

令和 5 年度第 2 四半期の原子力規制検査等の結果

令和 5 年 1 1 月 2 2 日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、令和 5 年度第 2 四半期に実施した核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく原子力規制検査¹等の結果について報告するものである。

2. 原子力規制検査（原子力施設安全及び放射線安全関係）の実施結果

(1) 検査の実施状況

原子力規制事務所が中心に実施する日常検査は、計画に従い実施した。本庁が中心に実施するチーム検査は、35 件実施した。そのほか、事業者の申請に基づく事業所外運搬等の法定確認に係る原子力規制検査（チーム検査）を 7 件実施した。チーム検査の実績は別紙 1 のとおり。

(2) 検査指摘事項

検査指摘事項に該当するものは下表のとおり 5 件確認された。詳細は、別紙 2 のとおり。

第 2 四半期の各原子力施設の原子力規制検査報告書及び安全実績指標（P I）²については、原子力規制委員会のホームページに掲載する³。

当該期間における検査指摘事項

番号及び件名	重要度 ⁴ ／深刻度 ⁵
概要	
実用発電用原子炉	
1. 高浜発電所 1、3、4 号機 重大事故等対応の力量を有していない要員を選任したことによる現場シーケンス訓練における重大事故等対処設備への燃料補給の不成立	緑／S L IV
令和 5 年 6 月 14 日、関西電力株式会社高浜発電所 1 号機で実施された、重大事故等対応に係る現場シーケンス訓練において、原子力検査官が、重大事故等対処設備である送水車へのタンクローリーを用いた燃料補給の	

¹核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 第 1 項に規定する検査をいう。

²第 2 四半期の安全実績指標（P I）については、令和 5 年 11 月 13 日までに事業者から提出された。

³<https://www2.nra.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/joukyou/index.html>

⁴重要度：検査指摘事項が原子力安全に及ぼす影響について重要度評価を行い、実用発電用原子炉については、緑、白、黄、赤の 4 つに分類する。核燃料施設等については、「追加対応なし」、「追加対応あり」の 2 つに分類する。

⁵深刻度：法令違反が特定された検査指摘事項等について、原子力安全に係る重要度評価とは別に、意図的な不正行為の有無、原子力規制委員会の規制活動への影響等を踏まえて、4 段階の深刻度レベル（SL：Severity Level）により評価する。

<p>手順を確認していたところ、1、3、4号機の緊急安全対策要員2名が、燃料補給先である送水車の送水ポンプ給油口への給油の模擬操作を実施していないことを確認した。</p> <p>原子力検査官が、当該要員2名に燃料補給先である送水ポンプ給油口の位置を質問したところ、いずれの要員も位置を知らなかった。事業者は、当該要員2名を、少なくとも2年間にわたり、力量を有していると評価して要員として選任していた。</p>	
<p>2. 玄海原子力発電所3、4号機 タービン動補助給水ポンプ室等における火災感知器の不適切な設置</p>	<p>緑／S L IV</p>
<p>事業者は、伊方発電所3号機の火災感知器の不適切な設置⁶を受け、玄海原子力発電所3、4号機に設置されている火災感知器について調査したところ、原子炉施設の安全上重要な機器が設置されている区画を含む火災区画において、合計約4850個のうち、244個の火災感知器が「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書（工事計画認可申請添付資料7 玄海原子力発電所3、4号機）」5. 1. 2（1）b.（a）に明記された「火災感知器は、消防法の設置条件に基づき（中略）異なる種類の火災感知器を組み合わせて火災を早期に感知することを基本として、火災区域又は火災区画に設置する設計とする」を満足していないことが、令和5年8月10日に確認された。</p>	
<p>3. 玄海原子力発電所3、4号機 系統分離対策を行う火災防護対象機器等選定時の誤った火災影響評価による火災防護対象機器等の系統分離対策の不備⁷</p>	<p>緑／S L IV</p>
<p>令和5年1月24日、玄海原子力発電所3、4号機において、原子力検査官が、令和4年度第1四半期の検査指摘事項「美浜発電所3号機 工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策」の未然防止処置の対応状況の確認を行ったところ、系統分離対策を行う火災防護対象機器等選定時の誤った火災影響評価により、火災防護対象機器等が選定されず、必要な系統分離対策が施工されていないことを確認した。</p>	
<p>4. 川内原子力発電所1、2号機 系統分離対策を行う火災防護対象機器等選定時の誤った火災影響評価による火災防護対象機器等の系統分離対策の不備⁸</p>	<p>緑／S L IV</p>
<p>令和5年1月16日、川内原子力発電所1、2号機において、原子力検査官が、令和4年度第1四半期の検査指摘事項「美浜発電所3号機 工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災</p>	

⁶令和2年度第2四半期に報告した検査指摘事項「伊方発電所3号機 制御盤室内における感知器の不適切な箇所への設置による火災感知機能の信頼性低下」と同一案件である。

⁷令和5年度第1四半期に報告した検査継続案件「玄海原子力発電所3、4号機 火災が発生した場合の安全機能確保のために必要な運転操作手順の成立性」と同一案件である。

⁸令和5年度第1四半期に報告した検査継続案件「川内原子力発電所1、2号機 火災が発生した場合の安全機能確保のために必要な運転操作手順の成立性」と同一案件である。

<p>防護対策」の未然防止処置の対応状況の確認を行ったところ、系統分離対策を行う火災防護対象機器等選定時の誤った火災影響評価により、火災防護対象機器等が選定されず、必要な系統分離対策が施工されていないことを確認した。</p>	
<p>核燃料施設等</p>	
<p>5. 原子燃料工業株式会社熊取事業所 ダクト改造工事における排気ダクト内部における多量のウラン粉末の滞留</p>	<p>追加対応なし／ S L IV</p>
<p>令和5年6月6日、新規制基準対応工事中の原子燃料工業(株)熊取事業所において、原子力検査官が日常検査中に第2-2混合室ダクトの改造工事に伴い約100kgの滞留ウラン粉末が回収されていたことを記録で確認した。さらに、付近の構造を確認したところ、フードボックスの中に粉末投入機等が設置されており、フードボックスの負圧を維持するため、排気ダクトを通じて、排気されていた。これらの構造により、ウラン粉末が粉末投入機などに投入された際、フードボックス内の浮遊したウラン粉末が、当該ダクト内に少しずつ吸い込まれ、滞留する仕組みであることが判明した。同社はこの状況を把握していたが、設置してから約26年間にわたり点検等を行わず、最終的に滞留ウラン粉末が約170kg蓄積されることになった。</p>	

(3) 検査継続案件

以下の検査気付き事項については、更なる事実確認等のため、継続して検査中である。

- ①美浜発電所3号機 ほう酸タンク室等における火災感知器の不適切な設置（令和5年6月）
- ②高浜発電所1号機 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）CH4故障に伴う運転上の制限の逸脱（令和5年8月）
- ③三菱原子燃料株式会社 気体廃棄設備に設置された防火ダンパの設計管理の適切性（令和5年4月）
- ④日本核燃料開発株式会社 セル負圧警報の計器単体校正等の検査記録の作成の適切性（令和5年7月）

なお、令和5年度第1四半期からの検査継続案件「高浜発電所3号機 蒸気発生器水位計指示値不良に伴う保安規定の運転上の制限の逸脱」については、当該水位伝送器を予備品に交換し、速やかに運転上の制限を満足する状態に復帰しており、プラントの運転状態に問題がないのを確認したこと、また、メーカー調査の結果、構成部品の偶発的な故障であり、事業者の保安活動にもパフォーマンス劣化が確認されなかったことから、検査指摘事項に該当しないと判断した。

