操作及び水質の観点から原因調査を行った結果、フィルタエレメントの除去性能が許容される範囲内で高かったことが確認されており、これが原因であったと推定された。「つまり」においてはこれ以外に類似性・頻発性の観点での問題はなかった。

- ・誤動作

梅雨から夏季にかけて特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）等の火災感知器誤動作に伴う警報発信が頻発した。本件は夏

季の湿気により感知器の基盤が劣化したものと推定されており、湿気が多い箇所を中心に感知器に乾燥剤を封入、現場に除湿器を設置する等の対策を行い、今後原因分析を含め是正処置を検討することとしている。なお、本対策及び季節の変化によりその後同様の誤動作の発生件数は減少している。「誤動作」においてはこれ以外に類似性・頻発性の観点での問題はなかった。

- ・動作不良

現場の水位伝送器の許容誤差外れや、中間領域中性子束の不足補償等である。また、運転経験等として想定される事象以外の事象として、新GIS母線保護装置の異常（自動点検回路の異常）が確認されたが、過去3年間に同様の事象は発生していなかったことから、類似性・頻発性の観点での問題はなかった。

- ・その他

土木建築課総合点検結果に基づく「耐放射性塗装の損傷（軽微な塗装の損傷、剥離）」等が約5割、「原子力計装」における「出力領域核計装（NIS）校正」、「ΔI目標値の設定変更」及び「炉内外核計装照合校正」、「1次冷却系統」における「ΔTの校正」等運転経過に伴い想定される調整作業が約1～2割、「蛍光灯、誘導灯、ランプの消灯」等の消耗品に関するもの等が約1～2割を占めている。一部に類似性・頻発性の事象が見受けられるものの、運転経過に伴って発生し得る事象で問題ないことを確認した。

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、CR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」を参照。)

また、消火設備の故障件数について、2024年度第2四半期は47件となっているが、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。(消火設備の故障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。)

(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。

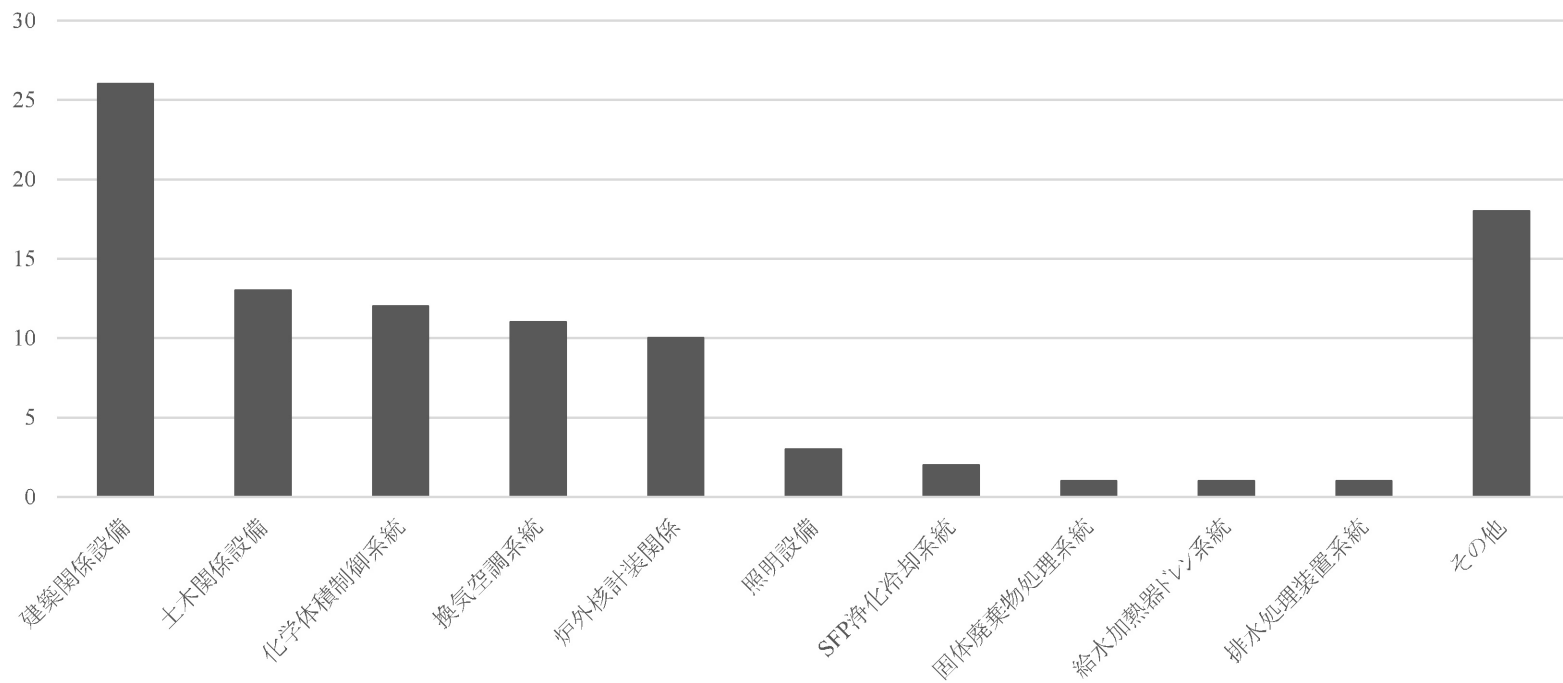
これらのことから、施設管理の目的を達成するための保安活動の仕組みが

適切で有効であると判断できる。

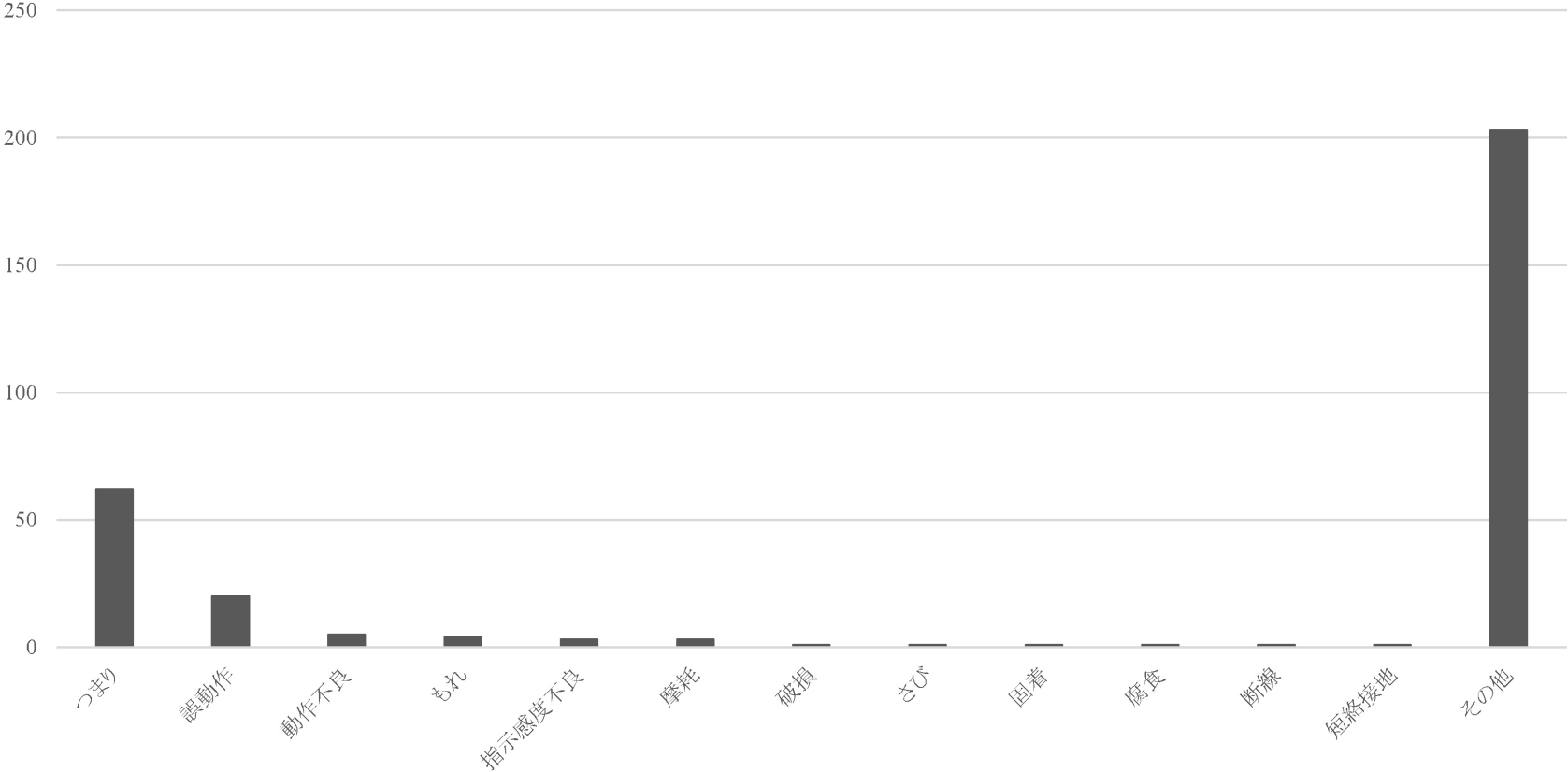
(6) 施設管理活動の結果から抽出した今後の安全性向上のための自主的な
取組み

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、「電気ペネトレーション更新工事」、「RCP周りRTDのダブルエレメント化工事」及び「1次系補機自動化制御装置及び空気式計器の更新」を抽出した。

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



第2.2.1.3-1図 系統別CR件数（川内2号機）



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、技術課において燃料管理及び炉心管理に関する事項、安全管理課において水質管理に関する事項、保修課において燃料取替に関する事項を実施している。また、燃料管理に係る業務は、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) 燃料取替クレーングリップパチューブ上限位置表示ランプの不具合に伴う社内マニュアルの改正

川内1号機第26回定期事業者検査燃料取出作業中において、燃料取替クレーンにて燃料をつかんで保持した後、燃料を昇降させるグリップ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プ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。

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。

本事象は、本運転時と事前点検時との条件に相違があったことから、ワイヤーの伸び量に差が生じたことに起因したものと推定した。具体的には、事前点検時にはガイド燃料を気中にてつり上げを実施しているが、実燃料は水中にて実施する等の相違がある。

事前点検時との条件の相違によるワイヤーの伸び量の差を具体的に算

定して設定することは困難であるが、本事象が再発し対応手順が整備されていない場合、燃料取扱時間が長くなる。

そのため、事象発生時の対応手順として、事象発生時には手動にてジョグ上昇操作を実施し、「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、2024年7月に社内マニュアルへ追加した。

この結果、本事象再発時の対応が明確化され、燃料取扱時間の増加を防止することにつなげることができた。

c. 燃料管理に係る教育・訓練の改善状況

燃料管理に係る教育・訓練については、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、運転員、技術系所員及び燃料の取替業務に係る要員を対象として、燃料の臨界管理、検査、取替、運搬及び貯蔵に関することについて教育を実施している。

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

また、技術課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

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

(4) 燃料管理に係る実績指標

a. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

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

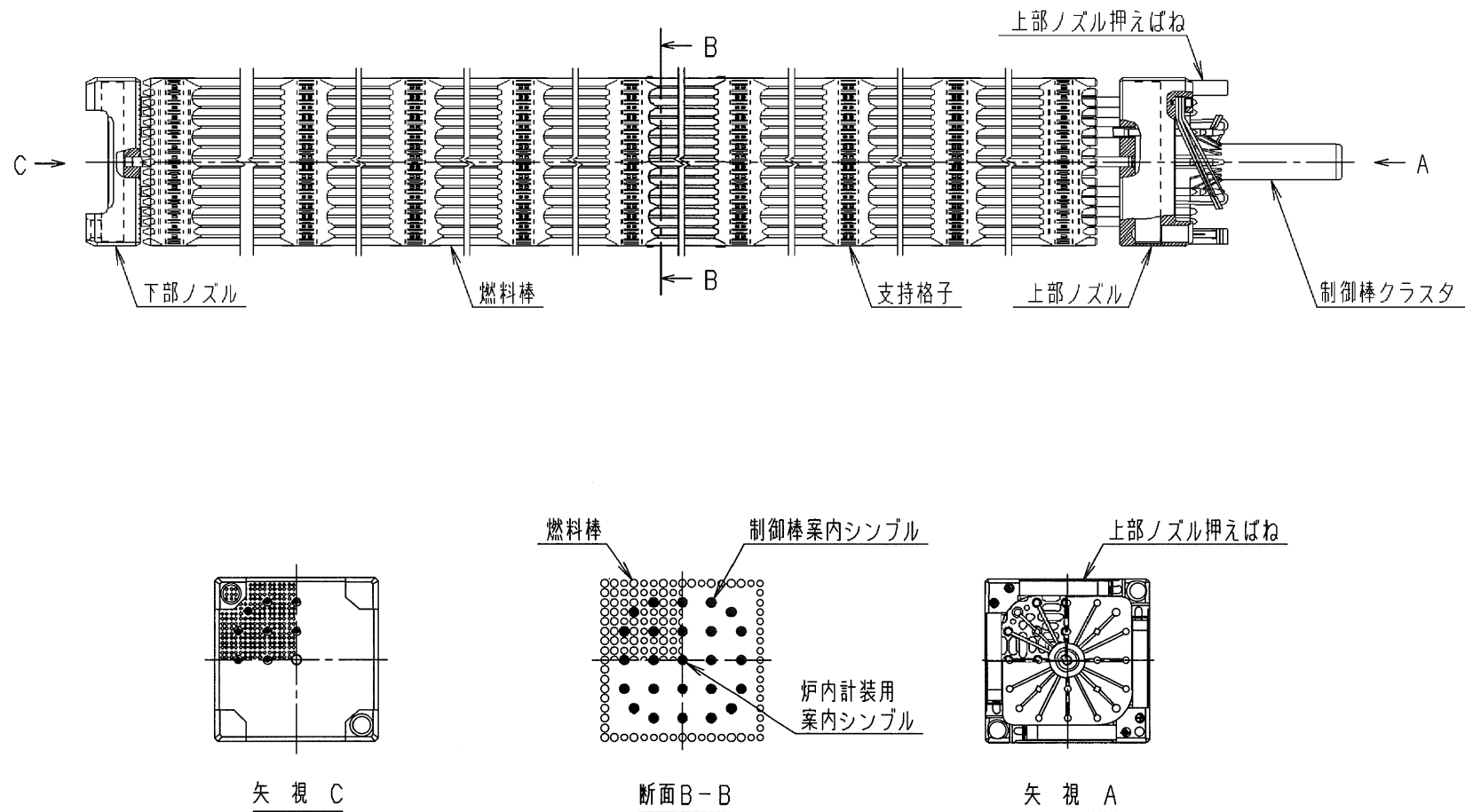
燃料管理に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、燃料管理の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

燃料管理に係る実績指標について、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は確認されなかったことから、燃料管理の目的を達成するための保安活動が継

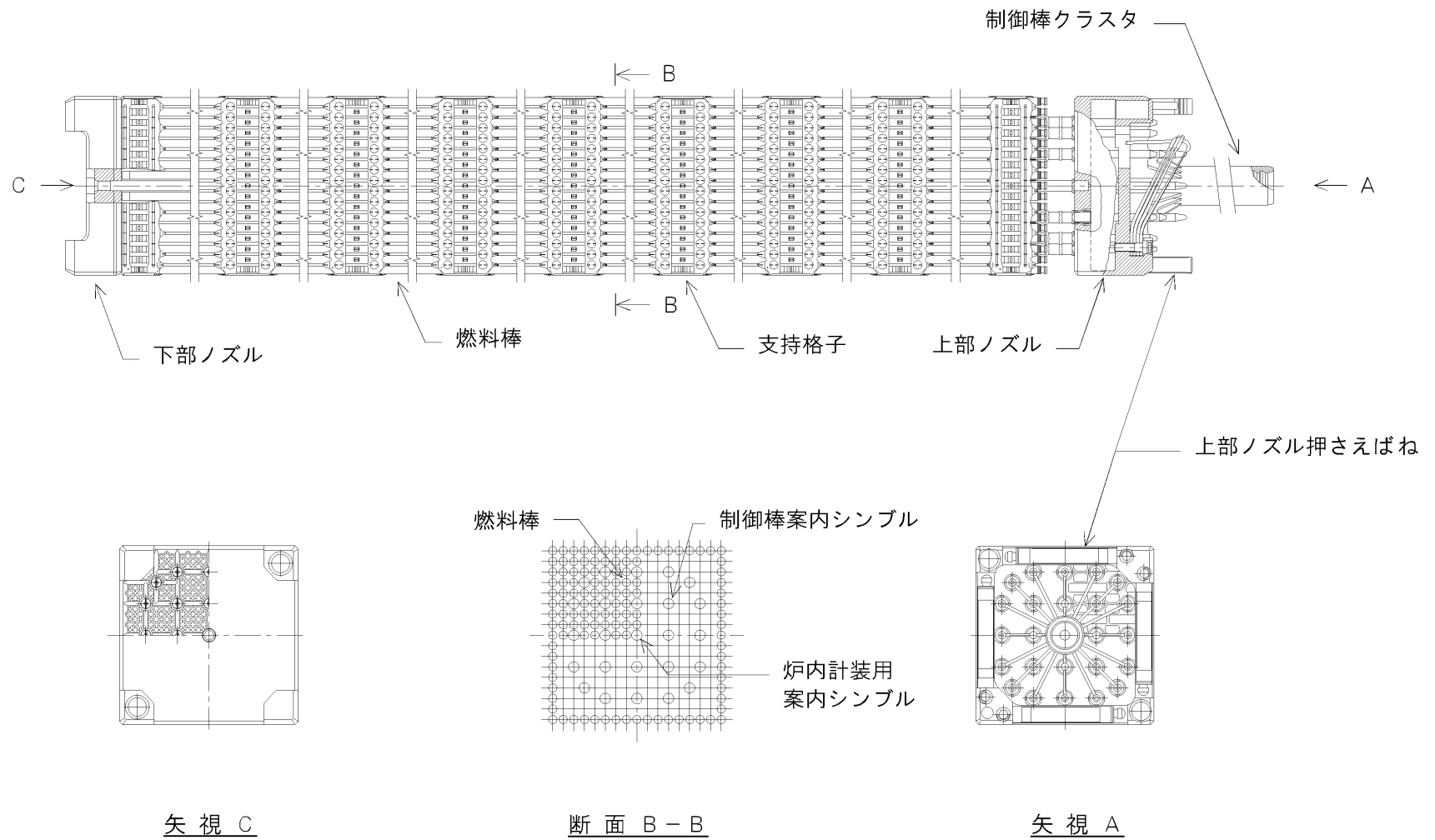
続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

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

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



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



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

2.2.1.5 放射線管理

(1) 目的及び目的達成に向けた活動

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

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

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

(2) 放射線管理と保安規定との関係

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

(3) 放射線管理の調査

a. 放射線管理に係る組織・体制の改善状況

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

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組

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。

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

c. 放射線管理に係る教育・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、安全管理課放射線管理員は、放射線業務従事者に対し放射線測定器の取扱い、管理区域への出入管理、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。

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) 可搬型Ge γ 線多重波高分析装置の追加導入

Ge γ 線多重波高分析装置(以下「Ge装置」という。)は、採取した試料を遮蔽体にて作られた測定室内にセットすることにより、 γ 線のエネルギースペクトルを測定して核種を同定し、更に定量する装置である。

2022年度NRA放射線チーム検査において、マスク着用解除の判断に用いる計測器に使用していた天然核種の放射性物質濃度を除くための係数（ β/α 比）の誤りが指摘されたため、2023年1月からマスク着用解除の判断は、天然と人工核種を弁別できるGe装置を用いることとした。

しかし、既存のGe装置は主に保安規定要求の測定に使用することから、使用頻度の増加による故障リスク及び運用性を考慮し、可搬型のGe装置を2023年度に追加導入した。

この結果、使用頻度の増加による故障リスクの低減及び運用性の向上が図られた。

(4) 放射線管理に係る実績指標

a. 発電所のパフォーマンスに関する実績指標

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、退域時の有意な汚染の検出件数について、2024年度第2四半期は11件となっており、「劣化傾向の可能性」の区分に該当したが、これは定期事業者検査に伴う管理区域入域者の増加が主な要因と考えられる。加えて、身体サーベイ要員の配備等、汚染拡大防止に向けた更なる対策を講じた結果、その後の期間では発生状況が減少傾向にあり、これらの取組みによる成果が確認されている。

また、人的過誤に係る指標（従業員に対する放射線安全）について、2023年度第4四半期は「管理区域用靴を脱いだ状態での簡易型体表面モニタによる測定」及び「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」の2件が発生し、目標値である0件を超過した。これらの事象に

については、それぞれCRを発行し、原因分析を実施の上再発防止策を講じており、また、当該事象の前後で類似の事象が連続して発生していないことから、取組みの成果が確認されている。

以上のことから、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。

(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。

2.2.1.6 放射性廃棄物管理

(1) 目的及び目的達成に向けた活動

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

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

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

(2) 放射性廃棄物管理と保安規定との関係

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

(3) 放射性廃棄物管理の調査

a. 放射性廃棄物管理に係る組織・体制の改善状況

放射性廃棄物管理に係る組織・体制については、保安規定に基づく業務

を適切に行えるよう、放射性廃棄物管理を行うための責任権限が明確となっており、確実に保安活動を実施できるように組織及び分掌事項を明確にしている。

調査期間において、内部評価及び外部評価の結果を調査した結果、組織・体制に係る主な改善活動はなかったが、今後とも適切な組織・体制が確立されるよう、継続的な改善を図っていく。

b. 放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルの改善状況

放射性廃棄物管理に係る社内マニュアルについては、保安規定に基づく業務を適切に行えるよう、放出放射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、放出前に放水口モニタ点検予定期間(時間)でないことを確認する。また、点検予定期間(時間)終了前に点検が終了し、放出の必要がある場合は、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

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) 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)

(5) 放射性廃棄物管理に係る有効性評価結果

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

放射性廃棄物管理に係る実績指標について、パフォーマンスの改善余地・劣化傾向は確認されなかったことから、放射性廃棄物管理の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

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

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

第2.2.1.6-1表 放射性固体廃棄物データ

年 度	ドラム缶 発生量 [本]	その他の 種類の 発生量 [本相当]	発生量 [本相当]	焼却等 減容量 [本相当]	搬出減量 [本]	累積保管量 [本相当]
2014年度	1,600	644	2,244	676	0	23,053 ^{※1}
2015年度	814	620	1,434	795	0	23,692 ^{※1}
2016年度	1,694	1,276	2,970	1,840	0	24,822 ^{※1}
2017年度	683	1,344	2,027	2,235	0	24,614 ^{※1}
2018年度	1,991	1,450	3,441	1,460	320	26,275 ^{※2}
2019年度	1,413	1,394	2,807	1,779	0	27,303 ^{※2}
2020年度	1,379	1,405	2,784	2,214	0	27,873 ^{※2}
2021年度	808	928	1,736	1,842	0	27,767 ^{※2}
2022年度	703	862	1,565	1,809	0	27,523 ^{※2}
2023年度	733	1,041	1,774	1,717	0	27,580 ^{※2}

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

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

2.2.1.7 緊急時の措置

(1) 目的及び目的達成に向けた活動

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

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

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

※1: 原子力緊急事態により国民の生命、身体又は財産に生ずる被害

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

(2) 緊急時の措置と保安規定との関係

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

(3) 緊急時の措置の調査

a. 緊急時の措置に係る組織・体制の改善状況

事故・故障等発生時の対応として、電気事業法、原子炉等規制法等で通報連絡が求められている事故・故障等又はこれらに発展するおそれのある異常兆候が発生した場合には、事故・故障等発生時の通報連絡及び処置を迅速、的確かつ円滑に行うための活動を行うこと、また、社外への通報連絡は、該当する法令等及び地方公共団体との安全協定に基づき、速やかに国、地方公共団体等へ電話等により通報連絡（第1報）を実施し、その後は、事故・故障等の状況、調査結果等について適宜情報提供を行うこととしている。

そのため、国、地方公共団体等を含めた通報連絡訓練を定期的を実施し、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・体制の主な改善活動を以下に示す。

(a) 原子力施設における原子力災害オンサイト医療ネットワークの運用開始

「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頂くことが可能となる。

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

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

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

※: 原子力施設の状況に応じて、緊急事態を、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の3つに区分し、原子力施設の状況が、これらの緊急事態の区分に該当するか否かを原子力事業者が判断する基準

(b) 安全補機開閉器室及びCRDM電源室※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事象を受け、火災感知器の設置状況を調査したところ、安全補機開閉器室及びCRDM電源室に設置している火災感知器について、工事計画認可申請書(添付書類)の記載「火災感知設備の火災感知器は、消防法の設置条件に基づき、設置する設計とする」に対し、設置条件を満足していないことが確認された。

このことから、工事や設計の実施段階で許認可の申請内容（適用法令等）との整合を判断する場合や、実施する工事内容の基準適合への確認を補完する資料として、また同事象の確実な再発防止を図るため、実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（以下「火災防護審査基準」という。）等に基づく火災感知器の消防法における設置条件を満足するように、具体的な確認内容の明確化を目的とした「火災感知器に関する手引き」を作成した。併せて、社内マニュアルを改正し、火災感知器の消防法における設置条件を満足することを確認するため、手引き等を参考にすること及び防災課へ確認することを明記した。

この結果、火災感知器の設置条件を満足するための具体的な確認内容の明確化及び確認プロセスの充実が図られた。

※：CRDM電源室とは、制御棒を駆動する装置の制御に係る盤等を設置している部屋である。

（c） 異常時通報連絡方法の見直しに伴う社内マニュアルの改正

警戒事態や原災法第10条事象発生後における警戒事態該当事象未満の異常時の通報連絡について、非常事態対策基準に基づく連絡ルートではなく、異常時通報連絡処置基準に基づく連絡ルートで通報し、複数の連絡ルートが混在することで通報連絡の受け手を混乱させる可能性がある。混乱防止のため、防災体制発令以降に異常時通報連絡対象事象が発生した場合は、非常事態対策基準（原子力事業者防災業務計画）で定める連絡ルートに基づき対応を行うように2024年2月に社内マニュアルを改正した。

この結果、通報連絡時における混乱防止が図られた。

- (d) 格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順の追加に伴う社内マニュアルの改正

第6回安全性向上評価にて実施した地震出力運転時PRAの評価結果から、格納容器機能喪失頻度（以下「CFF」という。）の寄与割合の大きい格納容器機能喪失モードである「格納容器隔離失敗」について、格納容器隔離信号が未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順を追加することが格納容器隔離失敗のリスク低減に効果的であることが分かった。このため、社内マニュアルを改正し、格納容器隔離信号が未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順を追加した。

この結果、格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離失敗に至るリスクの低減が図られた。

- (e) 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、あらかじめ鹿児島県知事及び薩摩川内市長と協議を行うこと。並びに修正した場合、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。

(f) 可搬型機器の燃料レベルの適切な管理

緊急時対応用設備である可搬型機器については、いつ緊急事態が発生しても使用できるように維持することが重要である。従来は、設備主管箇所の定期点検にて燃料レベルをチェックし、月末に燃料補給を依頼する運用としており、燃料レベルが基準値を下回った場合の対応が明確ではなかった。

そのため、2024年4月に社内マニュアルを改正し、燃料レベルの管理や給油手段等が明記されたことに加え、可搬型機器の燃料レベルが基準値を下回った場合の対応を明記した。

この結果、燃料レベルの管理を徹底するよう社内マニュアル上で管理され、緊急事態発生時の燃料不足等の不測の事態を防止することができる。

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) ECCS再循環切替操作に関する教育・訓練の実施

第5回安全性向上評価にて、重大事故等時に特重施設を活用した際の内的事象におけるPRAを実施した。PRA評価結果から、炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）の寄与割合の大きい事故シーケンスグループである「ECCS再循環機能喪失」について、ECCS再循環切替操作に関する対策の実施が重要であることが分かった。

ECCS再循環切替操作は実施するための時間余裕が短く、操作に失敗する可能性が大きいため炉心損傷リスクへの寄与が大きい。そのため、従来実施している当該操作の訓練に加え、当該操作の重要性について教育を実施し、以降継続的に教育を実施する。

この結果、当該操作の教育及び訓練を反復することで、確実な運転操作が実施されるようになり、事故対応能力の向上が図られる。

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

第5回安全性向上評価にて、重大事故等時に特重施設を活用した際の内的事象におけるPRAを実施した。PRA評価結果から、CFFの寄与割合の大きい格納容器機能喪失モードである「蒸気発生器伝熱管破損」について、破損側蒸気発生器隔離操作及び隔離失敗後の重大事故等対策実施が重要であることが分かった。

運転員の意識向上を目的として、破損側蒸気発生器隔離操作及び隔

離失敗後の重大事故等対策の重要性について運転員に教育を実施し、以降継続的に教育を実施する。

この結果、当該操作の教育及び訓練を反復することで、確実な運転操作が実施されるようになり、事故対応能力の向上が図られる。

(c) 地震時における原子炉補機冷却水系の喪失を防止するための原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化の教育

第6回安全性向上評価にて実施した地震出力運転時PRAの評価結果から、CDFの寄与割合の大きい事故シーケンスグループである「原子炉補機冷却機能喪失」について、炉心損傷を防止するための対策として、原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化が効果的であることが分かった。

本対策については、第1回安全性向上評価届出における地震出力運転時レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失に対する追加措置として抽出しているが、この対策に加え漏えいの早期発見による原子炉補機冷却水系の隔離による漏えい防止を目的とした、手順書への反映内容を含めた教育・訓練を継続的に取り組むこととする。このため、2024年度に教育を行い、以降継続的に教育を実施する。

この結果、地震による原子炉補機冷却水の漏えいの早期発見が可能となり、原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度の低減が図られた。

(d) 特重施設のSA活用を踏まえた安全裕度評価結果の教育

第6回安全性向上評価にて、特重施設の重大事故等時への活用を踏まえ、炉心損傷防止対策を含む安全裕度評価を実施した。評価結果の概要及び評価結果から抽出された「設計基準を超える地震、津波及びその他自然現象が起こった際に予想される特重施設のSA活用を踏まえたプラント

挙動」等について教育することにより、重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上に期待できる。このため、2024年度に教育を行い、以降継続的に教育を実施する。

この結果、重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上が図られた。

d. 緊急時の措置に係る設備の改善状況

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

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

(a) 最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映

第4回安全性向上評価にて実施した安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価（以下「中長期的な評価」という。）の評価結果から、PRAモデルに対して既設設備の図面等が活用できていないこと及び特重施設の運用段階で定められた手順書による評価になっていないことから改善の余地が見込まれる所見が確認された。このため、最新の図面・手順書をPRAモデルに反映した。

この結果、最新のプラント状態を詳細に反映したPRAが可能となった。

(b) PRAモデルへの伊方プロジェクト^{*}における海外専門家からの指摘を踏まえた知見の反映

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、

PRAモデルに対して伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見を反映した評価モデルとなっていないことから改善の余地が見込まれる所見が確認された。このため、PRAモデルへの伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見をPRAモデルに反映した。

この結果、国際的な水準に向けたPRAモデルの高度化が図られた。

※：四国電力（株）伊方発電所3号機を国内PWRの代表プラントとして、原子力発電所の安全性、リスク評価、過酷な自然事象のハザード評価、リスク情報を活用した意思決定等の分野における国際的権威の専門家からの助言を元に、PRAを高度化させる取組み。

（c） 電線管内ケーブル系統分離対策工事

火災防護審査基準に基づき、火災の影響軽減対策を要する火災防護対象ケーブルを収納する電線管等に対して、耐火障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を第27回定期事業者検査時に実施した。

この結果、火災防護対象ケーブルを収納する電線管等に対し火災防護対策が講じられたことから、発電所の火災に対する安全性が向上した。

（d） 火災防護審査基準改正に伴う火災感知器追設工事

火災防護審査基準の改正により、安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置されている火災区域に対してエリア全体を網羅的に監視するよう火災感知器を設置（原則、消防法令の設置要件と同等の要件に基づき設置）すること等が追加要求されたことから、本要求への適合を図るため、高天井エリア、高線量エリアを含む火災感知器の追加設置を実施した。

この結果、火災感知に対する信頼性の向上が図られた。

(e) 受電系統の変更(特別高圧開閉所の更新工事)

発電所の特別高圧開閉所について、外部電源の信頼性確保の観点から、受電系統を2ルート3回線から3ルート6回線(500kV送電線1ルート2回線、220kV送電線2ルート4回線)に変更し、2024年11月に運用を開始した。また、特別高圧開閉所をEL.+13.3mからEL.+35.0mの高台に移設し、500kV送電線と220kV送電線を連系する連絡用変圧器の設置を行った。

この結果、外部電源回線数の増強及び高台移設による津波対策により、外部電源確保の更なる信頼性向上が図られた。

(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。

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

緊急時の措置に関して、今後の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みとして、「敷地地下深部の地下構造把握に資する調査及び地震計の設置」を抽出した。

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

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、所員に対する原子力発電所長の訓話、ポスターの掲示、安全パトロールによる現場指導及び監督、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。

(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のうちCAQ事象のみを対象に安全文化10特性の観点で分類し、分類されたCRの原因に類似性・頻発性の観点で問題

がないか確認している。

2023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・頻発性の観点から問題ないことを確認した。

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 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2023年度の例)(1/5)

項 目	評価結果
自己評価結果	1. 自己評価結果における組織の良い点、気がかりな点は以下のとおり。 [良い点] (1) 発電所幹部、管理職からの安全最優先のコミットメントと、それに確実に応えようとする組織員との発電所一体感の醸成が示唆された。(リーダーシップ(LA)、コミュニケーション(CO)) (2) 現場OJT及び教育訓練等の確実な取組みによる技術力の維持が示唆された。(安全に関する責任(PA)、継続的学習(CL)) (3) 協力会社との尊重し合うコミュニケーション浸透による良好な関係性の継続が示唆された。(コミュニケーション(CO)、尊重しあう職場環境(WE)) (4) 原子力安全やコンプライアンスに対する意識醸成の高さが示唆された。(安全に関する責任(PA)、問題提起できる環境(RC)) (5) 活気ある風通しの良い職場風土の着実な醸成が示唆された。(コミュニケーション(CO)、尊重しあう職場環境(WE)) [気がかりな点] (1) 業務繁忙感、要員補充願望が顕在化しており、経営層や上層部との対話活動を始めとする取組みが行われているものの、上記に対するギャップ解消が図られていないようにうかがえる。(リーダーシップ(LA)、コミュニケーション(CO)) (2) 既存の枠組み(教育訓練、改善等)を超えた技術力向上の取組みに対しては、一部見受けられるものの、業務繁忙感も相まって二の足を踏んでいることがうかがえる。(継続的学習(CL)) (3) ハラスメントやメンタル面の配慮に一般職は特に敏感であり、職場雰囲気や業務繁忙感に伴うきめ細かい配慮の必要性がうかがえる。(尊重しあう職場環境(WE)、コミュニケーション(CO)、常に問いかける姿勢(QA)) (4) 所員及び協力会社社員に対する敬意のない高圧的な振る舞いがごく一部にうかがえる。(コミュニケーション(CO)、尊重しあう職場環境(WE))
独立評価結果	2023年度は独立評価実績なし。