令和5年度第1四半期からの検査継続案件「島根原子力発電所 工事管理計画等に係る文書の不適切な処理」については、文書の不適切な処理が行

われていた工事について、実施された工事の内容を調査した結果、原子力安全に影響を及ぼすものではなく、原子力規制検査に支障が生じるものでもなかったことから、検査指摘事項に該当しないと判断した。

令和5年度第1四半期からの検査継続案件「日本原子力研究開発機構大洗研究所 照射装置組立検査施設の小物物品搬出モニタにおける表面密度測定の不備」については、長期間にわたって小物物品搬出モニタでの表面密度測定が十分にできていないパフォーマンス劣化が確認されたものの、測定対象物は汚染の可能性が小さい書類、ファイル等であり、原子力安全を維持することに影響を与えていないことから、検査指摘事項に該当しないと判断した。

- (4) 検査結果の報告書案に対する事業者からの意見聴取について
事業者からの意見はなかった。

3. 東京電力福島第一原子力発電所における実施計画検査⁹の実施結果

(1) 検査の実施状況

① 保安検査

令和5年度東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における実施計画検査の実施に係る計画に基づき、以下について検査を行った。

- 廃炉プロジェクトマネジメント
(ALPS処理水海洋放出に係る対応を含む)
- 火災対策
- 放射線管理
- 燃料取出準備
- 放射性廃棄物管理
- その他の保安活動

② 施設定期検査

実績なし。

(2) 検査指摘事項

なし

⁹核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第64条の3第7項に規定する検査をいう。ここでは特に、そのうち東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第2号）第18条の2第1項第2号に規定する検査（施設定期検査）、同第3号に規定する検査（保安検査）を対象とする。

(添付資料)

- 別紙 1 年間検査計画に対する原子力規制検査（チーム検査）の実施状況
- 別紙 2 原子力規制検査（原子力施設安全及び放射線安全関係）の検査指摘事項
- 参考 1 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 2 重大事故等
対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド 図 平時における
重大事故等対処等に係る設備・機器及び体制の整備に関する重要度
評価フロー
- 参考 2 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 5 火災防護に
関する重要度評価ガイド 図 1 フェーズ 1 のフローチャート
- 参考 3 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 5 火災防護に
関する重要度評価ガイド 図 4 火災の感知設備又は火災の影響軽減
設備の劣化を発見した場合の評価
- 参考 4 重要度評価、深刻度評価について
- 参考 5 原子力検査官が行う原子力規制検査

年間検査計画に対する原子力規制検査（チーム検査）の実施状況

○チーム検査の第2四半期の実績

【凡例】件数：当該四半期に完了した検査が1つ以上ある施設の数、（[名称]）：当該四半期に完了した検査が無いが検査を実施している施設（件数に含めない）、下線：変更箇所（取消線は削除を示す）

No.	ガイド番号	検査ガイド名	令和5年度				令和6年度						
			第1四半期実績	件数	第2四半期実績	件数	第3四半期	件数	第4四半期	件数	第1四半期	件数	第2四半期
1	BM0010	使用前事業者検査に対する監督	(女川) (東海第二) (柏崎刈羽) 高浜 島根 伊方 (玄海) 川内 (原燃濃縮) (NFI-熊取) 京都大学 KUR (JAEA STACY) (リサイクル燃料貯蔵) (原燃再処理) (JAEA 廃棄物管理施設) JAEA 原科研使用施設 JAEA 大洗研使用施設 MHI 原子力研究開発	8	(女川) (東海第二) 柏崎刈羽 (美浜) (大飯) 高浜 (玄海) 原燃濃縮 (NFI-熊取) (原燃 MOX 加工) (JAEA HTR) (リサイクル燃料貯蔵) (原燃再処理) (JAEA 廃棄物管理施設) JAEA 原科研使用施設 JAEA 核サ研使用施設 MHI 原子力研究開発	6	(事業者の使用前事業者検査の計画を踏まえ検査を実施)						
2	BM1050	供用期間中検査に対する監督	(女川) (柏崎刈羽) 伊方 川内	2	(大飯) 高浜 (島根) 川内	2	(事業者の定期事業者検査の計画を踏まえ検査を実施)						
3	BM0100	設計管理	—	0	川内 原燃再処理	2	伊方	玄海			高浜		
4	B01050	取替炉心の安全性	高浜 1号機 伊方 3号機 川内 2号機	3	高浜 2号機	1	(事業者の定期事業者検査の計画を踏まえ検査を実施)						
5	B01070	運転員能力※1	—	0	—	0	(事業者の訓練計画を踏まえ検査を実施)						
6	BE0021	火災防護（3年）	大飯	1	川内	1	川内 伊方	玄海			高浜		
7	BE0070	重大事故等対応要員の訓練評価	高浜 (玄海)	1	美浜 高浜 玄海	3	(事業者の訓練計画を踏まえ検査を実施)						
8	BE0080	重大事故等対応訓練のシナリオ評価	高浜 玄海 (美浜)	2	美浜 高浜 玄海 (伊方) (川内)	3	(事業者の訓練計画を踏まえ検査を実施)						
9	BR0020	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	原燃再処理 敦賀 伊方 女川	4	東北東通 大飯 泊	3	浜岡 美浜 志賀	柏崎刈羽 高浜	東海・東海第二		福島第二 JAEA 再処理		
10	BR0030	放射線被ばく ALARA 活動	原燃再処理 敦賀 伊方 女川	4	東北東通 大飯 泊	3	浜岡 美浜 志賀	柏崎刈羽 高浜	東海・東海第二		福島第二 JAEA 再処理		
11	BR0040	空气中放射性物質の管理と低減	原燃再処理 敦賀 伊方 女川	4	東北東通 大飯 (泊)※4	2	浜岡 美浜 志賀 泊※4	柏崎刈羽 高浜	東海・東海第二		福島第二 JAEA 再処理		
12	BR0050	放射性気体・液体廃棄物の管理	原燃再処理 敦賀	2	東北東通 泊	2	浜岡 玄海 志賀	柏崎刈羽 川内 島根	伊方 高浜		福島第二 美浜 JAEA 再処理		
13	BR0080	放射線環境監視プログラム	原燃再処理 敦賀	2	東北東通 泊	2	浜岡 玄海 志賀	柏崎刈羽 川内 島根	伊方 高浜		福島第二 美浜 JAEA 再処理		
14	BR0090	放射線モニタリング設備	原燃再処理 敦賀	2	東北東通 泊	2	浜岡 玄海 志賀	柏崎刈羽 川内 島根	伊方 高浜		福島第二 美浜 JAEA 再処理		
15	BQ0010	品質マネジメントシステムの運用※2	大飯 (伊方)	1	川内 伊方 (高浜) 女川 (島根) (柏崎刈羽)※3	3	島根 美浜 高浜 柏崎刈羽※3 (JAEA 再処理)	玄海 JAEA 再処理	大飯 伊方		川内 泊		
計			36	計	35	計	0	計	0	計	0	計	0