第2.2.1.8-1表 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2023年度の例) (2/5)

項 目	評価結果
内部監査結果 及び 外部評価結果	1. 2023年度原子力内部監査について 監査の結果、発電所の原子力安全に係るQMSが有効に機能していることが確認された。また、要求事項に対する監査結果は以下のとおりであった。 (1) テーマ監査: その他気付き事項5件 ・「緊急作業従事者教育における説明者の発声」 ・「力量維持訓練における説明場所の狭あい」 ・「力量維持訓練における不安全行動」 ・「定期試験における耳栓不着用」 ・「定期試験における3wayコミュニケーション未活用」 (2) 定例監査: 助言事項1件、その他気付き事項3件 ・単純な誤記とは言い難い、内容が不正確な記録が複数確認され、それらは作成や審査のプロセスで比較的容易に気が付きそうな誤りであった【助言事項】 ・「救急対策要領」の新規制定における記番号の重複による登録ミス【その他気付き事項】 ・発電課の各記録(委託実施伺書、委託仕様書、委託請求票等)における委託件名ごとの一式保管から、各記録保管による容易な検索管理【その他気付き事項】 ・廃止文書へ廃止記録スタンプの押印及び許可願様式の作成日記載と承認者押印日との相違【その他気付き事項】 【考察】 内部監査結果から安全文化10特性に基づく分析の結果、「安全に関する責任(PA)」、「コミュニケーション(CO)」、「リーダーシップ(LA)」が多く抽出された。 これらは管理者の関与(確認不足)と当事者意識が不足しているため作業安全及び記録文書に係る綿密な相互確認(コミュニケーション)に影響を及ぼしているものと推察される。 2. 2023年度は外部評価結果なし

第2.2.1.8-1表 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2023年度の例) (3/5)

項 目	評価結果
保安活動から 得られた 安全文化に係る 情報	1. 「改善措置活動管理基準」に基づくパフォーマンスモニタリングの結果について 2023年度におけるパフォーマンスモニタリング結果のうち、CAQとなったCRのうち「運用」について安全文化10特性に基づき分析したところ、「常に問いかける姿勢(QA)」、「継続的学習(CL)」が多く抽出された。 事案としては、検証記録等に係る計算誤りや、重大事故等対処設備機能に対する資機材干渉の見逃し、火災発生の際の対応想定不足等であったが、これらは、これまで問題が起きることなくパフォーマンス結果を残してきたことにより自己満足に陥り、深掘りしての問いかけや自己評価が不足していたためと推察される。また、「自己評価結果」にある業務繁忙感、要員不足感も相互作用していることがうかがえた。 2. 「不適合管理基準」に基づき実施した原因分析において組織文化に分類される原因に係る情報について 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、1. 「改善措置活動管理基準」に基づくパフォーマンスモニタリングの結果についての内容を参照のこと。 3. 「根本原因分析実施基準」に基づき実施したRCAにおいて組織文化に分類される原因に係る情報について 2023年度において、RCAの実施が必要な事象なし。 4. その他、保安活動の結果から得られた気付き事項について (1) 経営トップ層と社員との対話活動が定期的に開催され、経営層と一般社員との生の声を通じた意見交換が行われている。 (2) MOによる管理職から一般職への現場第一の技術、ノウハウ継承が定着しており、3現主義／5ゲン主義(現場、現物、現実、原理、原則)の現場技術力のパフォーマンス向上が図られている。

第2.2.1.8-1表 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2023年度の例) (4/5)

【評価結果】

総合評価	各評価結果と安全文化のあるべき姿(項目1.～4.)との関係は以下のとおり。 1. 安全を最優先とする方針と実行 原子力発電所長、幹部及び管理職からの安全最優先のコミットメント(3つのお願い+4S、期待事項等)に対し、各組織要員へ十分に浸透して安全文化のあるべき姿を目指し、安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)を認識した保安活動(以下「日常活動」という。)が着実に遂行されている。ただ、人、技術、組織の相互作用を認識し、組織要員自らが効果的な日常活動を行うことに関しては当事者意識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。 2. 安全を確保する仕組み MOを通じた管理職から一般職へのノウハウ等の継承の取組みが継続されており、現場第一とした3現主義/5ゲン主義の技術力維持が図られている。 業務繁忙感、要員不足感が顕在化しており、各課の日常活動を更に向上させる取組み(ノウハウの蓄積、資料の検索性向上ほか)に専念する余裕がないことがうかがえており、取組みが形骸化してしまう可能性がある。 3. 学習する組織 発電所品質目標の一つである「人的資源の強化」については、組織内で課題を見出し、取り組み始めているところが一部見受けられるものの、ほとんどの課においては既存の取組み(教育訓練等)に終始している現状がうかがえた。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。 なお、それぞれの組織員においては、現場OJTを始めとした口頭による技術継承が確実に取り組まれていることがうかがえた。 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の形成が見られ、協力会社に対する尊重しあうコミュニケーションが継承されており発電所一体感の醸成がうかがえた。これは、項目1. の日常活動の着実な遂行、項目2. の現場第一の技術継承へ相互作用をもたらしていると考えられる。ただ、ごく一部に敬意を欠いた高圧的な振る舞いもうかがえた。 経営層を始めとした各対話活動においては生の声を聴き取り、共通認識を形成する目的に対して、本音を言えないといったギャップがうかがえた。 【まとめ】 現場主義の技術継承の推進、発電所一体感の醸成も維持されており発電所パフォーマンスの低下傾向はないと推察される。 ただ、自ら課題を見出して日常活動に取り組む当事者意識の薄さ、既存の取組みからの脱却に至っていない現状といった課題に対しては項目2.の業務繁忙感、要員不足感が相互作用していると推察される。 しかしながら、要員を補充すれば解決するものではなく、業務に対する理解向上、業務ノウハウを蓄積することで組織員の技術力を強化し、それらを管理層がサポート及び推進し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。 このことから前年度同様に「3. 学習する組織」を“弱点のある分野及び強化すべき分野”とする。 組織のレジリエンスについては、良好なコミュニケーション確立による日常活動が遂行されることが、プラントの安全安定運転継続に寄与していると考えられる。但し、ベテランと若手の二極化の組織構成が見受けられることから、ベテランからの現場OJT、口頭による技術継承頼りではなく、技術、ノウハウ蓄積等の仕組み構築も考えていかなければ、これまで培ってきた技術力が継承されず、不測事態への対応力不足といった組織のレジリエンス低下が懸念される。
------	--

第2.2.1.8-1表 川内原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2023年度の例) (5/5)

【評価結果】

次年度への 改善事項	安全文化のあるべき姿のうち、「学習する組織」を“弱点のある分野及び強化すべき分野”とし以下の取組みを行う。 ・業務繁忙感状況下において、まず各組織内の現状を理解(評価)した上で、人的資源の強化につながる課題を抽出すること。管理者は組織員の取組みをサポートしていくこと。(継続的学習(CL)、リーダーシップ(LA)、コミュニケーション(CO)) 以上の取組みにより、風通しの良い職場環境維持やパフォーマンスが向上し、当事者意識が向上することを期待したい。
-----------------------	--

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備

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

（1）多様性拡張設備

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

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

（2）追加配備した設備

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

（3）自主的に設置した設備

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (1/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (2/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式：横置単車室ダブル・ポリユート渦巻式 容量：約3,300m ³ /h 揚程：約545m 本体材料：合金鋼	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練
				蒸気発生器水張ポンプ	1台	型式：横置多段渦巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約800m 本体材料：合金鋼					
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m				
					復水タンク	1基	型式：たて置円筒型 容量：約800m ³ 本体材料：低炭素鋼				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
			タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	8個					型式：空気作動式 容量：約260 t/h/個	
	全交流動力電源又は直流電源が喪失しても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却するために必要な補機を回復できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	弁の機能回復	窒素ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)	26本	種類：鋼製容器 容量：46.7ℓ 本体材料：マンガン鋼	制御用空気が喪失した場合に、窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員等の負担軽減となる。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ポンプを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (3/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(4/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (5/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (6/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (7/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (8/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	1台	型式：横置単車室ダブル・ボリュート渦巻式 容量：約3,300m ³ /h 揚程：約545m 本体材料：合金鋼	補助給水ポンプが使用できない場合に常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
				蒸気発生器水張ポンプ	蒸気発生器水張ポンプ	1台	型式：横置多段渦巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約800m 本体材料：合金鋼				
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m				
			燃料油貯蔵タンク		2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油					
				タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台					
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	8個	型式：空気作動式 容量：約260 t/h/個	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合は、中央制御室にて常用系設備であるタービンバイパス弁により蒸気発生器から蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (9/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】 停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 保守基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 程：約470m	全交流動力電源が喪失し、タービン動補助給水ポンプが使用できない場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】 全交流動力電源喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保守基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (10/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (11/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (12/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (13/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(14/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(15/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか、柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 行程：約470m	運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、補助給水ポンプが使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (16/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 程：約470m	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行する場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、電源がない場合は電源回復後、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 ・保守基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台				
		非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	1台	型式：横置うず巻式 容量：約852m ³ /h/台 程：約73m(安全注入時及び再循環運転時) 本体材料：ステンレス鋼	運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	緊急処置訓練
	電動消火ポンプによる代替炉心注入			電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min (1台当たり) 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄	運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合は、常用設備である電動消火ポンプにより過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書 (炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(17/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(18/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (19/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (20/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (21/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (22/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (23/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (24/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (25/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (26/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器ヘスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	1台	型式：横置うず巻式 容量：約940m ³ /h/台 揚程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプにより格納容器ヘスプレイができない場合に、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器ヘスプレイする。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用する事ができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					よう素除去薬品タンク	1基	型式：横置円筒型 容量：約15m ³ 薬品：苛性ソーダ(約30wt%) 本体材料：ステンレス鋼		他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。		

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (27/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (28/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (29/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (30/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 量：約150m ³ /h/台 程：約150m	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器内へスプレイする。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、継続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容 量：約610kVA/台				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 量：約150m ³ /h 程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容 量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備1)	容 量：約14 kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (31/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (32/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (33/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (34/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備		数	仕様		運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 程：約150m	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより原子炉へ注入する。 使用可能な淡水がある場合は2次系統水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替炉心注入 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練		
					可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台						
可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 程：約470m											
燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油											
タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台											
		A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入		A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)	1台	型式：横置うず巻式 容量：約940m ³ /h/台 程：約170m 本体材料：ステンレス鋼	原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練			

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (35/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(36/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
9	水 素 爆 発 による 原 子 炉 格 納 容 器の破損 を防止す るための 設備の多 様 性 拡 張設備	重大事故等対処設備により、水素爆発による格納容器の破損を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度 監視	ガス分析計による 水素濃度監視	ガス分析計	1台	—	事故時の格納容器内の水素濃度を監視するための設備として、試料採取管に格納容器雰囲気ガスを採取し、化学室にて手分析により間欠的に水素濃度を監視するガス分析計を設置している。ガス分析計は、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電可能である。 炉心の損傷が発生した場合において可搬型格納容器水素濃度計測装置による監視ができない場合に、ガス分析計による水素濃度の監視を行う。	事故初期の放射線量が高い環境下での測定が困難であり、中央制御室での連続監視はできないが、可搬型格納容器水素濃度計測装置の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】炉心冷却の維持 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止時の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 化学管理基準 化学業務要領 ・格納容器雰囲気ガス採取測定手順	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (37/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(38/56)

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

2.2.1-126

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(40/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (41/56)

No.	件名	概要	対応手段			主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
12	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	原子炉建屋周辺における APC による航空機燃料火災時の手順等	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火	化学消防自動車	1台	消火剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m ³ /0.5m ³	原子炉建屋周辺における APC による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火により初期対応における延焼防止処置を行う。	移動式大容量ポンプ車より流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の	火災防護計画(基準) 火災防護計画(要領) ・消防自動車の初期消火活動による延焼防止	初期消火活動要員による総合訓練
					泡消火	小型動力ポンプ付水槽車	1台	消火剤：水 消火剤量：5m ³	使用可能な淡水源がある場合は、ろ過水貯蔵タンク(消火栓)、防火水槽又は宮山池から、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。			
					可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 量：約150m ³ /h/台 程：約150m	原子炉建屋周辺における APC による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火により初期対応における延焼防止処置を行う。	放水効果は得られにくい、アクセス道路及び航空機燃料の飛散による建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。	保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	力量維持訓練
						可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容 量：約610kVA/台				
						可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 量：約150m ³ /h 程：約470m				
						小型放水砲	2台	型 式：可搬型ノズル				
						燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容 量：約200 kL/基 使用燃料：A重油				
						タンクローリ	1台 (予備1)	容 量：約14 kL/台				
									使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。			

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	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替水源から中間受槽への供給に係る手順等	代替淡水源から中間受槽への供給	2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容量：1,300m ³ /基 本体材料：低炭素鋼	重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合において、2次系純水タンクを水源として中間受槽へ供給する。	耐震Sクラスの能力は持たないが、代替水源として有効な設備である。	【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 ・2次系純水タンク(淡水)から中間受槽への給水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
							中間受槽	4個 (予備1)				型式：組立式水槽 容量：50m ³ /個
								ろ過水貯蔵タンクから中間受槽への供給	ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型銅板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼	重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合に、ろ過水貯蔵タンクを水源として中間受槽へ供給する。

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (43/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための代替手段及び復水タンクへの供給に係る手順等	復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替え	2次系純水タンク	2基	型式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容量：1,300m ³ /基 本体材料：低炭素鋼	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)中にあって、復水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合に、復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えを行う。	耐震Sクラスの能力は持たないが、代替水源として有効な設備である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】	緊急処置訓練
				蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	中間受槽	4個 (予備1)	型式：組立式水槽 容量：50m ³ /個	「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備」の蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)と同様	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬・接続作業に最短でも約8時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (44/56)

No.	件名	概要	対応手段			主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼	「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備」の電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入と同様	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
						電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄				
						ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄				
						消防自動車	各1台	化学消防自動車 消火剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m ³ /0.5m ³ 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
			炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ろ過水貯蔵タンク	2基	型式：円筒たて型鋼板全溶接式 容量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼	「原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイと同様	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
						電動消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄				
						ディーゼル消火ポンプ	1台	容量：約12m ³ /min/台 揚程：約110m 本体材料：鋳鉄				
						消防自動車	各1台	化学消防自動車 消火剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m ³ /0.5m ³ 小型動力ポンプ付水槽車 消火剤：水 消火剤量：5m ³				
					可搬型	中間受槽	4個 (予備1)	型式：組立式水槽 容量：50m ³ /個	「原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイと同様	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ ・保守基準 ・保安規定に基づく保守業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					電動低圧注入ポンプ	可搬型電動低圧注入ポンプ	4台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h/台 揚程：約150m				
					又は可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬型電動ポンプ用発電機	4台	容量：約610kVA/台				
					ディーゼル注入ポンプ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2台	型式：横置うず巻式 容量：約150m ³ /h 揚程：約470m				
					燃料油貯蔵タンク	燃料油貯蔵タンク	2基	型式：横置円筒型地下タンク 容量：約200 kℓ/基 使用燃料：A重油				
					タンクローリ	タンクローリ	1台 (予備1)	容量：約14 kℓ/台				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (45/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
13	重 大 事 故 等 の 収 束 に 必 要 と な る 水 の 供 給 設 備 の 多 様 性 拡 張 設 備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等	1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給	1次系純水タンク	1基	型 式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容 量：510m ³ 本体材料：ステンレス鋼	重大事故等の発生において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注入及び格納容器スプレイにより炉心冷却を実施するが、冷却中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要となった場合において、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する。	水源である1次系純水タンクが耐震Sクラスの能力を持たないが、代替手段として有効な手段である。	緊急処置訓練	
					1次系補給水ポンプ	2台	型 式：うず巻式 容 量：40m ³ /h/台 揚 程：70m 本体材料：ステンレス鋼				
					ほう酸タンク	2基	容 量：約30m ³ /基 ほう素濃度：約21,000ppm 本体材料：ステンレス鋼				
					ほう酸ポンプ	2台	型 式：横置うず巻式 容 量：17m ³ /h/台 本体材料：ステンレス鋼				
			炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等	2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給	2次系純水タンク	2基	型 式：たて置円筒ダイヤフラム・シール型 容 量：1,300m ³ /基 本体材料：低炭素鋼	燃料取替用水タンクが枯渇等により水の供給が必要な場合は、1次系純水タンク及びほう酸タンクが使用できない場合は、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する。	水源である2次系純水タンクが耐震Sクラスの能力を持たないが、使用済燃料ピットポンプを使用して、燃料取替用水タンクへ供給を行う代替手段として有効な手段である。		運転基準(緊急処置編) 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】インターフェイスLOCA 【第二部】SG/TR時破損S/G減圧継続 【第二部】LOCA時再循環サンブスクリーン閉塞 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 ・燃料取替用水タンクへの供給
					2次系補給水ポンプ	4台	型 式：横置渦巻式 容 量：150m ³ /h/台 本体材料：鋳鉄				
					使用済燃料ピット	2個	ラック容量：燃料集合体約1,360体分(全炉心燃料の約870%相当分) ラック材料：ボロン添加(0.95～1.05wt%)ステンレス鋼 ライニング材料：ステンレス鋼				
					使用済燃料ピットポンプ	3台	型 式：うず巻式 容 量：約430m ³ /h/台 本体材料：ステンレス鋼				
			燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水補助タンク	1基	型 式：たて置円筒型 容 量：1,100m ³ 本体材料：ステンレス鋼	燃料取替用水タンクが枯渇等により水の供給が必要な場合は、2次系純水タンクが使用できない場合は、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへほう酸水を供給する。	共用設備であり定期検査等には燃料取替用水タンクへの補給に必要な水量があるが、燃料取替用水ポンプを使用して燃料取替用水タンクへ供給を行う代替手段として有効な手段である。		
					燃料取替用水ポンプ	2台	型 式：うず巻形 容 量：46m ³ /h/台 揚 程：65m 本体材料：ステンレス鋼				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(46/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(47/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重 大 事 故等の収 束に必要 となる水 の供給設 備の多様 性 拡 張 設備	設計基準事故対処 設備及び重大事故 等対処設備に対し て、重大事故等対 処設備により、重大 事故等の収束に必 要となる十分な量 の水を供給すること ができるが、重大事 故等対処設備のほ かに柔軟な事故対 応を行うための設 備を多様性拡張設 備として位置づける。	使用済燃 料ピット への水の 供給時に 係る手順 等	消火設備による使 用済燃料ピットへ の注水	ろ過水貯蔵タンク	2基	型 式：円筒たて型鋼板全 溶接式 容 量：約3,000m ³ /基 本体材料：炭素鋼	「使用済燃料貯蔵槽の冷 却等のための設備の多様 性拡張設備」の消火設備 による使用済燃料ピットへ の注水と同様	消火を目的として配 備しているが、火災 が発生していなければ 使用済燃料ピット への注水に有効な 手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却 機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による使用済燃料 ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 消防自動車等 を用いた使用 済燃料ピット等 への給水訓練
					電動消火ポンプ	1台	容 量：約12m ³ /min/台 揚 程：約110m 本体材料：铸铁				
					ディーゼル消火ポンプ	1台	容 量：約12m ³ /min/台 揚 程：約110m 本体材料：铸铁				
					消防自動車	各1台	化学消防自動車 消 火 剤：水又は泡水溶液 消火剤量：水槽/薬槽容量 1.3m ³ /0.5m ³ 小型動力ポンプ付水槽車 消 火 剤：水 消火剤量：5m ³				
14	電源の確 保に関する設 備の多 様 性 拡 張 設 備	ディーゼル発電機 が使用できない場 合においても、重大 事故等対処設備に より、炉心の著しい 損傷等を防止する ために必要な電力 を確保できるが、重 大事故等対処設備 のほかに柔軟な事 故対応を行うための 設備を多様性拡張 設備として位置づ ける。	代替電源 (交流)か らの給電 手順等	予備変圧器2次側 電路を使用した号 炉間融通による代 替電源(交流)か らの給電	予備変圧器2次側電路	12本	電 圧：6.6kV	大容量空冷式発電機によ る代替電源(交流)からの 給電が実施できない場 合に、予備変圧器2次側電 路を使用した号炉間融通 による非常用高圧母線へ の代替電源(交流)から 給電する。	耐震Sクラスの能力 を持たないが、「当 該電路」及び「他号 炉の交流電源が健 全※」である場合に、 ディーゼル発電機 の代替手段として有 効である。 ※他号炉の交流電 源が健全とは以下 の状態を示す。 ・外部電源1系統が 健全 ・主発電機による所 内単独運転成功 ・ディーゼル発電機 2台が健全 ・ディーゼル発電機 1台と大容量空冷式 発電機1台が健全	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力 電源喪失 ・予備変圧器2次側電路を使用 した号炉間電力融通 保守基準 保安規定に基づく保修業務要 領 ・号炉間融通(電源)に係る給電 手順書 ・制御用空気喪失時における蓄 電池室空調系自動ダンパの開 処置手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(48/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (49/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(50/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (51/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(52/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (53/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	全交流動力電源が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視、測定及びその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	電源の切替	モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の非常用発電機及び無停電電源装置	5台	(非常用発電装置) 容量:12.4kV・A/台 電圧:440V (無停電電源装置) 容量:約3kV・A/台 電源:鉛蓄電池 電圧:100V	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切替わる。 その後、代替交流電源設備(大容量空冷式発電機)によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。 代替交流電源設備からの給電の手順は「電源の確保に関する設備の多様性拡張設備」の代替電源(交流)からの給電手順等と同様。 なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から、給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。	モニタリングステーション又はモニタリングポスト故障時にはモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能を回復できないが、モニタリングステーション又はモニタリングポストの電源が喪失した場合にモニタリングステーション又はモニタリングポストの機能維持に有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・大容量空冷式発電機による受電 ・予備変圧器2次側電路を使用した号炉間電力融通 ・号炉間電力融通ケーブルを使用した号炉間電力融通 ・発電機車による受電 ・予備ケーブル(号炉間電力融通用)を使用した号炉間電力融通	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(54/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(55/56)

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

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (56/56)

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

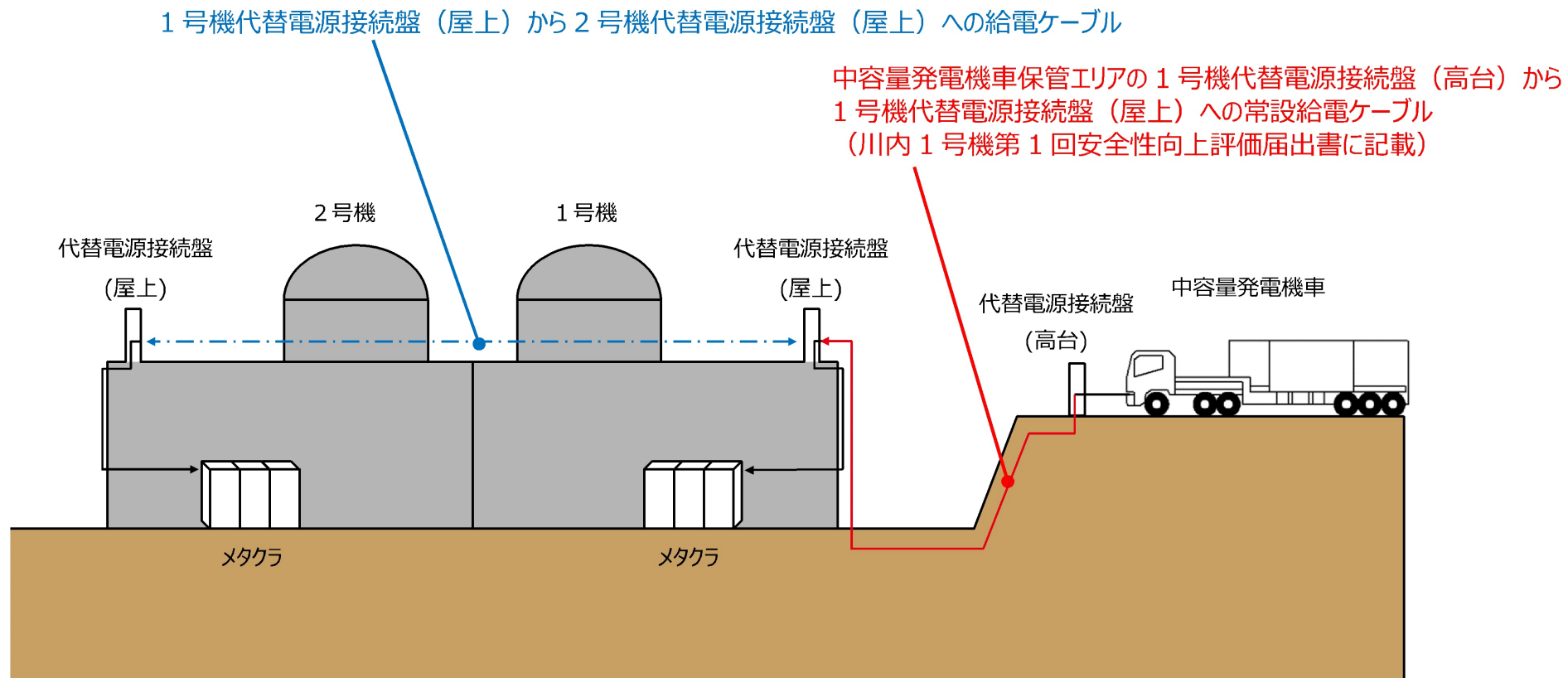
第 2.2.1.9-2 表 追加配備した設備

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	仕様	工事計画記載数 ()内は予備数	追加配備数	備考
1	工事計画に記載した台数に加えて自主的に追加配備した設備	重大事故等対処設備として配備している設備に加え、同一仕様の設備を追加配備する。	代替電源(交流)からの給電	号炉間電力融通ケーブル※	電圧：6,600V	1本	2本	「技術基準」の解釈を安全側に解釈して、多めに購入しているものがあり、廃棄するのではなく、有効活用するために予備として残した。

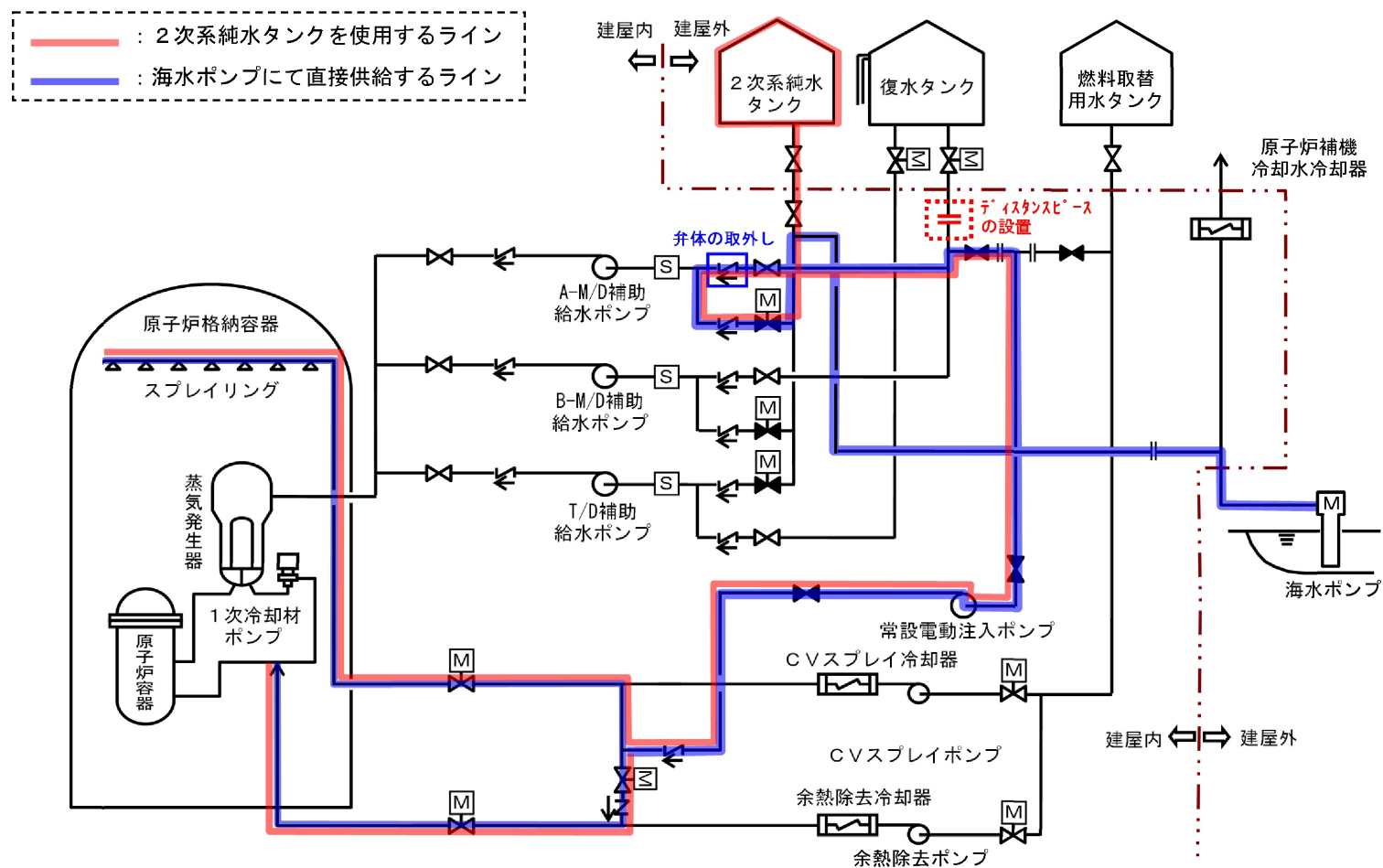
※ 1号機及び2号機の代替電源接続盤間の電力融通

第 2.2.1.9-3 表 自主的に設置した設備

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



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



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

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

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

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

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

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

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

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

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

- b. 国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓
- c. PRAを実施するために必要なデータ
- d. 国内外の基準等
- e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)
- f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)
- g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案
- h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

2.2.2.1 新知見の収集方法

(1) 収集の仕組み

a. 安全に係る研究

当社が実施した研究については、とりまとめ箇所にて各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、川内2号機での事故、故障等の経験を含めた国内外の原子力施設の運転による事故、故障等から得られた教訓について新たな知見として採り上げ、再発防止対策を反映することが重要である。当社はこの仕組みを未然防止処置として整備しており、設備及び運用管理の継続的な改善活動を展開している。

国内外の原子力施設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、原子力施設情報公開ライブラリー（以下「ニューシア」という。）の活用等により入手している。ニューシアは保安活動の向上の観点から産官学で情報を共有化することを目的に、JANSIにて運営されているデータベースであり、2003年10月から運用が開始され、2007年5月に登録基準が追加されるとともに、2010年5月の設備更新に併せて、運用の拡充がなされている。なお、2003年9月までについては、（財）電力中央研究所原子力情報センター（当時の名称。以下「NIC」という。）にて国内外の原子力施設の事故、故障等の情報が一元的に収集、分析、評価されており、NICからの情報を活用してきた。

国外の原子力施設で発生した事故、故障等の情報については、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）の情報、米国原子力発電運転協会（以下「INPO」という。）の情報、WANOの情報等を対象とし、JANSIの協力を得て入手し、検討を行っている。

これらの情報は、JANSI、（株）原子力安全システム研究所、加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）を保有する事業者、プラントメーカ等で構成されるPWR海外情報検討会において検討され、反映が必要と判断されたものは提言等として事業者へ通知される。

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、当社が原子力発電所を有する電力会社と共通で実施した研究（以下「電力共通研究」という。）の成果等を通じて、入手することとしている。このほか、国内外の知見について、（一財）電力中央研究所、プラントメーカ等の協力を得て、情報収集の仕組みを整備している。

d. 国内外の基準等

国内の安全審査指針類については、従来から設置変更許可申請に併せて最新のものが取り入れられている。具体的には、設置変更許可申請に際して、申請案件に係る設置変更許可申請及び安全審査に係る実施体制が定められ、各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し、社内の「耐震及び耐津波に係る安全性向上検討委員会」、「竜巻、火山その他自然災害への防護に係る安全性向上検討委員会」において確認を受けることとしている。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

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

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

国内事業者の安全性向上評価にて抽出された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、第26回定期事業者検査終了日の翌日（2023年8月16日）から評価時点となる第27回定期事業者検査終了日（2024年12月25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

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」を実施する上で必要なデータについては、「原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準(レベル1PRA編):2022」((一社)日本原子力学会発行)等のPRAを実施するに当たり参考とする実施基準に示される作業項目に該当するものを収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-3表に示す。

d. 国内外の基準等

国内の基準として、原子力発電所の設計、運用に適用されている、(一社)日本電気協会、(一社)日本機械学会、(一社)日本原子力学会の発行する民間規格類を収集対象とする。

また、国外の規格基準類については、原子力発電所を有する諸外国及び国際機関のうち、公開情報等を通じて規制動向の把握が可能な米国、欧州主要国及び国際機関の基準類を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-4表に示す。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)

国際機関及び国内外の学会活動として、各種委員会や大会での報告、論文発表がなされており、原子力発電所の安全性、信頼性の維持、向上に関連する先進事例が発信されている。公開情報等を通じて、これらの検討状況の把握が

可能な主要機関、学会等の情報を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-5表に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)

自然現象(地震、津波、竜巻、火山その他自然災害)に関する情報として、国の機関等の報告、学協会等の大会報告、論文、雑誌等の刊行物、海外情報等を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2-6表に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

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

具体的な収集対象を第2.2.2-7表に示す。

h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置については、各社HP等で掲載されている安全性向上評価届出書(公開情報)を収集対象とする。

(4) 整理、分類方法

収集対象の情報について、検討対象とする情報を以下の考え方により整理、分類した。

a. 安全に係る研究

自社研究、電力共通研究については、収集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については、第2.2.2-5図に示す整理、分類方法とする。

b. 国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓

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

原子力規制委員会が文書で指示した事項及びATENAが文書で発出した事項については、収集期間中に発出されたもののうち、川内2号機が対象となっているものを抽出し、記載対象とする。

c. PRAを実施するために必要なデータ

PRAを実施する上で必要なデータとして、収集期間中に入手したデータについて、新規性の有無、川内2号機のPRAへの適用性を踏まえ、新知見情報及び参考情報を抽出する。

PRAを実施する上で必要なデータに係る新知見の整理、分類の考え方を第2.2.2-3図に示す。

d. 国内外の基準等

国内の規格基準の情報については、原子力発電所に適用されるものの中から、収集期間中に新たに制定若しくは改定され、発刊された規格類を対象とし、国の技術評価を受ける等により、安全規制に取り入れられた民間規格を抽出する。また、いまだ具体的な安全規制へ取り入れられていないものについても、当社プラントの設備設計や運用面等に活用している規格を抽出する。

国内の基準等に係る新知見の整理、分類の考え方を第2.2.2-4図に示す。

国外の規格基準の情報については、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

国外の基準等に係る新知見については、第2.2.2-5図に示す整理、分類方法とする。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)