※1 検査項目のうち、「運転責任者認定試験の適切性」をチーム検査で実施 ※2 検査項目のうち、「年次検査」をチーム検査で実施 ※3 「原子力事業者としての基本姿勢」遵守のための取組状況について実施
※4 令和5年度第2四半期から、令和5年度第2四半期と第3四半期に跨る計画に変更

○その他：法定確認に係るチーム検査¹の第2四半期の実績

○事業所外運搬確認（燃料体管理（運搬・貯蔵）の検査を実施）

- ・三菱原子燃料株式会社
- ・四国電力株式会社 伊方発電所（2申請）
- ・日本原子力研究開発機構 大洗研究所（JMTRC）
- ・原子燃料工業株式会社 東海事業所（2申請）

○放射能濃度確認（放射性固体廃棄物等の管理の検査を実施）

- ・中部電力株式会社 浜岡原子力発電所

¹ 事業者からの申請に応じて実施

原子力規制検査（原子力施設安全及び放射線安全関係）の検査指摘事項

1. 高浜発電所 1、3、4号機 重大事故等対応の力量を有していない要員を選任したことによる現場シーケンス訓練における重大事故等対処設備への燃料補給の不成立

(1) 事象概要

令和5年6月14日、関西電力株式会社高浜発電所1号機で実施された、重大事故等対応に係る「現場訓練による有効性評価の成立性確認」（以下「現場シーケンス訓練」という。）^{※1}において、原子力検査官が、重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）である送水車へのタンクローリーを用いた燃料補給の手順^{※2}を確認していたところ、1、3、4号機の緊急安全対策要員（以下「SA要員」という。）2名が、燃料補給先である送水車の送水ポンプ給油口への給油の模擬操作を実施していないことを確認した。

原子力検査官が、訓練コントローラに訓練の進行に支障が無いことを確認した上で、当該SA要員2名に燃料補給先である送水ポンプ給油口の位置を質問したところ、いずれの要員も位置を知らなかった。

※1 この現場シーケンス訓練は、保安規定添付3に定める、「1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備（2）教育訓練の実施」の「ア 力量の付与のための教育訓練」に基づき、高浜発電所1号機の特重大事故等対処施設の運用開始前に、力量の付与方法の妥当性を確認するために実施したもの。

※2 保安規定添付3の「重大事故等の発生および拡大の防止に必要な運転手順等」において、重大事故等対処設備である、空冷式非常用発電装置、電源車、電源車（緊急時対策所用）、電源車（可搬型低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプ及び送水車（以下「給油対象設備」という。）へのタンクローリーを用いた燃料（重油）補給の手順を定めている。現場シーケンス訓練では、送水車を代表とし、SA要員のうち任意の者が代表して成立性の確認をしている。

事業者は、現場シーケンス訓練の前に実施する教育訓練において、力量の維持向上のための教育訓練（以下「力量維持向上訓練」という。）ではSA要員それぞれの理解度を確認しておらず、また、技術的能力の成立性確認（以下「成立性確認訓練」という。）では給油対象設備を用意せず、給油口を確認し給油する実動訓練を行っていなかった。この教育訓練の結果に基づき、少なくとも重大事故等の対応の力量を有していない者2名を2年間にわたり、力量を有していると評価してSA要員として選任していた。

このことは、保安規定添付3「1. 1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備（2）教育訓練の実施 イ 力量の維持向上のための教育訓練」に定める、「教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認」することに失敗している。この失敗は合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。

このパフォーマンス劣化は、監視領域（小分類）「原子力施設安全—重大事故等対処及び大規模損壊対処」の「要員のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、当該監視領域（小分類）の目的に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。

検査指摘事項に対し、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド」に従

い評価を行った結果、重要度は「緑」と判定する。さらに、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果、「規制活動への影響」等の要素は確認されておらず、重要度評価の結果も踏まえ、深刻度は「S L IV」と判定する。また、本件は同ガイド「3. 3 (2)」の要件を満足することから、違反等の通知は実施しない。

(2) 重要度の評価結果

[パフォーマンス劣化]

現場シーケンス訓練のうち、タンクローリーを用いた燃料補給の手順において、当該S A 要員2名は燃料補給先の給油口への給油の模擬操作を実施せず、かつ、給油口の位置を知らなかった。

事業者は、現場シーケンス訓練の前に実施する教育訓練において、力量維持向上訓練ではS A 要員それぞれの理解度を確認しておらず、また、成立性確認訓練では給油対象設備を用意せず、給油口を確認し給油する実動訓練を行っていなかった。この教育訓練の結果に基づき、少なくとも重大事故等の対応の力量を有していない者2名を2年間にわたり、力量を有していると評価してS A 要員として選任していた。

このことは、保安規定添付3「1. 1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備 (2) 教育訓練の実施 イ 力量の維持向上のための教育訓練」に定める、「教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認」することに失敗している。この失敗は合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。

[スクリーニング]

事業者は、現場シーケンス訓練の前に実施する教育訓練において、力量維持向上訓練ではS A 要員それぞれの理解度を確認しておらず、また、成立性確認訓練では給油対象設備を用意せず、給油口を確認し給油する実動訓練を行っていなかった。この教育訓練の結果に基づき、重大事故等の対応の力量を有していない者を少なくとも2名を2年間にわたり、力量を有していると評価してS A 要員として選任していた。

このパフォーマンス劣化は、監視領域（小分類）「原子力施設安全—重大事故等対処及び大規模損壊対処」の「要員のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、当該監視領域（小分類）の目的に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。

[重要度評価]

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド」に従い以下のとおり評価を行った（参考1）。

本件は、平時における教育訓練に関する不適合であることから、「4. 1 平時における重大事故等対処等に係る設備・機器及び体制の整備に関する不適合」に基づき評価する。

「a. 検査指摘事項によって影響を受けると考えられる規制要求事項を特定」については、保安規定添付3「1. 1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備（2）教育訓練の実施 イ 力量の維持向上のための教育訓練」に定める、「教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認」するに影響を受けると特定した。

「b. 防止等措置に関連する検査指摘事項の場合は他の附属書を準用して重要度を評価」において、平時における教育訓練に関する不適合であり、防止等措置には関連しないと判断した。

「c. この検査指摘事項がある場合、緊急事態等の発生時に、施設の保全のための活動が機能するかについて評価」については、以下を踏まえて、有効性評価で想定している事故シナリオで、施設の保全のための活動が機能するか評価した。

（1）緊急事態等として、事象進展の早い事故シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」を想定する。

このシナリオでは、原子炉トリップ後、50分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイにより冷却を開始、8時間6分後に送水車による復水タンクへの給水を開始、9時間6分後に水源を燃料取替用水タンクから復水タンクへ切り替え、10時間36分後に送水車への燃料補給を行う対応となる。

ここで、送水車への燃料補給が失敗した場合、10時間54分後に送水ポンプが燃料の枯渇により停止し復水タンクへの給水機能が喪失、13時間41分後に復水タンクの水が枯渇し、代替格納容器スプレイによる冷却ができなくなり、原子炉格納容器圧力が上昇する等の事象が進展する。このことから、復水タンクの水が枯渇する前までに、S A要員が復水タンクへの給水機能を回復させられるかを評価する。

（2）平常時におけるS A要員の当番体制は、タンクローリーを用いた燃料補給の担当が8名常駐する体制であり、このうち2名はS A設備や事故対応への習熟度が高い緊急時活動専門チーム^{※3}に属していることから、緊急時活動専門チームに属するS A要員が復水タンクへの給水機能を回復させることが可能とし、手順を以下のとおり想定した。