国際機関及び国内外の学会等の情報については、当社プラントへの適用性

を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

収集対象の情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-5図に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)

自然現象に関する情報から、地震、津波、竜巻及び火山の各現象に対する原子力施設の安全性に関連する可能性のある情報を抽出し、原子力施設への適用範囲や適用条件、設計、評価への反映の要否等の観点から、以下のとおり分類した。

① 反映が必要な新知見情報(記載対象)

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

② 新知見関連情報(記載対象)

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

③ 参考情報(記載対象外)

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

④ 検討対象外情報(記載対象外)

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

自然現象に係る新知見の整理、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自主的な追加措置

収集期間中に提出された国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置について、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で当社プラントへ反映できると判断される知見を抽出する。

収集対象の情報の整理、分類の考え方を第2.2.2-7図に示す。

2.2.2.2 安全性向上に資する新知見情報に関する情報

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、1件抽出された。抽出結果を第2.2.2-8表に示す。

② 参考情報

参考情報について、3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、18件抽出された。抽出結果を第2.2.2-10表に示す。

(b) 国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓

国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報について、9件抽出された。抽出結果を第2.2.2-11表に示す。

(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、川内2号機が対象のものについて、7件抽出された。抽出結果を第2.2.2-12表に示す。

なお、2023年6月6日にATENAが発出した「設計の経年化評価ガイドライン (Rev.1)」について、第6回届出にて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が、本届出では引き続き、同ガイドに基づく外的事象に係る評価(設計の経年化評価)を実施した。(添付資料-3参照)

c. PRAを実施するために必要なデータ

PRAを実施するために必要なデータについて、新知見に関する情報は抽出されなかった。

d. 国内外の基準等

国内外の基準等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、5件抽出された。抽出結果を第2.2.2-13表に示す。

(b) 国外の規格基準

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、1件抽出された。抽出結果を第2.2.2-14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、20件抽出された。抽出結果を第2.2.2-15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

新知見関連情報について、地震関連が5件、津波関連が2件、竜巻関連が3件抽出された。抽出結果を第2.2.2-16表に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

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自主的な追加措置

国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な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、3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、川内2号機に反映すべき知見を抽出した。

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

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

第2.2.2-1表 安全に係る研究の収集対象

区分	収集対象	収集件数
自社研究及び電力共通研究	・自社研究 ・電力共通研究	約10件
国内機関の研究開発	・経済産業省 (METI) ・日本原子力研究開発機構 (JAEA) ・原子力規制委員会 (NRA)	約40件
国外機関の研究開発	・経済協力開発機構／原子力機関 (OECD/NEA) ・国際PSAM^{※1}協会 ・米国原子力規制委員会 (NRC) NUREG/CR報告書 ・米国電力研究所 (EPRI) ・EU安全研究 (NUGENIA) ・欧州原子力学会 (ENS) ・欧州技術安全機関 (EUROSAFE)	約200件

※1 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	・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	・原子力規制委員会指示文書 ・原子力エネルギー協議会(ATENA)発出文書 ・被規制者向け情報通知文書	7件

第2.2.2-3表 PRAを実施するために必要なデータの収集対象

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240件
フラジリティ評価	電力共通研究	
システム評価 (CDF評価／CFF評価※)	・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	・電力共通研究 ・電力中央研究所報告書	
海外知見	・NRRC技術諮問委員会 (TAC) コメント ・海外専門家レビューコメント ・国際会議 (PSAM) 予稿	

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

第2.2.2-4表 国内外の基準等の収集対象

区分	収集対象	収集件数
国内の規格基準	・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30件
国外の規格基準	・国際原子力機関(IAEA)基準 ・米国 原子力学会(ANS)基準 ・米国 連邦規則(10CFR)連邦規制コード ・米国 NRC審査ガイド(Reg.Guide) ・米国 NRC標準審査指針(SRP) ・米国 暫定スタッフ指針(ISG) ・米国 原子力規制委員会(NRC)一般連絡文書(Bulletin, Generic Letter, Order) ・米国 原子力エネルギー協会(NEI)ガイダンス ・欧州連合(EU)指令 ・西欧原子力規制者会議(WENRA)ガイダンス ・仏国 政令(décret)、省令(arrêté) ・仏国 基本安全規則(RFS)、原子力安全規制機関(ASN)ガイド ・仏国 原子力安全規制機関(ASN)決定(décision)、見解(avis) ・独国 原子力技術基準委員会(KTA)基準 ・独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省(BMUB)指針等 ・独国 原子力安全委員会(RSK)勧告 ・独国 放射線防護委員会(SSK)勧告 ・独国 廃棄物管理委員会(ESK)勧告 ・英国 基本安全原則(SAP)等 ・英国 技術評価、技術検査ガイド(TAG、TIG) ・スウェーデン 放射線安全庁 安全規則(SSMFS) ・フィンランド 政令、安全指針(YVL) ・海外の規制活動に係る会合情報 等	約390件

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

区分	収集対象	収集件数
国内の学会活動	・日本原子力学会(和文論文誌、Journal of Nuclear Science and Technology) ・日本機械学会(日本機械学会論文集、Mechanical Engineering Journal) ・日本電気協会 ・電気学会(論文誌B)	約260件
国際機関及び国外の学会活動	・米国 原子力学会(ANS) (Nuclear Science and Engineering、Nuclear Technology) ・米国 機械学会(ASME) (Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science) ・Institute of Electrical and Electronic Engineers (IEEE) (Nuclear & Plasma Sciences Society) ・国際原子力機関(IAEA) 会議資料、関連資料 ・米国 原子力エネルギー協会(NEI) 会議資料 ・シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議(ERMSAR) 予稿 ・米国 原子力規制委員会(NRC) 規制情報会議(RIC) セッション	約700件

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

区分	収集対象	収集件数
国の機関等の報告	・地震調査研究推進本部 ・中央防災会議 ・地震予知連絡会 ・原子力規制庁 ・産業技術総合研究所 ・海上保安庁 他	約120件
学協会等の大会報告、論文	・日本機械学会 ・日本建築学会 ・日本地震学会 ・日本地震工学会 ・日本地質学会 ・日本原子力学会 ・日本活断層学会 ・日本堆積学会 ・日本学術会議 ・日本第四紀学会 ・日本海洋学会 ・日本船舶海洋工学会 ・日本自然災害学会 ・日本計算工学会 ・日本混相流学会 ・日本地すべり学会 ・日本応用地質学会 ・地盤工学会 ・土木学会 ・日本コンクリート工学会 ・日本地球惑星科学連合 ・歴史地震研究会 ・JANSI ・日本電気協会 他	
雑誌等の刊行物	・地震研究所彙報 ・月刊地球 ・科学 他	
海外情報等	・IAEA (International Atomic Energy Agency) ・NRC (Nuclear Regulatory Commission) ・ASME (The American Society of Mechanical Engineers) ・AGU (American Geophysical Union) ・SSA (Seismological Society of America) ・EERI (Earthquake Engineering Research Institute) ・USGS (United States Geological Survey) ・The Geological Society of London ・IUGG (International Union of Geodesy and Geophysics) 他	
その他	・電力中央研究所 他	

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

区分	収集対象	収集件数
国の機関等の報告	・地震調査研究推進本部 ・産業技術総合研究所 ・中央防災会議 ・環境省(原子力規制庁) ・防災科学技術研究所 ・国土地理院 ・気象庁 ・国土交通省港湾局の観測記録 他	約70件
学協会等の大会報告、論文	・日本保全学会 ・日本建築学会 ・日本気象学会 ・日本風工学会 ・日本火山学会 ・日本原子力学会 ・日本応用地質学会 ・日本堆積学会 ・日本第四紀学会 ・日本地質学会 ・日本地球化学会 ・日本地球惑星科学連合 他	
雑誌等の刊行物	・地震研究所彙報 ・京都大学防災研究所年報 ・月刊地球 ・科学 他	
海外情報等	・アメリカ地球物理学連合(AGU) ・国際火山学及び地球内部化学協会(IAVCEI) 他	
その他	・電力中央研究所 他	

第2.2.2-7表 設備の安全性向上に係るメーカー提案の収集対象

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	・メーカー提案書 ・Framatomeセミナー ・Westinghouseワークショップ 他	約30件

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

No.	表題	文献誌名	概要	反映状況
1	航空機落下事故に関するデータ (平成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(約 5.3×10^{-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。

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	PWRサンプスクリーン及びBWR ECCSストレータの下流側影響に関する米国規制活動の調査【完本版】	NRA技術ノート (NTEN-2022-1001、NTEN-2023-1002)
2	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)
3	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)

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(1/6)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
1	2022年 9月22日	玄海3号機 ／使用前事 業者検査(施 設)の中止に ついて	蓄電池(3系統目)の機能・性能に係る使用前事業者検査(施設)において、蓄電池の電圧測定を実施した際、蓄電池62セル中2セルの電圧が判定基準を満足していないことが確認されたため、同検査を中止した。 原因は、据付直後の蓄電池の特性として、満充電状態においても浮動充電開始直後はセル電圧が許容値を外れることがあるにもかかわらず、蓄電池を満充電状態にすることで電圧のばらつきが安定し使用前事業者検査の実施は問題ないと判断したと推定した。	蓄電池の据付直後の電圧特性に関する理解促進のため、使用前事業者検査実施要領書作成時に、検査対象に係る不適合、未然防止処置情報を確認する仕組みを明確にし、社内マニュアルに反映するとともに関係者に周知した。 また、再発防止を図るため、事象内容、社内マニュアルの内容について、使用前事業者検査に係る教育で関係者に周知した。
2	2021年 11月1日	玄海3号機 ／3B湿分分離加熱器第1段加熱蒸気元弁後ドレン元弁上流側ドレンラインリーク	3B湿分分離加熱器第1段加熱蒸気元弁後ドレン元弁上流側ドレンラインの保温材からのリークを発見したため保温材を外したところ、配管の溶接線からの漏えいを確認した。 原因は、漏えいした配管の工場調査の結果、流れ加速型腐食により減肉し漏えいに至ったものと推定した。	対象弁の内部点検の時期を1回/10定検から1回/5定検に変更し、長期点検計画に反映した。
3	2022年 10月31日	玄海4号機 ／復旧時の 補機自動起 動	定期検査において、制御用空気圧縮機の試運転に伴い電源を投入したところ、当該圧縮機が自動起動したため直ちに停止した。 原因は、当該圧縮機の電源投入時、スイッチが「ロック」状態であるべきところ「自動」状態になっていたため自動起動した。なお、スイッチが「自動」状態になっていたのは、当該圧縮機の試運転前のモータ単体試運転後、スイッチを「ロック」状態にすべきところ、担当者の業務多忙により、スイッチの「ロック」操作を失念したこと及び操作の失念を防止するためのダブルチェックが機能していなかったと推定した。	モータ単体試運転においては、社内マニュアルに従い、確実な操作を実施すること及び自動起動する補機の電源投入時は、事前にスイッチの位置が「ロック」状態になっていることを確認することとし、社内マニュアルに反映した。

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(2/6)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
4	2022年 6月6日	玄海3号機 ／3B低圧給 水加熱器ド レンポンプ 中 間・吐出しボ ウルの減肉 について	定期検査での3B低圧給水加熱器ドレンポンプ分解点検において、ポンプ中間・吐出しボウル内面の減肉が確認された。 原因は、スケールを含んだ流体が高速流で流れること、僅かな流れの乱れが部分的に生じることで、エロージョンが発生し、経年的な供用により進展したものと推定された。	対象のポンプについて、中間・吐出しボウルの計画的な取替えを長期点検計画に反映した。
5	2022年 8月24日	玄海3号機 ／計装電源 盤警報出力 回路の接点 動作方向不 整合につい て	常設直流電源設備(3系統目)設置工事において、計装電源盤の警報回路の対向試験をメーカーにて実施したところ、警報発信側の警報電源盤と警報受信側のSA盤の警報回路の接点動作方向に不整合があることを確認した。 原因は、メーカーの回路の整合性確認が不十分であったことと推定した。	異なる受注者間で接点取り合いを行う場合に回路の整合性を確認可能にする運用を定め、社内マニュアルに反映した。
6	2022年 12月23日	玄海3号機 ／監視機器 及び測定機 器の管理状 況の改善に ついて	チーム検査において、監視機器及び測定機器の管理状況について確認したところ、保安規定に定められている監視機器及び測定機器あるいは、検査又は試験に使用する監視機器及び測定機器の対象外である監視機器及び測定機器が校正の許容誤差を逸脱した場合については、測定結果の妥当性評価は不要としている案件があり、品管規則第43条第4項に適していないとのコメントを受けた。 原因は、当社は品証要求事項を踏まえ、QMSを構築しており、要求事項の意図は適宜確認を行いながら詳細検討を行っており、今回のコメントは、チーム検査において、要求事項の意図が新たに示されたことで発生したものである。	保安活動に使用している、すべての測定機器に対し、要求事項を満足していない場合は、妥当性評価を実施することを社内マニュアルに反映した。

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(3/6)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
7	2022年 12月23日	玄海1号機 ／監視機器 及び測定機 器の管理状 況の改善に ついて	チーム検査において、監視機器及び測定機器の管理状況について確認したところ、保安規定に定められている監視機器及び測定機器あるいは、検査又は試験に使用する監視機器及び測定機器の対象外である監視機器及び測定機器が校正の許容誤差を逸脱した場合については、測定結果の妥当性評価は不要としている案件があり、品管規則第43条第4項に適していないとのコメントを受けた。 原因は、当社は品証要求事項を踏まえ、QMSを構築しており、要求事項の意図は適宜確認を行いながら詳細検討を行っており、今回のコメントは、チーム検査において、要求事項の意図が新たに示されたことで発生したものである。	保安活動に使用している、すべての測定機器に対し、要求事項を満足していない場合は、妥当性評価を実施することを社内マニュアルに反映した。
8	2021年 12月10日	玄海3、4号機 ／窒素ガス 発生装置コン プレッサーの 取付けボルト 折損等につ いて	窒素ガス発生装置コンプレッサー潤滑油圧力低の警報が発信したため、現場を確認したところ、窒素ガス発生装置コンプレッサーのVベルトが外れ、停止していることを確認した。 また、プーリ止め板用取付けボルト2本のうち1本が折損し、残りの1本はボルト及びプーリ止め板が外れた状態であり、クランク軸、プーリ内側等に傷を確認した。 原因は、クランク軸とプーリの経年的な事象により、プーリ止め板用取付けボルトが折損したものと推定した。	対象設備のクランク軸とプーリの隙間嵌め合い部について、隙間管理を実施することを作業手順書に反映する。

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(4/6)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
9	2023年 1月16日	玄海4号機 ／4号15回定 検C/Vキャナ ル水抜き中 の燃料取扱 建屋キャナ ル水抜きの系 統構成につ いて	定期検査に伴うC/Vキャナル水抜き中、次の作業である燃料取扱建屋キャナル水抜きの系統構成により、燃料取替用水ポンプ循環弁を閉弁したところ、C/Vドレンポンプが閉塞状態になっていることを確認したため、同ポンプを停止し、C/Vキャナルの水抜きを中断した。 原因は、社内マニュアルにC/Vキャナル水抜きと燃料取扱建屋キャナル水抜きを重複してはいけないことが明記されていなかったこと及び中央制御室の運転員間のコミュニケーション不足であったことと推定した。	目的の異なる操作で系統構成が互いに干渉するために同時に実施することができない操作を明確にし、社内マニュアルに反映した。 また、系統構成前に系統図による系統状態及び現場の状態を確認し、当直課長と中央操作員の認識を合わせてから操作を実施すること、系統構成時に流体音の変化やパラメータの変動等の気付きがあった場合は、上長へ相談することとし、所内マニュアルに反映するとともに、関係者へ周知した。
10	2023年 1月17日	玄海3号機 ／玄海3号高 pH温態機能 試験時にお けるSG熱出 力の一時的 な監視不能 について	高pH温態機能試験において、蒸気発生器ブローダウン(SGBD)系統を復水器回収からSGBD熱回収に切り替えるため、SGBD熱回収の遮断弁を開弁したところ、SGBD流量が瞬時に増加して流量レンジオーバーとなり、その数値等により演算される蒸気発生器熱出力が一時的に不信頼となった。 原因は、SGBD熱回収の遮断弁上流に空気が滞留した状態で、同弁が短時間で開弁したためSGBD水が下流側に移動し、SGBD流量の一時的な増加が生じたものと推定した。	SGBD熱回収の遮断弁が緩やかに開弁するようスピードコントローラを設置する。 また、復水器回収からSGBD熱回収への切替時の流量レンジオーバー防止のため、切替前に当該系統の水張りを実施する運用とし、社内マニュアルに反映する。
11	2023年 1月31日	玄海3号機 ／玄海原子 力発電所3号 機B安全補 機室冷却ユ ニットの点検 漏れについ て	B安全補機室冷却ユニットの開放点検が、長期点検計画に定められている点検サイクルまでに計画、実施されていなかったことを確認した。 原因は、長期点検計画表の本来の計画を示す記載が、何らかの要因で電子文書の元データから削除され、適切に確認されないまま長期点検計画表が改訂された結果、計画、実施頻度が超過したと推定した。	同様な事象の発生防止のため、長期点検計画を改訂する際は、点検頻度の超過や意図しない変更がないかの確認を行うこととし、社内マニュアルに反映した。

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(5/6)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
12	2023年 1月31日	玄海3号機 ／玄海3号機 第16回定期 事業者検査 報告書(定期 事業者検査 開始時)にお ける誤記につ いて	3B安全補機室冷却ユニットの開放 点検に係る定期事業者検査報告書 の前回実施時期の記載が、本来第 13回定検であるにもかかわらず、第 14回定検と記載されていることが確 認された。 原因は、当該報告書の作成におい て、長期点検計画との整合確認等 が不十分であったことと推定した。	定期事業者検査報告書作 成時は、長期点検計画と の整合確認を行うよう、社 内マニュアルに反映し、定 期事業者検査に係る教育 にて関係者に周知した。
13	2022年 12月4日	玄海3号機 ／非常用予 備発電装置 機能検査時 における3A 空調用冷凍 機の起動遅 れ	非常用予備発電装置機能検査にお いて、3A空調用冷凍機が母線電圧 確立から時間内に起動できず、検査 判定基準を満足できなかった。 原因は、3A空調用冷凍機のパワー センター遮断器の2次ジャンクション や投入回路に使用されているリレー 等の各接点接触部において、酸化 被膜などによる接触不良により抵抗 値が上がり、同遮断器が一時的に不 動作となったと推定した。	すべてのパワーセンター 遮断器について、酸化被 膜の生成を考慮した上 で、2次ジャンクションや投 入回路の抵抗値が上昇し ていないことを確認する手 順を社内マニュアルに反 映する。
14	2024年 5月27日	玄海4号機 ／非常用予 備発電装置 機能検査 (BO)におけ る4A電動補 助給水ポン プ不動作	非常用予備発電装置機能検査にお いて、母線低電圧信号発信後に4A 電動補助給水ポンプが起動せず、 検査判定基準を満足しなかった。な お、同検査は、同ポンプのM/C遮断 器を予備遮断器に交換後、再度実 施し、検査判定基準を満足した。 原因は、同ポンプのM/C遮断器の押 込みが不足していたと推定した。	クランクハンドルにて操作 するM/C遮断器について は、操作の確実性を高め ることを目的に、接続位置 を確認することを社内マニ ュアルに反映する。
15	2023年 1月25日	玄海3号機 ／玄海3号機 屋外(WD/B 及びWM/B) の水噴霧消 火設備の水 漏れ	屋外巡視において、WD/B及びWM /Bの水噴霧消火設備で一斉開放弁 の小口径配管の凍結及び一部フラ ンジからのリークを確認した。 原因は、設備設計時に、凍結防止 対策不要と整理されており、凍結防 止対策の対象設備ではなかったが、 寒波の影響により、外気温度が－ 4℃程度まで低下したことにより、同 事象が発生したと推定した。	対象エリアの消火栓を凍 結防止対策の対象に追加 し、社内マニュアルに反映 した。

第2.2.2-10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(6/6)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
16	2022年 12月9日	玄海3号機 ／玄海3号機 3A、3D蒸気 発生器ASCA 洗浄薬液 排出用元弁 下流配管リー ク	プラント起動時の高温停止時、SGBD水を系外(ブローダウンタンク)通水中、3A、3D蒸気発生器ASCA洗浄薬液排出用元弁下流配管が破断し蒸気リークを確認した。 原因は、プラント起動時のラインナップにおいて、同弁の締め付け不足により微開の状態ではSGBD系統を通水したことにより、微小なシートリークが発生し、弁下流配管にSGBDの高圧・高温水が入り込み滞留したが、SGBD系統の通水を停止したことで放熱により同配管が低温となった。その後、SGBD系統を再び通水することで同配管は加熱され、また、弁体と弁座は異なる材料のため熱膨張による変化も異なったことでシート性能が回復し、満水密閉状態となり異常昇圧に繋がり配管損傷に至ったと推定した。	対象弁について、プラント起動時(ヒートアップ前)に増締めを実施するとともに、高温停止状態到達後に状態を確認することを定め、社内マニュアルに反映した。
17	2023年 12月14日	玄海3号機 ／T/D FWBP 電動機作業 における軸受 作業時の負 傷について	定期修繕工事の給水ブースターポンプ電動機点検作業において、A-タービン動主給水ポンプ用ブースターポンプ下部軸受の点検を軸受を立てた状態で実施していたところ、点検箇所を変えるために軸受位置をずらしたことにより軸受が倒れ、軸受を手で支えようとした作業員が支えきれず手を挟まれ負傷した。 原因は、転倒防止対策をせずに下部軸受の点検を実施したため、下部軸受が倒れ作業員が負傷したと推定した。	作業上、重量物の不安定な状態が生じない等の作業方法に見直すこと、転倒防止治具の設置等の転倒防止対策を実施すること及び手、足元を確認しながら作業を実施する手順とすることを作業要領書に反映する。
18	2024年 1月22日	玄海3号機 ／GN3-5クラ ス2機器供用 期間中検査 における継手 の外れにつ いて	機器供用期間中検査におけるB高圧注入ポンプ出口ラインの漏えい検査の準備のため、15MPa程度まで昇圧していたところ、ベント弁に接続したホース継手が外れ、水が飛び、作業員が被水したとともに外れたホースにより負傷した。 原因は、同ホース継手の取付けが不十分の状態で、15MPa程度まで昇圧したことにより、同ホース継手が配管から外れたと推定した。	ホース継手の取付けは出代管理及びチェーン等での外れ防止処置を実施する手順を明確化することを社内マニュアルに反映する。

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(1/3)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
1	2021年 10月25日	柏崎刈羽1号機 ／排水ポン プにおける端 子台及びケ ーブル端子 の焦げ痕の 確認につい て	主変圧器エリア排水ポンプの電源の異常を知らせる警報が発生し、自動停止したことを確認したため、当該排水ポンプの中継端子箱を開放したところ、電源を供給する中継端子台及びケーブルに焦げ痕を確認した。 原因は、貫通部シール材の劣化により、湿った空気が流入し、中継端子箱内で冷やされ発生した結露の水分で端子が錆び、その錆の影響で絶縁抵抗が低下し、短絡が発生。その熱によって端子とケーブル被覆が焦げたものと推定した。	保全状況、環境及び構造が類似する設備については、貫通部シール材の劣化や端子箱内の結露の有無を日常パトロールにて確認することとし、日常点検チェックシートに反映した。
2	2022年 1月27日	浜岡4号機 ／原子炉室 給気ファン (C)モータか らの火花の 発生につい て	原子炉室給気ファンをB号機からC号機へ切り替えたところ、C号機の電動機から火花と煙が一時的に発生したことを確認した。 原因は、電動機の分解調査結果から、固定子コイル反負荷側コイルエンド部で発生したレアショートが、地絡及び異相間短絡に進展したことにより電動機から火花と煙が発生したものと推定した。また、レアショート発生の原因は、10年以上の塵埃が電動機コイルに推積し、電動機内部に熱がこもったこと等により、コイルの絶縁劣化を促進したことが要因と推定した。	電動機コイル内の定期的な清掃の実施を長期点検計画に反映する。
3	2022年 7月22日	美浜3号機 ／補助給水 機能に対す る不十分な 火災防護対 策	火災防護チーム検査で、補助給水に係る設備について、火災防護対策が工事計画のとおりに行われていないことが確認された。 原因は、補助給水に係る設備の制御盤、電線管について、火災防護対策が工事計画のとおりに行われていなかった。	制御盤については、工事計画どおり火災防護対策が実施されていることを確認したが、電線管については、工事計画どおり火災防護対策が実施されていないことが確認されたため、火災防護対策が必要なすべての電線管について対策を実施する。

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

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
4	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。	原子炉格納容器電線貫通部の点検において、電線貫通部ケーブルに過度な荷重がないことを確認すること及び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。
5	2022年 6月25日	伊方1、2、3号機 ／高圧圧縮 棟の空調用 冷水コイルユ ニットからの 水漏れにつ いて	雑固体処理建屋高圧圧縮棟において、1階から3階の床に水たまりを確認したため、調査した結果、3階に設置している空調用冷水コイルユニットの結露水があふれ出ていることを確認した。 原因は、当該排水系統の配管及び逆止弁の内壁面に錆が発生したことにより、逆止弁の動作不良が発生し、その後の大雨により結露水の量が大幅に増加したが排水量が増加せず、空調用冷水コイルユニットよりあふれ出たものと推定した。	対象の空調ユニットの開放点検において、空調ユニット内部ドレン配管の外観点検を実施すること及びドレン配管に水を流し、スムーズに流れることを確認することとし、作業手順書に反映する。
6	2022年 3月1日	柏崎刈羽4号機 ／非常用デ ィーゼル発電 機の排気管 伸縮継手フラ ンジボルトの 緩み	非常用ディーゼル発電機の排気管の外表面点検を行っていたところ、排気管伸縮継手フランジ部のボルト緩み、脱落及び排気漏えい跡を発見した。 原因は、当該排気管フランジ部は、予防保全を行っておらず、建設時から未点検の部位であったこと及び定期的な点検対象になっておらず、ボルト緩みの兆候や脱落に至る過程を検知できなかったことと推定する。	対象設備の伸縮継手について、外観点検を実施すること及びボルトに緩みがないことを確認することを点検計画に反映した。 また、外観点検で伸縮継手の劣化が確認された場合は、取り替えることとした。

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(3/3)

No.	発生 年月日	ユニット ／件名	概要	反映内容
7	2023年 4月11日	柏崎刈羽5号機 ／柏崎刈羽5 号機ランドリ 建屋(管理区 域)火災事象 について	ランドリ建屋1階にて、洗濯機モータ 付近からの発火を確認したため、初 期消火を行い、公設消防が鎮火を 確認した。 原因は、洗濯機の運転動作を制御 している部品である電気制御機器の スイッチ部分が、経年的な繰り返し 動作により劣化、破損し、電気制御 機器の接点が常に接触することによ り洗濯機モータに電流が流れる状態 が継続、洗濯機を停止するためのブ レーキが動作した際に過負荷となり 異常過熱、その異常過熱により洗濯 機のモータ内の絶縁材が損傷、モ ータ内の塵や埃が電気の通り道とな り短絡し、発煙・発火に至ったものと 推定した。	同メーカーの対象機器につ いて交換を実施するととも に、定期点検することを社 内マニュアルに反映する。
8	2023年 7月26日	伊方3号機 ／伊方発電 所3号機使用 済燃料ピット 監視カメラの 不具合につ いて	通常運転中のところ、使用済燃料ピ ット監視カメラが正常に動作しないこ とを運転員が確認したため、保安規 定の運転上の制限を満足していな い状態にあると判断した。 原因は、使用済燃料ピット監視カメ ラシステム制御盤のサーバの不具合 により、監視カメラの画像が使用済 燃料ピット監視カメラ表示モニタに表 示できなくなったことと推定した。 また、定期点検等で、サーバのログ の確認を実施していなかったため、 未然にハードディスクの不調を把握 できない状況であった。	対象サーバのハードディス クドライブをソリッドステート ドライブに取り替える。ま た、取替えまでは、点検時 にハードディスクドライブの ログ確認を実施する。
9	2023年 11月1日	日本原燃 濃縮事務所 ／濃縮・埋設 事業所内(管 理区域外)軽 油受入口か らの軽油の 滴下につ いて	ウラン濃縮工場(管理区域外)の屋 外にある屋外軽油タンク受入口から 軽油が滴下していることを確認した。 原因は、屋外軽油タンク受入口内の 残油が受入口の蓋を閉めた際に、 同蓋のフランジの裏側へ押し出さ れ、滴下したものと推定した。 また、受入口内の残油は、軽油の受 け入れの際の残油の拭き取り不足 であり、作業手順書にも残油の拭き 取り及び確認についての記載がな かった。	対象薬品の受入におい て、受入口の清掃に関す る運用を定め、社内マニ ュアルに反映した。

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(1/4)

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 なかったこと等により、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(2/4)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
2	原子力規制庁 被規制者向け 情報通知文書「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)	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。	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 実施中。
3	「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 の取り込みを実施中。

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(3/4)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
4	「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)	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。	【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。 (2024年9月実施済み)※ 【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する。 ※: 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)
5	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活動結果としてと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。

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(4/4)

No.	文書名 (発行番号)(発行日)	指示概要	対応状況
6	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。	2025年度の適用開始に向け要領に基づく中期計画を作成中。
7	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)	「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」(2022年10月5日改定)について、事業者の対策進捗に伴う解説追加及び表現適正化、国内基準及び規格動向の反映並びに海外規制動向の反映を行い、改定版(Rev.2)として発行。	ATENA指示文書に基づき、川内2号機においては2023年7月からCCF対策設備を運用開始しており、対策を実施済み。 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2.2.2-13表 国内の規格基準等に係る新知見情報(日本原子力学会)

No.	規格名称	規格番号	反映状況
1	原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル2PRA編):2022	AESJ-SC-RK012:2022	内部事象及び外部事象出力運転時PRA実施時に本学会標準を使用している。次回以降のPRA実施時に適用する。
2	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素:2023	AESJ-SC-S002:2023	化学管理に係る社内マニュアルに反映済み。
3	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－溶存水素:2023	AESJ-SC-S003:2023	化学管理に係る社内マニュアルに反映済み。
4	加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－放射性よう素:2023	AESJ-SC-S004:2023	化学管理に係る社内マニュアルに反映済み。
5	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、高経年化技術評価に使用している。

第2.2.2-14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

第2.2.2-15表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)に係る参考情報

No.	表題	文献誌名
1	確率変数の変換に基づく fragility 曲線	Journal of Nuclear Science and Technology
2	起因事象マトリックス法を用いた地震応答の相関のリスクへの影響評価	日本原子力学会和文論文誌
3	津波確率論的リスク評価のための津波浸水解析グレーデッド・アプローチ・フレームワーク	Journal of Nuclear Science and Technology
4	原子炉建屋の内部溢水解析に適用するための陽解法移動粒子シミュレーション手法の検証と妥当性確認	Journal of Nuclear Science and Technology
5	RCP受動サーマルシャットダウンシールを用いたPWR SBOシーケンスの解析	Journal of Nuclear Science and Technology
6	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
7	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
8	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
9	配管システムの地震応答に及ぼす配管と支持体の塑性の影響	Mechanical Engineering Journal
10	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
11	配管支持構造の載荷試験におけるシミュレーション解析に基づく延性係数を用いた損傷評価指標の検討	Mechanical Engineering Journal
12	破壊の結果を組み込んだ性能に基づく fragility 概念の提案と配管システムの地震 fragility への適用	Mechanical Engineering Journal
13	動的イベントツリー解析による蒸気発生器伝熱管劣化を考慮した事故耐性燃料の安全性評価	Nuclear Technology
14	プールスクラビングモデルの検証マトリックス	Nuclear Technology
15	NRCが規制する原子力発電所における地震災害設計のためのリスク情報および性能に基づく規制枠組みの強化案	Nuclear Science and Engineering
16	PSAモデルの更新支援研究と人間信頼性分析への実際的アプローチ	Nuclear Science and Engineering
17	デジタル制御室の公称HEPとPIF乗数を推定するためのハイブリッド変数選択	Nuclear Science and Engineering
18	事故状況下におけるCDFに基づく重要度測定法を用いたFLEX戦略の有効性の感度分析	Nuclear Science and Engineering
19	イベントおよび状態評価における潜在的共通原因故障の扱いに関連する研究活動	Nuclear Technology
20	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2.2.2-16表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)に係る新知見関連情報(1/2)

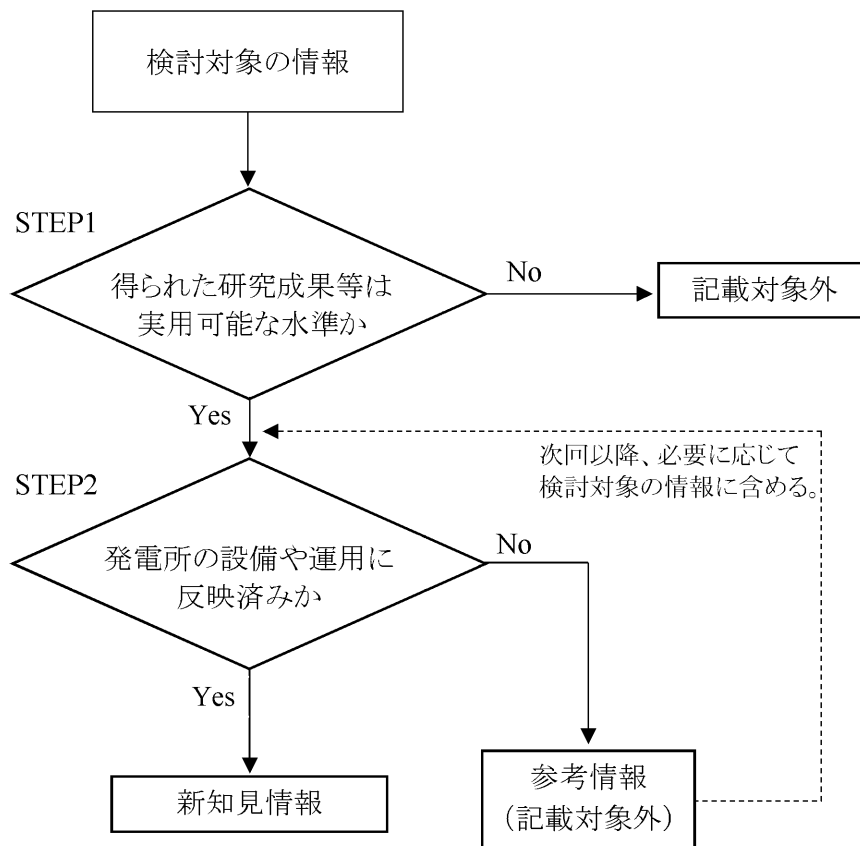
No.	分野	表題	文献誌名	検討内容
1	津波	防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案	原子力規制委員会HP	防潮堤に作用する最大持続波圧の評価式を提案したものであるが、本評価式で新たに拡充された条件に該当する設備を有さないため、耐津波評価への反映は必要ない。
2	地震	1:25,000活断層図 佐賀平野北縁断層帯とその周辺「武雄」解説書 1:25,000活断層図「武雄」	国土地理院 技術資料 D1 No.1067, No.1059	本知見に含まれる尾部田断層について、改めて変動地形学的調査及び地表地質調査を行った結果、本知見が示す活断層の位置に活断層は認められないことから、既往評価の見直しは必要ない。
3	地震	野間岬沖海底地質図説明書, 1:200,000	産業技術総合研究所 地質調査総合センターHP	本知見が示す活断層は、川内原子力発電所の周辺海域に位置し、玄海原子力発電所から十分に離れた位置に存在することから、当該知見を踏まえても既往の評価結果の見直しの必要はない。なお、川内原子力発電所については、既往の評価との比較により確認を行ったところ、当該知見にて使用された調査データは既往評価において考慮済みであるため、既往評価の見直しは必要ない。
4	地震	原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2021)	原子力発電所耐震設計技術規程	耐震性評価に用いられる規格・基準であるが、機器の耐震裕度向上に繋がる知見又は既設プラントの設計・評価に反映済の知見であり、発電所の現状の設計・評価への反映は必要ない。
5	地震	SNC1-2020 設計・建設規格(2020年版) 第I編 軽水炉規格	日本機械学会 設計・建設規格	改訂内容が引用年版や規格年版の改訂等の記載の充実、適正化であり、発電所の現状の設計・評価への反映は必要ない。
6	地震	増設せん断補強筋により耐震補強した鉄筋コンクリート平板の面外せん断耐力評価に関する一考察	日本建築学会 構造系論文集	増設せん断補強筋による補強工事を実施した部材のせん断耐力評価式を提案しているものであり、同様の工事を実施していないため、発電所の現状の設計・評価への反映は必要ない。
7	津波	「火山噴火等による潮位変化に関する情報のあり方検討会」報告書と情報発信の運用改善	「火山噴火等による潮位変化に関する情報のあり方検討会」報告書	火山噴火による気圧波に起因する潮位変化発生時の「地震情報(遠地地震に関する情報)」発表後に国内の潮位変化がある場合、「津波警報・注意報」が発表され、発電所が潮位変化を認知できることから、反映は必要ない。