①重大事故等の対応の力量を有していないS A要員が送水車への燃料補給に失敗。送水車の燃料が枯渇し、送水ポンプが停止する。

②現場で給水状況を監視しているS A要員（以下「送水要員」という。）から送水車の送水ポンプの停止、または復水タンクの水位を監視している中央制御室運転員等から水位低下の報告を受けた緊急時対策所が、S A要員に対して送水車の現場確認を指示する。この手順に必要な時間は、事業者の活動実績等から10分間とする。

③緊急時活動専門チームに属するS A要員により、送水車への燃料補給が失敗であることが原因と特定され、再度の燃料補給に成功、送水車の送水ポンプを再起動させ復水タンクへの給水機能が回復する。この手順に必要な時間は、保安規定等に基づき、2時間27分^{※4}である。

- ※3 緊急時活動専門チームは、緊急時対応に専属で対応しており、SA 要員としての業務に加え、教育訓練の計画運営として、SA 要員全体の年間訓練スケジュール管理、訓練で使用する資機材の設置および訓練後の後片付け、教育訓練の記録、SA 設備等の管理及び教育訓練に係る資料作成等の助成・支援を行っており、他の要員に比べSA 設備や事故対応への習熟度が高い。
- ※4 保安規定添付3に定める「送水車への燃料補給」の想定時間2.3時間（2時間18分）に加え、事業者の活動実績等から送水車の送水ポンプの燃料タンクが空の状態から満杯になるまでの給油時間として4分間、給油完了後の送水車の送水ポンプ起動操作時間として5分間とする。合計、2時間27分となる。

評価の結果、事故シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉トリップ後、10時間36分後に重大事故等の対応の力量を有していないSA 要員が送水車への燃料補給に失敗、10時間54分後に送水車の燃料が枯渇し復水タンクへの給水機能が喪失、送水要員等から報告を受けた緊急時対策所がSA 要員に対して送水車の現場確認を指示する。11時間4分後に緊急時対策所が送水車への燃料補給を指示、13時間26分後に緊急時活動専門チームに属するSA 要員により送水車の給油完了、13時間31分後に送水車を再起動させ復水タンクへの給水機能が回復する。

したがって、復水タンクが枯渇する13時間41分までに、緊急時活動専門チームに属するSA 要員により復水タンクへの給水機能を回復させられる。

以上より、平常時におけるSA 要員の当番体制として緊急時活動専門チームに属するSA 要員が常駐していることを踏まえ、緊急事態等の発生時に、重大事故等の対応の力量を有していないSA 要員が、給油対象設備への燃料補給に失敗、燃料枯渇により一時的に給油対象設備が機能を喪失するものの、緊急時活動専門チームに属するSA 要員により再度の燃料補給が成功し、事象が進展する前に、給油対象設備の機能が回復することが考えられる。したがって、「緊急事態等の発生時に、施設の保全のための活動」が「機能しない」とまでは言い切れないことから、「緑」と判断する。

(3) 深刻度の評価結果

検査指摘事項は、保安規定添付3「1. 1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備（2）教育訓練の実施 イ 力量の維持向上のための教育訓練」に定める、「教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認する」ことに失敗していることから、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った。

深刻度の評価において考慮する「規制活動への影響」等の要素は確認されていないことから、検査指摘事項の重要度評価の結果を踏まえ、深刻度は「SL IV」と判断する。

事業者は、本事象を受け、当該SA 要員2名が重大事故等の対応のための力量を有さないものと判断し、SA 要員から除外するとともに、状態報告（CR）を発行し、成立性確認訓練では、模擬給油ノズルを用いて給油対象設備の給油口の現物を確認する手順にする等の見直しを行い、同じ役割のSA 要員（256名）に対して力量維持向上訓練及び成立性確認訓練を実施する等の是正処置

等を実施していることから、同ガイド「3.3(2)」の要件を満足するため、違反等の通知は実施しない。

2. 玄海原子力発電所3、4号機 タービン動補助給水ポンプ室等における火災感知器の不適切な設置

(1) 事象概要

事業者が、伊方発電所3号機の火災感知器の不適合な設置を受け、玄海原子力発電所3、4号機に設置されている火災感知器について調査したところ、原子炉施設の安全上重要な機器が設置されている区画を含む火災区画において、合計約4850個のうち、244個¹の火災感知器が「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書（工事計画認可申請添付資料7 玄海原子力発電所3、4号機）」（以下この節において「火災防護説明書」という。）5. 1. 2 (1) b. (a) に明記された「火災感知器は、消防法の設置条件に基づき（中略）異なる種類の火災感知器を組み合わせることで火災を早期に感知することを基本として、火災区域又は火災区画に設置する設計とする」を満足していないことが、令和5年8月10日に確認された。

このことは、火災防護説明書5. 1. 2 (1) b. (a) の要件を満足することに失敗している状態である。この失敗は合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。

このパフォーマンス劣化が放置されていた場合、当該感知器が設置された火災区画において火災が発生した場合、適切に火災を感知できない可能性があった。

このパフォーマンス劣化は、監視領域（小分類）「原子力施設安全一拡大防止・影響緩和」の「外的要因に対する防護」の属性に関連付けられ、当該監視領域（小分類）の目的に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。

検査指摘事項に対し「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド」に従い評価を行った結果、重要度は「緑」と判定する。

さらに「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果「規制活動への影響」等の要素は確認されておらず、重要度評価の結果も踏まえ、深刻度は「S L IV」と判定する。

また、本件は同ガイド「3. 3 (2)」の要件を満足することから、違反等の通知を実施しない。

(2) 重要度の評価結果

[パフォーマンス劣化]

本事象に関しては、事業者が自ら作成した火災防護説明書5. 1. 2 (1) b. (a) において「火災感知器は、消防法の設置条件に基づき（中略）異

¹ 消防法施行規則第23条第4項第3号イ（熱感知器）、同項第7号ハ（煙感知器）（熱感知器は取付面から0.3m以内、煙感知器は取付面から0.6m以内に設けること）の設置条件を満足していない感知器：3号機で64個、4号機で13個

同項第7号ニ（煙感知器は壁から0.6m以上離れた位置に設けること）の設置条件を満足していない感知器：3号機で68個、4号機で29個

同項第8号（換気口等の空気吹出し口から1.5m以上離れた位置に設けること）の設置条件を満足していない感知器：3号機で51個、4号機で26個

なお、複数の設置条件を満足していない感知器もあった。

なる種類の火災感知器を組み合わせることで火災を早期に感知することを基本として、火災区域又は火災区画に設置する設計とする」とされており、これを満足することに失敗している。この失敗は合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。

[スクリーニング]

火災感知器は、火災を感知するために設置された設備であるが、当該感知器が設置された火災区画において火災が発生した場合、適切に火災を感知できない可能性があった。

このパフォーマンス劣化は、監視領域（小分類）「原子力施設安全－拡大防止・影響緩和」の「外的要因に対する防護」の属性に関連付けられ、当該監視領域（小分類）の目的に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。

[重要度評価]

検査指摘事項の重要度について、安全上重要な機器が設置されている火災区画の中で、火災感知器の母数に対し、劣化が見られる火災感知器の数が多き火災区画（4号タービン動補助給水ポンプ室）を選定し、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド」に従い評価を行った（参考2）。