第2.2.2-16表 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)に係る新知見関連情報(2/2)

No.	分野	表題	文献誌名	検討内容
8	竜巻	竜巻飛来物の年衝突確率評価コードTOMAXI-proの開発	電力中央研究所報告	本研究で開発した竜巻飛来物の年衝突確率評価コードTOMAXI-proを機器等の損傷確率評価に適用し、竜巻PRAでの有効性の確認が課題とされており、現時点で原子力発電所の竜巻影響評価に直接の影響はない。
9	竜巻	竜巻風速ハザード曲線の統計的信頼限界の推定法(その2)	電力中央研究所報告	竜巻風速ハザードモデルTOWLAを基に開発されたハザード曲線の統計的信頼限界推定法は開発段階であるため、現時点で原子力発電所の竜巻影響評価に直接の影響はない。
10	竜巻	竜巻PRAのための竜巻飛来物の年衝突確率評価手法の開発	第18回学術講演会要旨集	開発した新たな評価手法で求めた合理的な竜巻飛来物衝突確率を竜巻PRAの活用に向け、試行中であることから、現時点で原子力発電所の竜巻影響評価に直接の影響はない。

第2.2.2-17表 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置に係る参考情報

No.	表題	安全性向上評価届出書
1	1次冷却システムのフィードアンドブリード操作の信頼性向上	伊方発電所3号機 第3回
2	巡視点検時の余熱除去ポンプRWST戻り弁閉状態の監視強化	伊方発電所3号機 第3回
3	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



【STEP1】

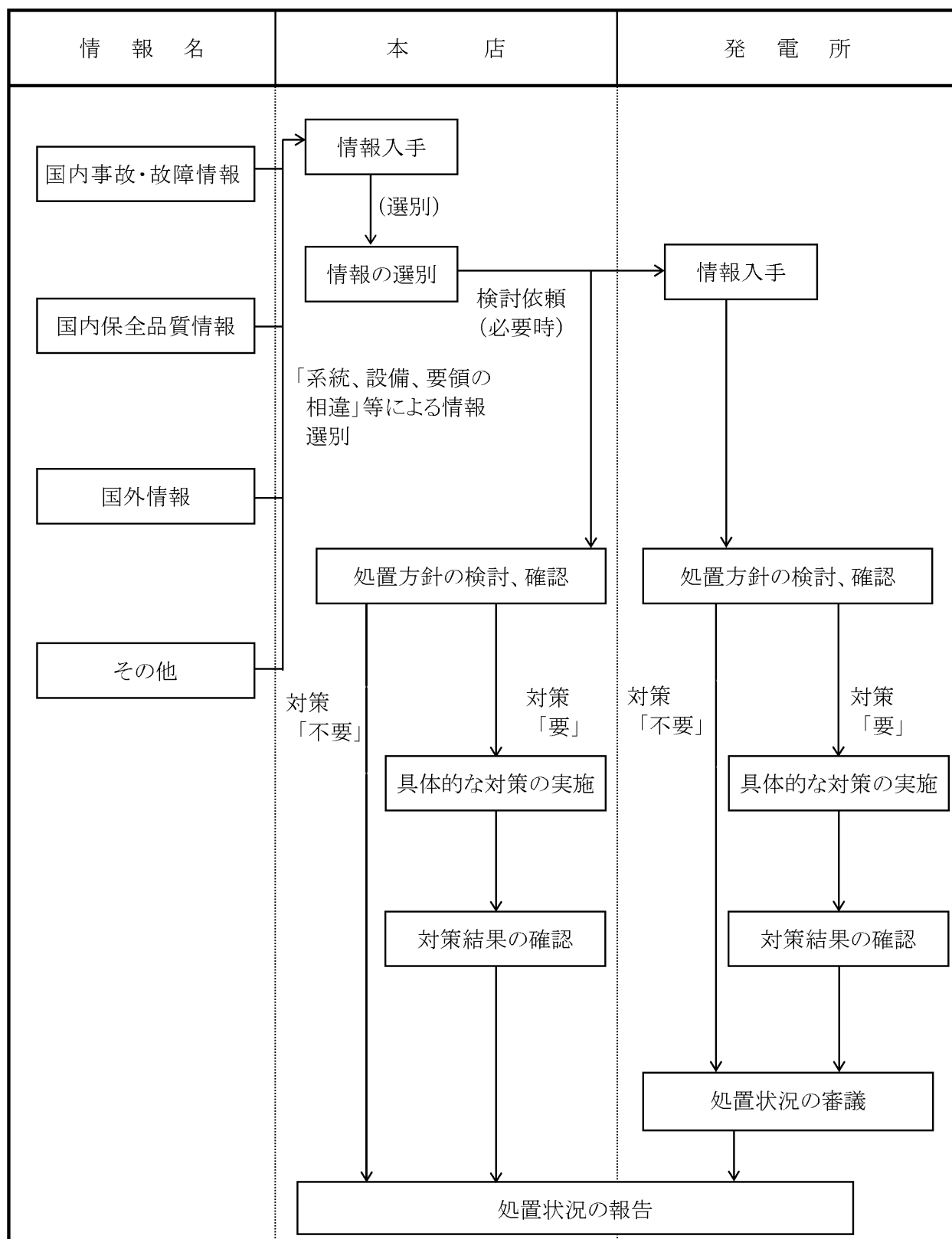
実用性のある水準に達していないもの（基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等）については記載対象外とする。（今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。）

【STEP2】

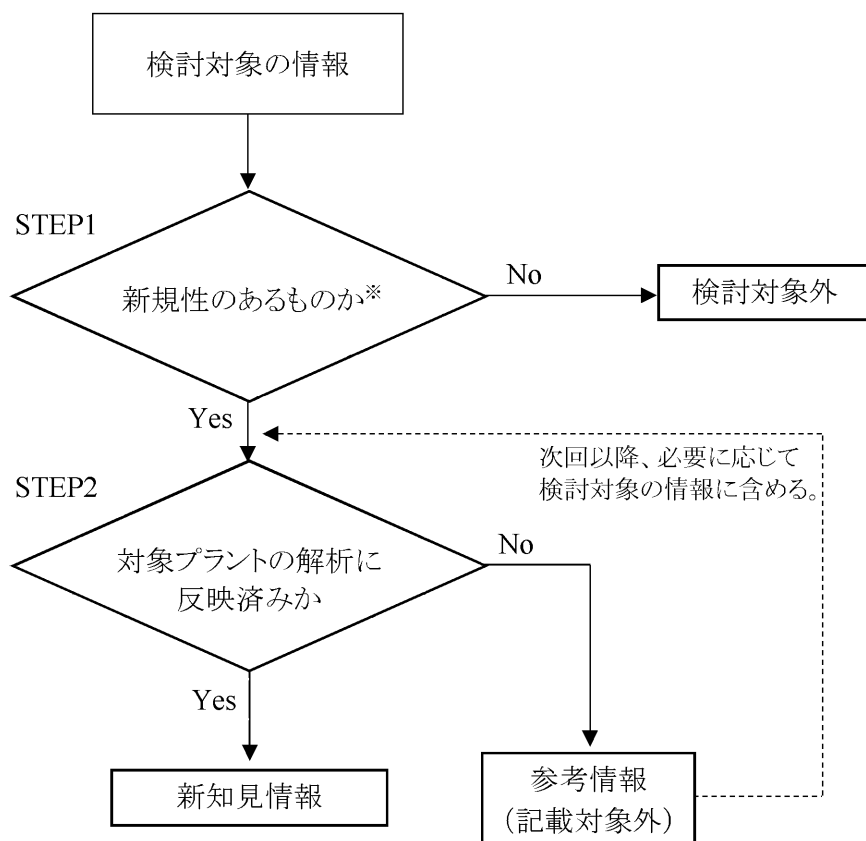
発電所の設備設計、マニュアル類に反映済みのもの（具体的な反映の見通しのあるもの）を記載対象として抽出する。

それ以外のものについては、参考情報として整理し、次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。

第2.2.2-1図 安全に係る研究の整理、分類方法
（自社研究、電力共通研究）

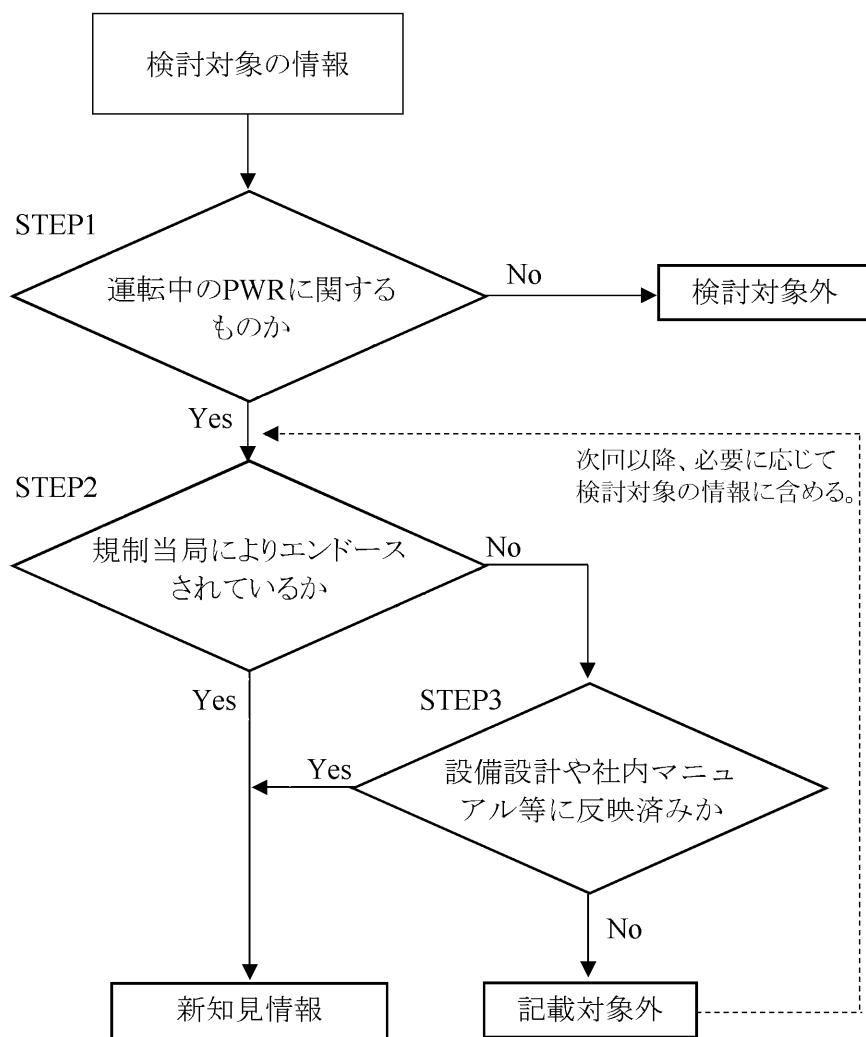


第2.2.2-2図 国内外の原子力施設等の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法

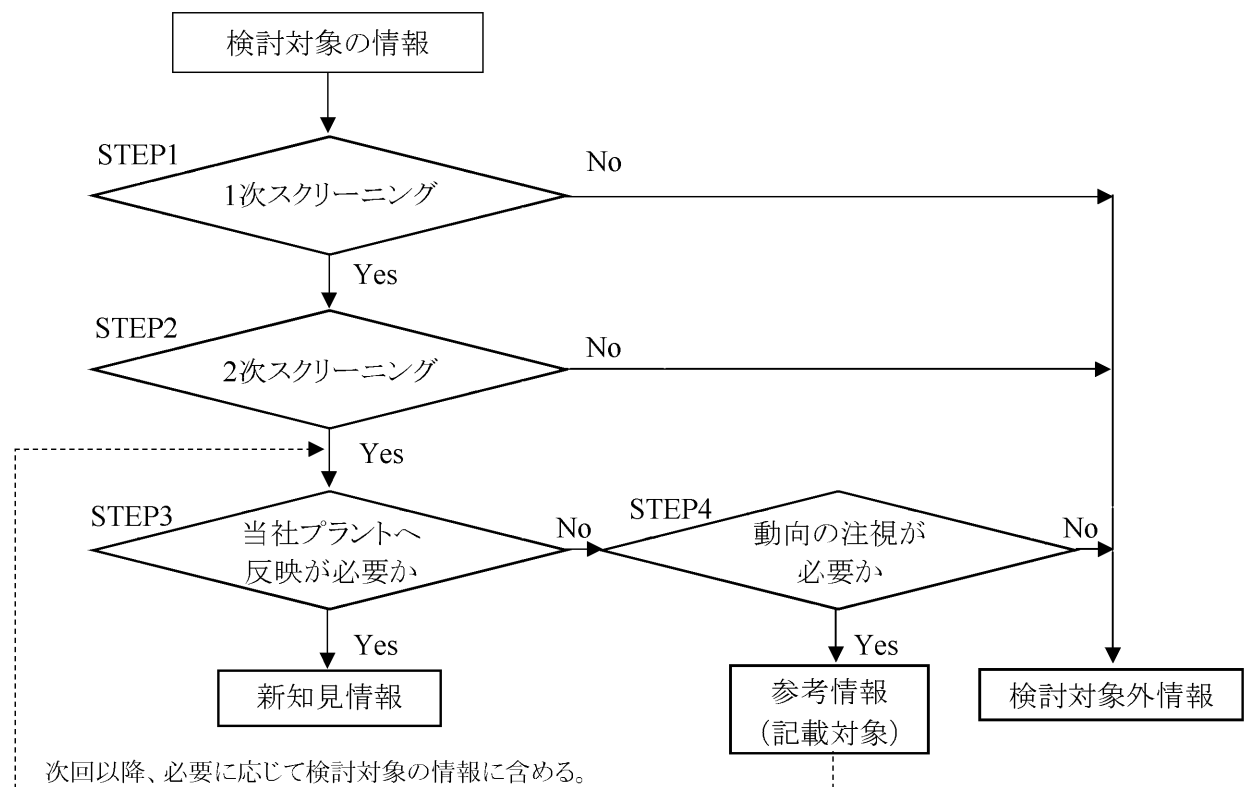


※ 単なるデータの蓄積といった、PRAを実施する上で必要なデータであることが自明なものは検討対象外。
また、ハザード評価については第2.2.2-6図の整理、分類方法とする。