ステップ1. 2において検査指摘事項区分を「1. 4. 2 自動火災感知設備及び固定消火設備」とし、ステップ1. 3において同附属書「添付3 劣化評価指針」の「2 自動火災報知設備及び固定消火設備」を用いて、当該検査指摘事項の劣化評価を行った結果、当該火災区画に設置された火災感知器4個のうちの2個が不適切な箇所へ設置されたものであったことから、10%以上の劣化とし、「高劣化」と判断した。

ステップ1. 4において、定性的なスクリーニング質問は、ステップ1. 2で分類した「1. 4. 2 自動火災感知設備及び固定消火設備」の「劣化した又は機能しない火災の感知又は固定消火設備は、安全停止に必要な機器を保護する設備の機能に悪影響を及ぼすか」であり、この回答は、当該火災区画にはタービン動補助給水ポンプが設置されていることから「Yes」となり、「緑」と判断できないことからフェーズ2に進む。

フェーズ2では、附属書5の4. 3（2）に記載の「図4 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価」を適用した。その結果、4号タービン動補助給水ポンプ室内には、当該火災感知器以外に火災感知器2個が適切に設置されていることからスクリーンアウトとなり、「緑」に分類されると判断した。

(3) 深刻度の評価結果

検査指摘事項について、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果、深刻度の評価において考慮する「規制活動への影

響」等の要素は確認されていないことから、重要度評価の結果を踏まえ、事象の深刻度は「S L IV」と判定する。

事業者は、既に本不適合事象に対する処置の計画に着手し、引き続き実施する調査にて確認されたものも含め処置を行うとしており、同ガイド3.3(2)に示す要件を満たしていることから、違反等の通知は行わない。

3. 玄海原子力発電所3、4号機 系統分離対策を行う火災防護対象機器等選定時の誤った火災影響評価による火災防護対象機器等の系統分離対策の不備

(1) 事象概要

令和5年1月24日、玄海原子力発電所3、4号機において、原子力検査官が、令和4年度第1四半期の検査指摘事項「美浜発電所3号機 工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策」の未然防止処置の対応状況の確認^{※1}を行ったところ、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。）2.3.2により行う火災影響評価のうち、単一の火災区画で火災が発生したと仮定した場合でも火災により影響を受けないよう適切な火災防護対策を実施した火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル（以下「火災防護対象機器等」という。）を使用して原子炉が安全停止できること（成功パス）を確認する評価において、運転員等が火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入り火災防護対象機器の弁等を手動操作することを前提に、火災防護対象機器等は火災影響を受けないとする誤った評価をしていたことを確認した。また、系統分離対策を行う火災防護対象機器等の選定においても、運転員等が火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入り火災防護対象機器等の弁等を手動操作することを前提にした火災影響評価の結果を用いて選定したことから、火災防護審査基準2.3.1(2)及び認可を受けた設計及び工事の計画の認可（変更の認可を含む。以下「設工認」という。）に従った系統分離対策を行う火災防護対象機器等が選定されず、必要な系統分離対策^{※2}が施工されていないことを確認した^{※3}。

※1 火災防護対象ケーブルの系統分離に係る原子力規制検査の現状報告及び今後の対応方針（令和5年3月29日第84回原子力規制委員会）に基づき、運転中プラントに対して、是正処置及び未然防止処置の対応状況を現場確認したものである。

※2 火災防護審査基準2.3.1(2)c.において、「互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること」と規定されている。

※3 対象の区画は、3号機で4区画（補助給水ポンプ廻り通路エリア、主蒸気・主給水管室、放射線管理室エリア、高放射性フィルタ及び通路エリア）、4号機で2区画（原子炉補機冷却水ポンプエリア、主蒸気・主給水管室）である。

火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入ることを前提とした誤った火災影響評価のため、火災防護対象機器等が正しく選定されず、火災防護対象ケーブルの系統分離対策が施工されなかったことは、設工認の基本設計方針に記載している火災防護審査基準2.3.1(2)及び2.3.2の要求事項を満足することに失敗している状態である。この失敗は、合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。

このパフォーマンス劣化は、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」の「原子力施設安全－拡大防止・影響緩和」の監視領域（小分類）の「外的要因に対する防護」の属性に関係付けられ、当該監視領域（小分類）の目的

である「起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること」に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。

検査指摘事項に対し、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド」に従い評価を行った結果、重要度は「緑」と判定する。

さらに、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果、「規制活動への影響」等の要素は確認されておらず、重要度評価の結果も踏まえ、深刻度は「S L IV」と判定する。また、本件は同ガイド「3. 3 (2)」の要件を満足することから、違反等の通知は実施しない。

(2) 重要度の評価結果

[パフォーマンス劣化]

系統分離対策を行う火災防護対象機器等の選定において火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入ることを前提とした誤った火災影響評価を用いたため、火災防護対象機器等が正しく選定されず、火災防護対象ケーブルの系統分離対策が施工されなかったことは、設工認の基本設計方針に記載している火災防護審査基準2. 3. 1 (2) 及び2. 3. 2の要求事項を満足することに失敗している状態である。

事業者は、火災防護対策の施工に係る設計管理において、保安規定第3条7. 3. 4 (設計・開発のレビュー) (1) a. 「設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうか評価する」^{※4}に基づき、正しく要求事項を理解し、火災防護対象機器等に対する設計評価を行っていれば、要求事項を満たしていないことを発見できることから、この失敗は、合理的に予測可能であり、予防措置を講じることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。

※4 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5第2項第11号及び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を反映する以前の保安規定条文

[スクリーニング]

系統分離対策を行う火災防護対象機器等の選定において火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入ることを前提とした誤った火災影響評価を用いたため、火災防護対象機器等が正しく選定されず、火災防護対象ケーブルに系統分離対策が施工されていなかった。

このパフォーマンス劣化は、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」の「原子力施設安全一拡大防止・影響緩和」の監視領域（小分類）の「外的要因に対する防護」の属性に関係付けられ、当該監視領域（小分類）の目的である「起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること」に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。

[重要度評価]

検査指摘事項に対し、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド」に従い評価を行った（参考2及び3）。

「ステップ1. 2：検査指摘事項の区分の分類」は、火災防護対象機器等に対する検査指摘事項であることから、「表1 火災防護における検査指摘事項の区分」の「1. 4. 6 局所的なケーブル又は機器の防護」とした。

「ステップ1. 3：低劣化であるか否かの判定」は、火災防護対象機器等に系統分離対策が施工されていなかったことから、「添付3 劣化評価指針」の「3 火災の影響軽減と局所的なケーブル又は機器の防護」のうち「難燃性及び非難燃性板又はブランケット」に該当し、「もともと施工されていない場所が38cm²を超える」ことから、「高劣化」とした。

「ステップ 1. 4：定性的な質問を用いたスクリーニング」の「ステップ1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護」は、「1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火材にて保護されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、適切な火災の自動感知及び消火設備によって保護されているか」の質問に対して、火災防護対象機器等が正しく選定されていなかった火災区間の8区画のうち、3号機の補助給水ポンプ廻り通路エリア及び4号機の原子炉補機冷却水ポンプエリアの2区画の火災感知器が適切に設置されていなかった^{※5}ことから、回答が「No」となり次の質問に進む。「1. 4. 6-B 質問：劣化が確認された耐火材にて保護されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、設備に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災感知設備及び耐火被覆によって防護されているか。」の質問に対して、2区画の火災感知器が適切に設置されていなかったこと及び火災防護対象機器等が耐火被覆によって防護されていないことから、回答が「No」となりフェーズ2評価に進む。

※5 令和5年度第2四半期検査指摘事項「玄海原子力発電所3、4号機 タービン動補助給水ポンプ室等における火災感知器の不適切な設置」

フェーズ2評価では、検査指摘事項が火災の影響軽減に関することから、「4. 3 火災に関する事象のフェーズ2評価」の「(2) 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価」のとおり、図4に基づき評価し、図4の「火災の影響軽減設備に影響を与える機器の劣化を発見」のフローを用いた。図4の「火災影響軽減機能（消火設備、延焼対策設備、防火壁、扉等）が喪失するか？」の質問に対して、火災防護対象機器等の系統分離対策が施工されておらず、火災影響軽減機能が無いことから、「喪失」へ進む。

図4の「影響軽減機能の範囲内の機器が機能喪失したとして評価」は、まず、「4. 3 火災に関する事象のフェーズ2評価」の「(2) 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価」に基づき、「劣化した設備の機能喪失による影響範囲」を検討したところ、以下の2つの観点から、当該2区画において機能喪失する機器及び機能は無く、図4の「喪失した機器により、起因事象の発生、緩和系の喪失が起きるか？」の質問に対して、「起きない」となり、「スクリーンアウト」する。

①不適切に設置されていた火災感知器は各区画1個であり、他の適切に設置された火災感知器が残っていること。^{※6}

②事業者の火災影響評価結果によると、固定火災源からの火災を仮定した場合でも火災防護対象機器等への影響はないことが確認されていること、さらに持ち込み可燃物管理を行っていること。

※6 3号機の補助給水ポンプ廻り通路エリアは、合計30個の火災感知器があり、29個は適切に設置されていた。4号機の原子炉補機冷却水ポンプエリアは合計32個の火災感知器があり、31個は適切に設置されていた。

以上のことから、検査指摘事項の重要度は「緑」と判定する。

(3) 深刻度の評価結果

検査指摘事項は、設工認の基本設計方針に記載している火災防護審査基準2.3.1(2)及び2.3.2を満足していないことから「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った。

深刻度の評価において考慮する「規制活動への影響」等の要素は確認されていないことから、検査指摘事項の重要度評価の結果を踏まえ、深刻度は「S L IV」と判断する。

事業者は、「状態報告(CR)」として登録、審議し、運転員等が火災が発生した火災区画に立ち入り火災防護対象機器の手動操作をする必要なく原子炉が停止できることを前提として火災影響評価を行い、系統分離対策を行う火災防護対象機器等を見直し、系統分離対策の工事を行う予定であることから、同ガイド「3.3(2)」の要件を満足するため、違反等の通知は実施しない。

4. 川内原子力発電所1、2号機 系統分離対策を行う火災防護対象機器等選定時の誤った火災影響評価による火災防護対象機器等の系統分離対策の不備

(1) 事象概要

令和5年1月16日、川内原子力発電所1、2号機において、原子力検査官が、令和4年度第1四半期の検査指摘事項「美浜発電所3号機 工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策」の未然防止処置の対応状況の確認^{※1}を行ったところ、火災防護審査基準2.3.2により行う火災影響評価のうち、単一の火災区画で火災が発生したと仮定した場合でも火災により影響を受けないよう適切な火災防護対策を実施した火災防護対象機器等を使用して原子炉が安全停止できること（成功パス）を確認する評価において、運転員等が火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入り火災防護対象機器の弁等を手動操作することを前提に、火災防護対象機器等は火災影響を受けないとする誤った評価をしていたことを確認した。また、系統分離対策を行う火災防護対象機器等の選定においても、運転員等が火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入り火災防護対象機器等の弁等を手動操作することを前提にした火災影響評価の結果を用いて選定したことから、火災防護審査基準2.3.1(2)及び設工認に従った系統分離対策を行う火災防護対象機器等が選定されず、必要な系統分離対策^{※2}が施工されていないことを確認した^{※3}。

- ※1 火災防護対象ケーブルの系統分離に係る原子力規制検査の現状報告及び今後の対応方針（令和5年3月29日第84回原子力規制委員会）に基づき、運転中プラントに対して、是正処置及び未然防止処置の対応状況を現場確認したもの。
- ※2 火災防護審査基準2.3.1(2)c.において、「互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること」と規定されている。
- ※3 対象の区画は、1号機で5区画（余熱除去系ポンプミニマムフロー弁が設置されているエリア、充てん/高圧注入ポンプバルブ室、主蒸気・主給水管室、海水管エリア、補助給水ポンプ電動弁盤エリア）、2号機で4区画（余熱除去系ポンプミニマムフロー弁が設置されているエリア、主蒸気・主給水管室、海水管エリア、原子炉補機冷却水ポンプ原子炉補機冷却水冷却器室）である。

火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入ることを前提とした誤った火災影響評価のため、火災防護対象機器等が正しく選定されず、火災防護対象ケーブルの系統分離対策が施工されなかったことは、設工認の基本設計方針に記載している火災防護審査基準2.3.1(2)及び2.3.2の要求事項を満足することに失敗している状態である。この失敗は、合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。

このパフォーマンス劣化は、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」の「原子力施設安全一拡大防止・影響緩和」の監視領域（小分類）の「外的要因に対する防護」の属性に関係付けられ、当該監視領域（小分類）の目的

である「起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること」に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。

検査指摘事項に対し、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド」に従い評価を行った結果、重要度は「緑」と判定する。

さらに、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果、「規制活動への影響」等の要素は確認されておらず、重要度評価の結果も踏まえ、深刻度は「S L IV」と判定する。また、本件は同ガイド「3. 3 (2)」の要件を満足することから、違反等の通知は実施しない。

(2) 重要度の評価結果

[パフォーマンス劣化]

系統分離対策を行う火災防護対象機器等の選定において火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入ることを前提とした誤った火災影響評価を用いたため、火災防護対象機器等が正しく選定されず、火災防護対象ケーブルの系統分離対策が施工されなかったことは、設工認の基本設計方針に記載している火災防護審査基準2. 3. 1 (2) 及び2. 3. 2の要求事項を満足することに失敗している状態である。

事業者は、火災防護対策の施工に係る設計管理において、保安規定第3条7. 3. 4 (設計・開発のレビュー) (1) a. 「設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうか評価する」^{※4}に基づき、正しく要求事項を理解し、火災防護対象機器等に対する設計評価を行っていれば、要求事項を満たしていないことを発見できることから、この失敗は、合理的に予測可能であり、予防措置を講じることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。

※4 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5第2項第11号及び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を反映する以前の保安規定条文

[スクリーニング]

系統分離対策を行う火災防護対象機器等の選定において火災が発生した火災区画へ消火後に立ち入ることを前提とした誤った火災影響評価を用いたため、火災防護対象機器等が正しく選定されず、火災防護対象ケーブルに系統分離対策が施工されていなかった。

このパフォーマンス劣化は、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」の「原子力施設安全一拡大防止・影響緩和」の監視領域（小分類）の「外的要因に対する防護」の属性に関係付けられ、当該監視領域（小分類）の目的である「起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること」に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。

[重要度評価]

検査指摘事項に対し、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド」に従い評価を行った（参考2及び3）。