第2.2.2-3図 PRAを実施するために必要なデータの整理、分類方法



第2.2.2-4図 国内の基準等の整理、分類方法



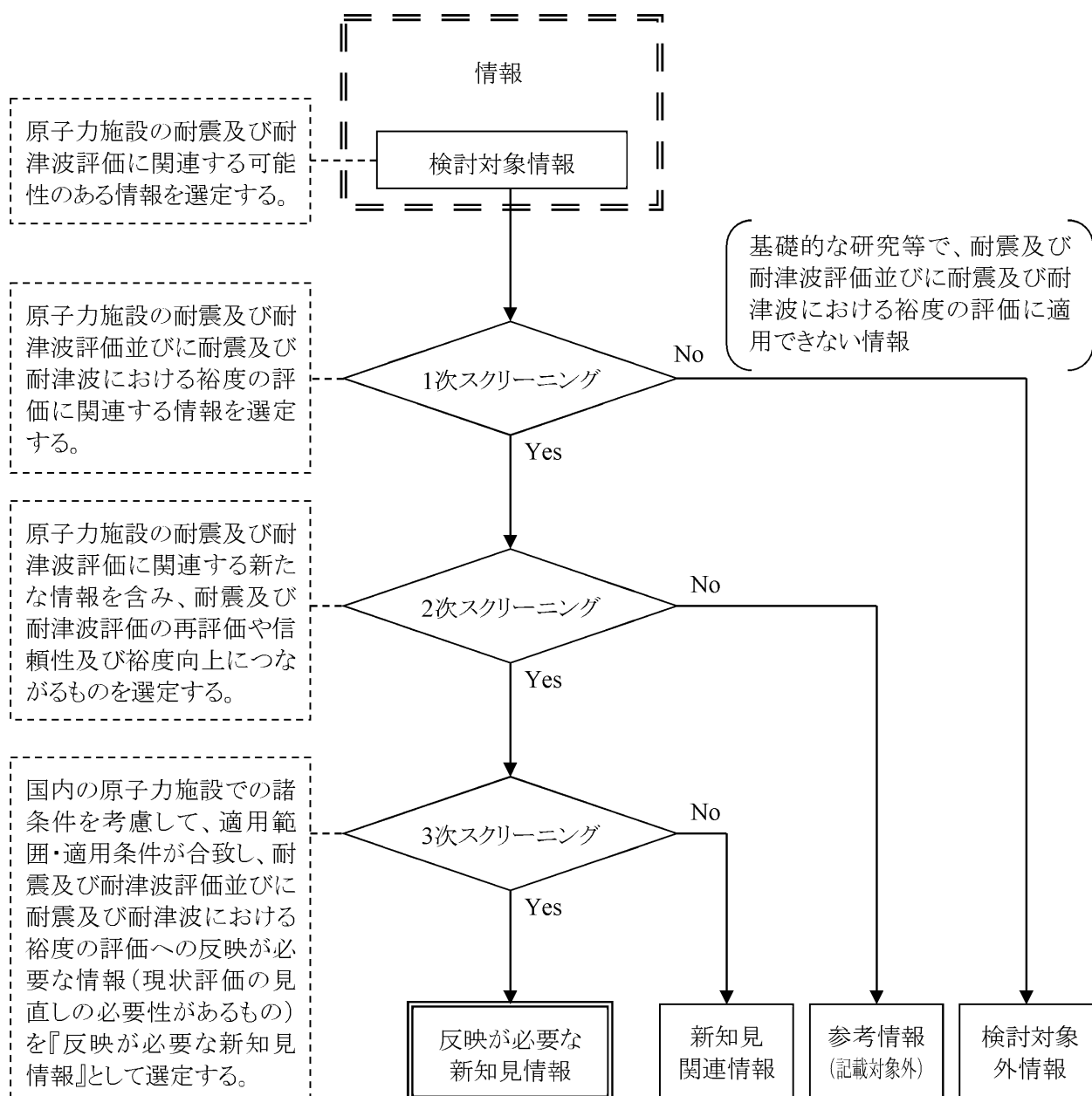
- 【STEP1】 1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報(「No」に該当)
- ・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設(例 将来炉、再処理等)
 - ・将来の燃料技術
 - ・保障措置、核物質防護(核物質管理)(サイバーセキュリティ等は検討対象)
 - ・違法行為及び規則類への意図的な違反
 - ・事務的なもの等(例 型式認定承認の官報、PA・広報、コミュニケーション等)
 - ・商用軽水炉以外の施設(例 研究施設、医療施設、一般産業施設等)

- 【STEP2】 2次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報(「No」に該当)
- ・既往データ等に基づいており、新たな知見が示されていない。
 - ・既往の知見の取りまとめ等であり、新たな手法等を提案していない。
 - ・既に反映済みである。
 - ・今後の研究動向を注視する必要がある。(検討事例が少ない、検証データ数が少ない等)
 - ・実務に適用するには、更なる検討が必要である。
 - ・工学的判断に基づき暫定的に採用した手法や条件が多数あり、実務に適用する段階にない。
 - ・具体的な効果が示されていない。
 - ・発電所の安全性を直ちに向上させるものではない。

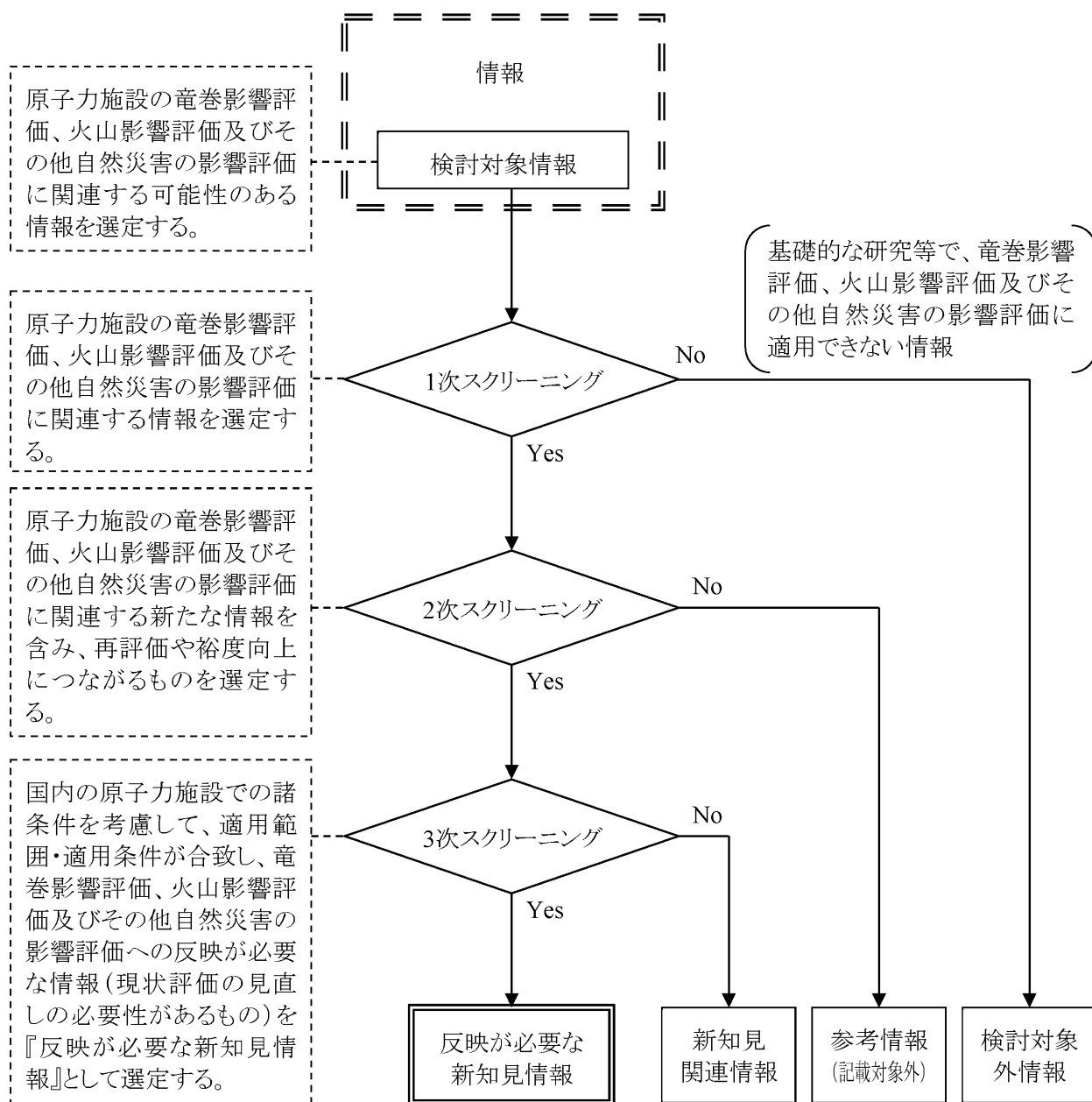
- 【STEP3】 評価対象の新知見情報とする情報
- ・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

- 【STEP4】 参考情報とする情報
- ・今後の研究動向等によっては、プラントの安全性、信頼性向上につながりうる情報。
(次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。)

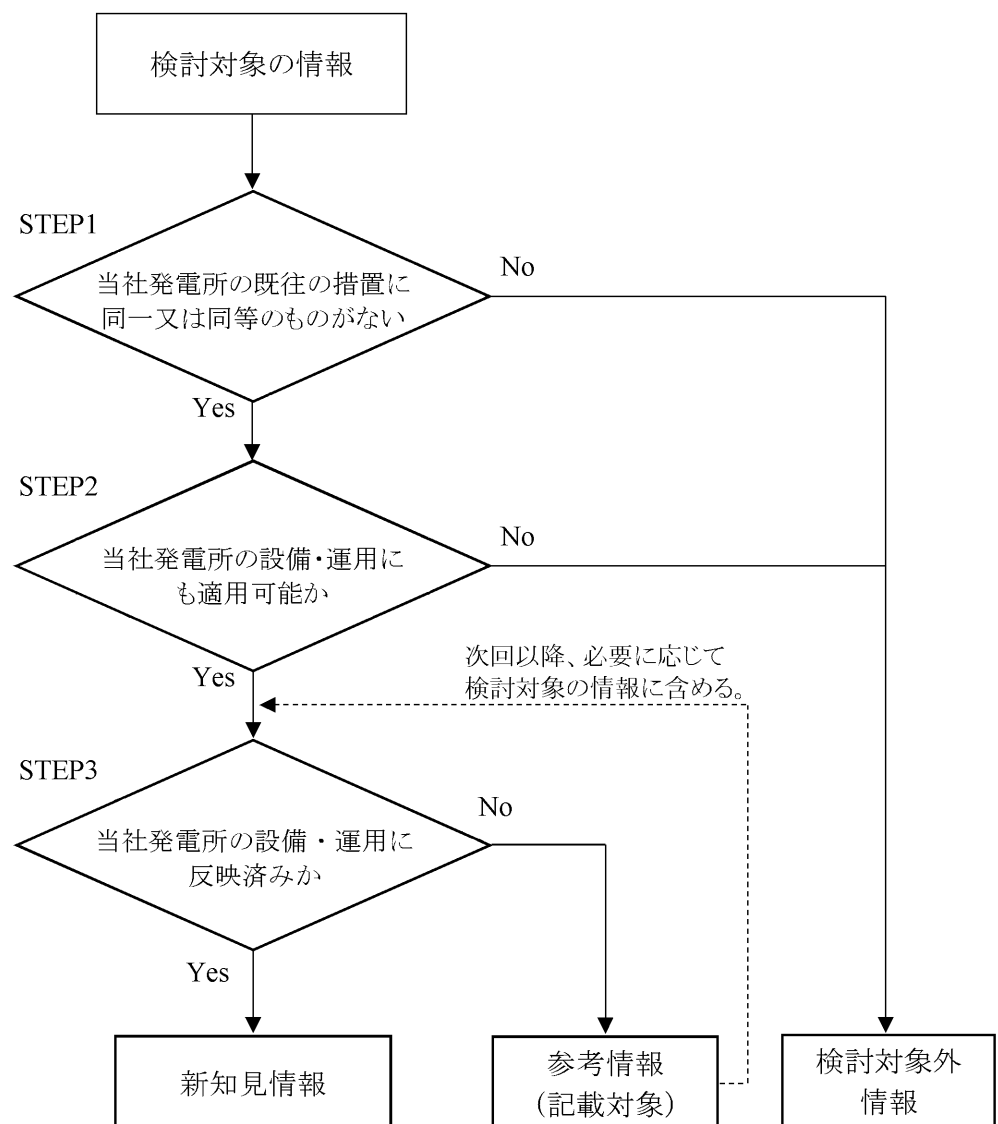
第2.2.2-5図 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)の整理、分類方法



第2.2.2-6図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法（1/2）（地震、津波）



第2.2.2-6図 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)の整理、分類方法(2/2)(竜巻、火山その他自然災害)



【STEP1】

検討対象の措置と同一又は同等の内容の措置が、当社で実施されていないものを抽出する。

【STEP2】

当社発電所の設備・運用に、環境・物理的(配置等)条件・組織体制等を考慮しても適用可能かつ有効なものを抽出する。

【STEP3】

当社発電所の設備・運用に反映済みであるもの(具体的な反映の見通しがあるもの)を新知見情報として抽出する。

それ以外のものについては、参考情報として整理し、次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。

第2.2.2-7図 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置の整理、分類方法

2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査

今回の安全性向上評価届出において、評価を実施するうえで必要な情報について机上情報の補足を必要とするものはなく、発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するために実施した調査（以下「プラント・ウォークダウン」という。）は実施していない。

2.3 安全性向上計画

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

第 2.3-1 表 保安活動等により抽出された追加措置(1/2)

No	活動	追加措置	計画概要
1	品質保証活動	原子力発電所の組織改正	原子力発電所の業務運営において更なる安全性向上を図ることを目的として、原子力発電所への「部＋グループ制」を導入する。また、高経年化対策を確実に進めるため、新たに高経年化を担当する役職を設置する。
2	運転管理	中央計装制御装置更新工事	更なる安全性及び信頼性向上等の観点から中央制御盤を最新のデジタル設備へ取替える。
3	施設管理	電気ペネトレーション更新工事	電気ペネトレーションに関する「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」(AEA)に基づく評価において、評価寿命が厳しいキャニスター型から、評価寿命に余裕のあるモジュラー型への更新を実施する。 AEA: 現状評価では、加速熱劣化と放射線照射を個別に実施する手順を採用しているが、より正確に実機環境を模擬するため、熱と放射線による加速同時劣化を実施する手順を採用している。
4	施設管理	RCP 周り RTD のダブルエレメント化工事	一次冷却材ポンプ(RCP)周りの測温抵抗体(RTD)について、ダブルエレメント素子のものと取替を行うとともに切替用の中継端子箱を設置する。
5	施設管理	1次系補機自動化制御装置及び空気式計器の更新	1次系補機自動化制御装置及び空気式計器は設置から年数が経過しており、設備の信頼性向上の観点から、設備の更新を実施する。
6	緊急時の措置	敷地地下深部の地下構造把握に資する調査及び地震計の設置	川内原子力発電所敷地の地下深部の地下構造モデルの精度向上を図るため、1,000m 程度の大深度ボーリング、物理探査及びボーリング孔内への地震計設置を実施する。

第 2.3-1 表 保安活動等により抽出された追加措置(2/2)

No	活動	追加措置	計画概要
7	新知見	能登半島地震を踏まえた変圧器に係る安全対策	能登半島地震に伴い発生した変圧器の絶縁油漏えい事象に係る対応を弊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する。
8	新知見	設計経年化(津波)評価結果の教育	設計基準を超える津波により、建屋開口部より建屋内に流入し、最下層から順に水没した際に予想されるプラント挙動の把握及び、最弱箇所について、所員への理解浸透を目的とした教育に取り組む。

2.4 追加措置の内容

2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置

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

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置(1/2)

No	追加措置	運用方針	期待される効果
1	中央計装制御装置更新工事	変更なし	中央制御盤を最新のデジタル機種へ変更することで、運転員の監視操作性向上による安全性向上、またソフトウェアによる自己診断機能付加や操作端末の多重化に伴う単一故障の影響減少による信頼性向上を図る。
2	電気ペネトレーション更新工事	変更なし	AEAに基づく評価において、運転期間60年を想定した場合の事故時機能要求を満足できるため、経年劣化の観点から設備の信頼性が向上する。
3	RCP 周り RTD のダブルエレメント化工事	変更なし	RCP周りのRTDについて、ダブルエレメント化による2系統出力となることから、RTDの信頼性向上に繋がる。
4	1次系補機自動化制御装置及び空気式計器の更新	変更なし	1次系補機自動化制御装置及び空気式計器の更新により、保守性を確保する。
5	敷地地下深部の地下構造把握に資する調査及び地震計の設置	変更なし	地下深部の地下構造モデルの精度向上に必要な地盤物性（速度構造、減衰）、地下深部から地表までの地震波の伝播特性を把握することにより、地震動評価に関する信頼性向上が期待できる。

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置(2/2)

No	追加措置	運用方針	期待される効果
6	能登半島地震を踏まえた変圧器に係る安全対策	変更なし	変圧器の絶縁油漏えい事象に係る対応を弊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することで、電源系統の信頼性が向上する。
7	設計経年化（津波） 評価結果の教育	変更なし	津波によるプラント挙動及び最弱箇所について教育することで重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上に期待できる。

2.4.2 体制における追加措置

「2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置」については、現状の組織で運用が可能であるが、原子力発電所の業務運営における更なる安全性向上の観点から、以下の体制における追加措置（人員配置及び指揮命令系統）を抽出した。

第2.4-2表 体制における追加措置

No	追加措置	運用方針	期待される効果
1	原子力発電所の組織改正	変更あり	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及び柔軟かつ合理的な管理階層での業務の実施に期待できる。 また、所内の高経年化対応を横断的に確認できる体制構築が図られる。

2.5 外部評価の結果

2.5.1 外部有識者による評価

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

2.5.1.1 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会

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

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

委員長 野口 和彦（横浜国立大学 リスク共生社会創造センター
客員教授）

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

高田 孝（東京大学大学院 工学系研究科
原子力国際専攻 教授）

天日 美薫（博士（理学）、一般財団法人 九州環境管理協会
技術部長）

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

2025 年 5 月 9 日に開催した原子力に係る安全性・信頼性向上委員会において、安全性向上評価の骨子について説明し、以下のご意見、ご助言を受けた。

- (1) 積極的に安全性向上に向けた取組を行っているにも関わらず、考察での表現の仕方でそう見られない恐れがある記載となっている箇所がある。

九州電力の安全に対する姿勢をより正しく外部の方々に認めて頂くため、考察の表現方法を工夫して誤解されないように留意する必要がある。

2.5.1.3 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価を踏まえた対応等

2025 年 5 月 9 日に開催した原子力に係る安全性・信頼性向上委員会において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) 今後も、抽出された課題について、問題ないという記載に留めるのではなく、外部の方々とのコミュニケーションツールとして、積極的に安全性向上に向けた取組を継続的に行っていく姿勢を表現できるよう考察や表現方法については工夫していく。

2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー

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