「ステップ1. 2：検査指摘事項の区分の分類」は、火災防護対象機器等に対する検査指摘事項であることから、「表1 火災防護における検査指摘事項の区分」の「1. 4. 6 局所的なケーブル又は機器の防護」とした。

「ステップ1. 3：低劣化であるか否かの判定」は、火災防護対象機器等に系統分離対策が施工されていなかったことから、「添付3 劣化評価指針」の「3 火災の影響軽減と局所的なケーブル又は機器の防護」のうち「難燃性及び非難燃性板又はブランケット」に該当し、「もともと施工されていない場所が38cm²を超える」ことから、「高劣化」とした。

「ステップ 1. 4：定性的な質問を用いたスクリーニング」の「ステップ1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護」は、火災防護対象機器等が設置されている火災区域、火災区画に2種類の感知器が設置され、消火設備が設置されていることを確認しており、「1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火材にて保護されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、適切な火災の自動感知及び消火設備によって保護されているか」の回答が「Yes」となり、「緑」に分類されると判断した。

以上のことから、検査指摘事項の重要度は「緑」と判定する。

(3) 深刻度の評価結果

検査指摘事項は、設工認の基本設計方針に記載している火災防護審査基準2. 3. 1 (2) 及び2. 3. 2を満足していないことから「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った。

深刻度の評価において考慮する「規制活動への影響」等の要素は確認されていないことから、検査指摘事項の重要度評価の結果を踏まえ、深刻度は「SL IV」と判断する。

事業者は、「状態報告(CR)」として登録、審議し、運転員等が火災が発生した火災区画に立ち入り火災防護対象機器の手動操作をする必要なく原子炉が停止できることを前提として火災影響評価を行い、系統分離対策を行う火災防護対象機器等を見直し、系統分離対策の工事を行う予定であることから、同ガイド「3. 3 (2)」の要件を満足するため、違反等の通知は実施しない。

5. 原子燃料工業株式会社熊取事業所 ダクト改造工事における排気ダクト内部における多量のウラン粉末の滞留

(1) 事象概要

原子燃料工業株式会社熊取事業所(以下「事業者」という。)は、新規規制基準に対応した設計及び工事の変更認可に基づき、ウラン粉末を取り扱う設備に繋がる第2-2混合室における局所排気ダクト(粉末投入機/粉末混合機ダクト)の改造工事を令和5年4月27日から令和5年5月4日までの間に実施していた。

原子力検査官は、令和5年6月6日の日常検査において、排気ダクトの改造工事で回収された滞留ウラン粉末の貯蔵保管に係る記録を確認したところ、第2-2混合室ダクトの改造工事に伴い約100kgの滞留ウラン粉末が回収されていたことを発見した。その後、原子燃料工業株式会社熊取事業所(以下「事業者」という。)に当該排気ダクトの改造工事において回収された滞留ウラン粉末の量を確認したところ、令和5年6月16日に事業者から約170kgの滞留ウラン粉末があった旨の回答があった。(排気ダクトの改造工事全体では約200kgの滞留ウランが回収された。)

当該排気ダクトは粉末投入機及び粉末缶移載機を内部に設置したフードボックスや粉末混合機の負圧を維持するための排気システムの一部であり、滞留された多量のウラン粉末は、当該排気ダクト内部に吸い込まれ、少しずつ蓄積したものであった。また、平成26年にプレス機器等の設備を更新した際に局所排気ダクト内に滞留ウラン粉末が確認されたことから、局所排気ダクトを定期点検する作業標準を制定したが、当該排気ダクトはアクセスが困難であること等を理由に測定対象から除外された。このため、当該排気ダクトは設置されてから約26年間にわたり点検等が行われておらず、多量の滞留ウラン粉末が蓄積した。

なお、多量の滞留ウラン粉末が蓄積したものの、当該排気ダクトの安全機能(閉じ込め:排気経路の確保)は喪失しておらず、一般公衆及び放射線業務従事者の被ばくに影響を及ぼしていたことは確認されなかった。

本件について、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、検査気付き事項の評価を行った結果、以下のことから、検査指摘事項に該当する。

- ・事業者はウラン粉末が滞留するおそれがある箇所を点検する作業標準を作成し、運用していたが、当該排気ダクトはその対象に含まれていなかった。また、当該作業標準を保全計画に含めず、見直しもしていなかった。これは、保安規定第62条の6(保全計画の策定)の要求事項を満足していない。当該排気ダクトは多量のウラン粉末を取り扱う粉末混合器等から排気するシステムの一部であり、ウラン粉末が滞留することは、予測可能であった。また、当該排気ダクトにおけるウラン粉末の滞留状況調査が適切に実施されていれば、予防措置を講ずることが可能であることから、パフォーマンス劣化に該当する。

- ・当該排気ダクト内に多量のウラン粉末が滞留することは、大規模な地震が発生すると、その揺れにより当該排気ダクトの雰囲気中に浮遊したウラン粉末の一部は環境中に放出されるおそれがあるため、監視領域（小分類）「原子力施設安全－閉じ込めの維持」の目的に悪影響を及ぼしている。

「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書10 核燃料施設等に係る重要度評価ガイド」に基づき、初期境界評価を行おうとしたところ、評価が困難と判断したため、「4.4 SERPによる評価」に基づき重要度の評価を実施した。その結果、以下のこと等を総合的に考慮し、重要度は「追加対応なし」と判定する。

- ・ 臨界管理について、~~現在までに臨界に至ったことがなく~~、運転管理方法を超過することもないので、本検査指摘事項による臨界に至るおそれはないこと。**なお、現在までに臨界に至ったことはない**
- ・ 本検査指摘事項による原子力施設の深層防護に対する影響について、閉じ込め機能に関しては、深層防護の第3層（影響緩和）に及ぼした影響は限定的であること
- ・ 設備又は活動に係る安全裕度の減少の程度について、閉じ込め機能に関しては、当該排気ダクトの雰囲気中に浮遊したウラン粉末の環境中への放出は極めて小さく、安全裕度の減少程度も極めて小さいと考えられること
- ・ 事業者において、本検査指摘事項に対する是正処置が行われ、事業者の改善措置活動により改善が見込めること

「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき深刻度を評価した結果、意図的な不正行為等は確認されておらず、原子力安全上の影響が限定的であることから、「SLIV」と判定する。

また、事業者において改善措置の検討に着手していることから、違反等の通知は実施しない。

(2) 重要度の評価結果

[パフォーマンス劣化]

事業者は機器構造等の設計的知見により、ウラン粉末が滞留するおそれがある箇所について、点検する作業標準を作成し、運用していたが、今回ウラン粉末が滞留していた当該排気ダクトはその対象に含まれていなかった。本来、当該作業標準は保全計画に含め、点検等の有効性評価を踏まえて適切に見直すべきところ、これらを行っておらず、点検箇所が漏れた状態のままとなっていた。これは、保安規定第62条の6（保全計画の策定）で、施設管理目標を達成するための保全計画の策定及び保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画を見直すとする要求事項を満足していない。

また、当該排気ダクトは多量のウラン粉末を取り扱う粉末混合器から排気するものであり、滞留ウラン粉末が発生することは、予測可能であった。また、保全計画に当該排気ダクトのウラン粉末の滞留状況の調査等が含まれて

いれば、定期的に点検や滞留ウラン粉末の回収を行うといった予防措置を講ずることが可能であった。

これらのことから、パフォーマンス劣化に該当する。

[スクリーニング]

設計上ウラン粉末が滞留する可能性のある箇所を適切に点検しなかったことで多量のウラン粉末が滞留した結果、大規模な地震が発生すると、その揺れにより当該排気ダクトの雰囲気中に浮遊したウラン粉末の一部が環境中に放出され、放射性物質の放出に至るおそれがある。このことは、監視領域（小分類）「原子力施設安全－閉じ込めの維持」のヒューマンパフォーマンスの属性に関連付けられ、その目的「物理的設計バリア（グローブボックス、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと」に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。

[重要度評価]

「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書 10 核燃料施設等に係る重要度評価ガイド」に基づき、初期境界評価を行おうとしたところ、評価が困難と判断したため、「4.4 SERP による評価」に基づき重要度の評価を実施した。その結果、以下のこと等を総合的に考慮し、重要度は「追加対応なし」と判定する。

- ・原子力施設の深層防護に対する影響のうち、臨界管理については、当該排気ダクトは、許認可上ウランの滞留を想定していないため、具体的な核的制限値の設定はないが、~~現在までに臨界に至ったことはない~~。仮に、今回の事象を踏まえて、当該排気ダクトが接続している粉末混合器を単一ユニットと見なして評価した場合、記録として確認できる平成 26 年以降の運転時の粉末混合機の最大取扱量は約 947kg である。回収した滞留ウラン（約 176kg）を加えても約 1123kg となり、保安規定上の粉末混合機に係る運転管理方法の値 1130kg より小さいことから、臨界に至るおそれはないこと。また、閉じ込め機能については、深層防護の第 3 層（影響緩和）に影響を及ぼしたものの、その影響は限定的であること。~~なお、現在までに臨界に至ったことはない。~~
- ・設備又は活動に係る安全裕度の減少の程度については、当該排気ダクトの雰囲気中に浮遊したウラン粉末の環境中への放出を考慮しても、周辺監視区域境界における公衆の実効線量は、線量目標値^{*1}（50 μ Sv/年）を十分下回ること変わらず、本検査指摘事項による安全裕度の減少程度は極めて小さいと考えられること。
- ・事業者において、当該排気ダクトにウラン粉末の滞留状況を点検できる点検口を設置すること、排気ダクトの滞留ウランを点検する作業標準を保全計画に紐付けた上で、点検箇所に当該排気ダクトを追加すること等の是正処置が行われ、事業者の改善措置活動により改善が見込めること。

※1 加工施設の位置・構造及び設備の基準に関する規則解釈第17条において、ALARAの考えの下、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力委員会決定）において定める線量目標値（ $50\mu\text{Sv}/\text{年}$ ）を参考に、公衆の線量を合理的に達成できる限り低減できることを求めている。

(3) 深刻度の評価結果

検査指摘事項は保安規定第62条の6（保全計画の策定）の違反であり、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき、深刻度の評価を行い、以下のことから「SLIV（通知なし）」と判定する。

- ・原子力安全に及ぼした影響は、重要度評価が「追加対応なし」であることから、影響が限定的な状況になり得たものにあたること。
- ・原子力規制委員会の規制活動に対する影響はないこと。
- ・意図的な不正行為は確認されなかったこと。
- ・事業者において再発防止のため当該排気ダクトを保全計画に追加する等の改善措置に着手していること、すでに滞留ウラン粉末を回収し、当該排気ダクトも更新したことにより、法令要求を満足する状態に回復していること。

(参考 1)

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド

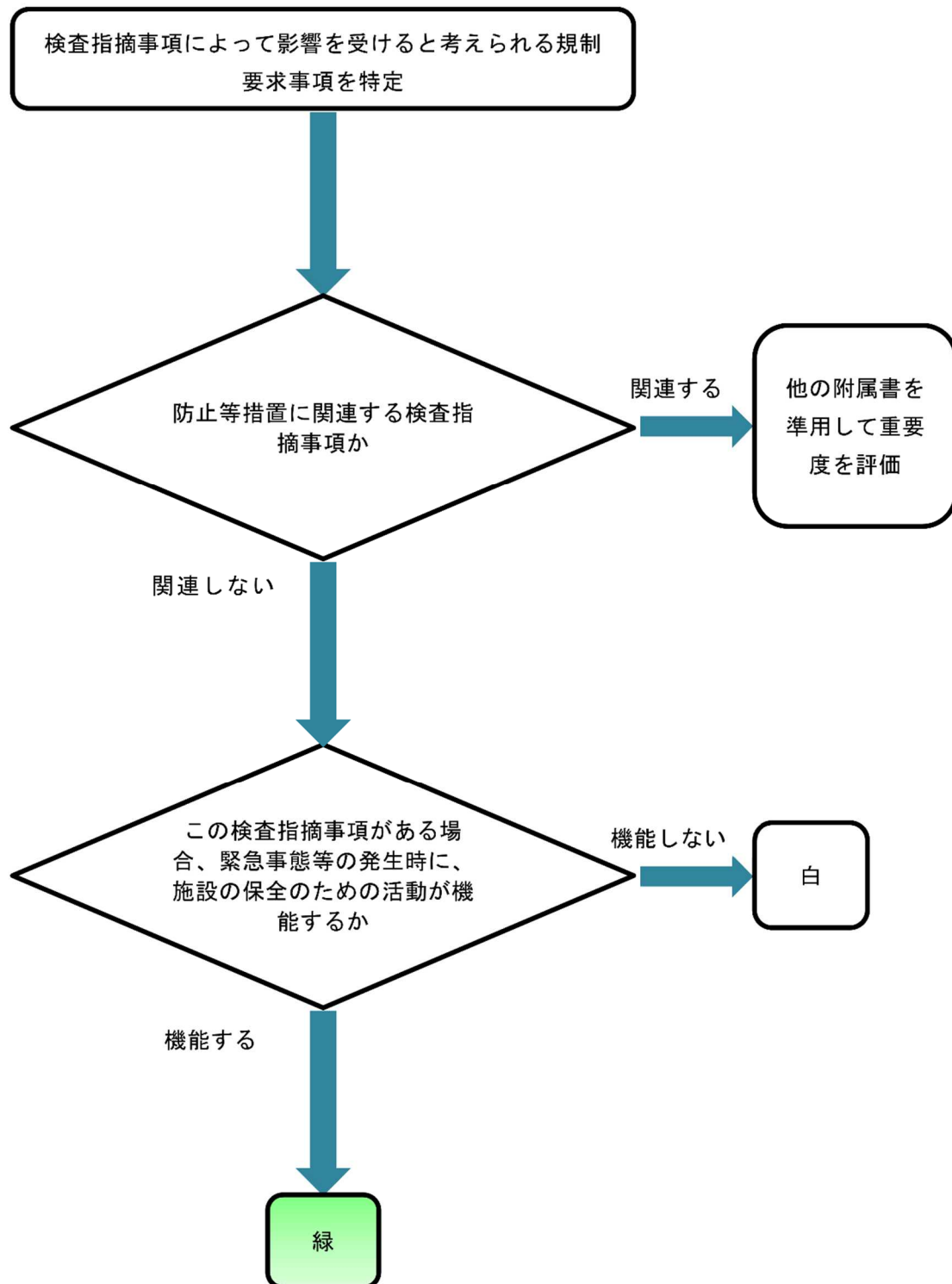


図 平時における重大事故等対処等に係る設備・機器及び体制の整備に関する重要度評価フロー

(参考 2)

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド

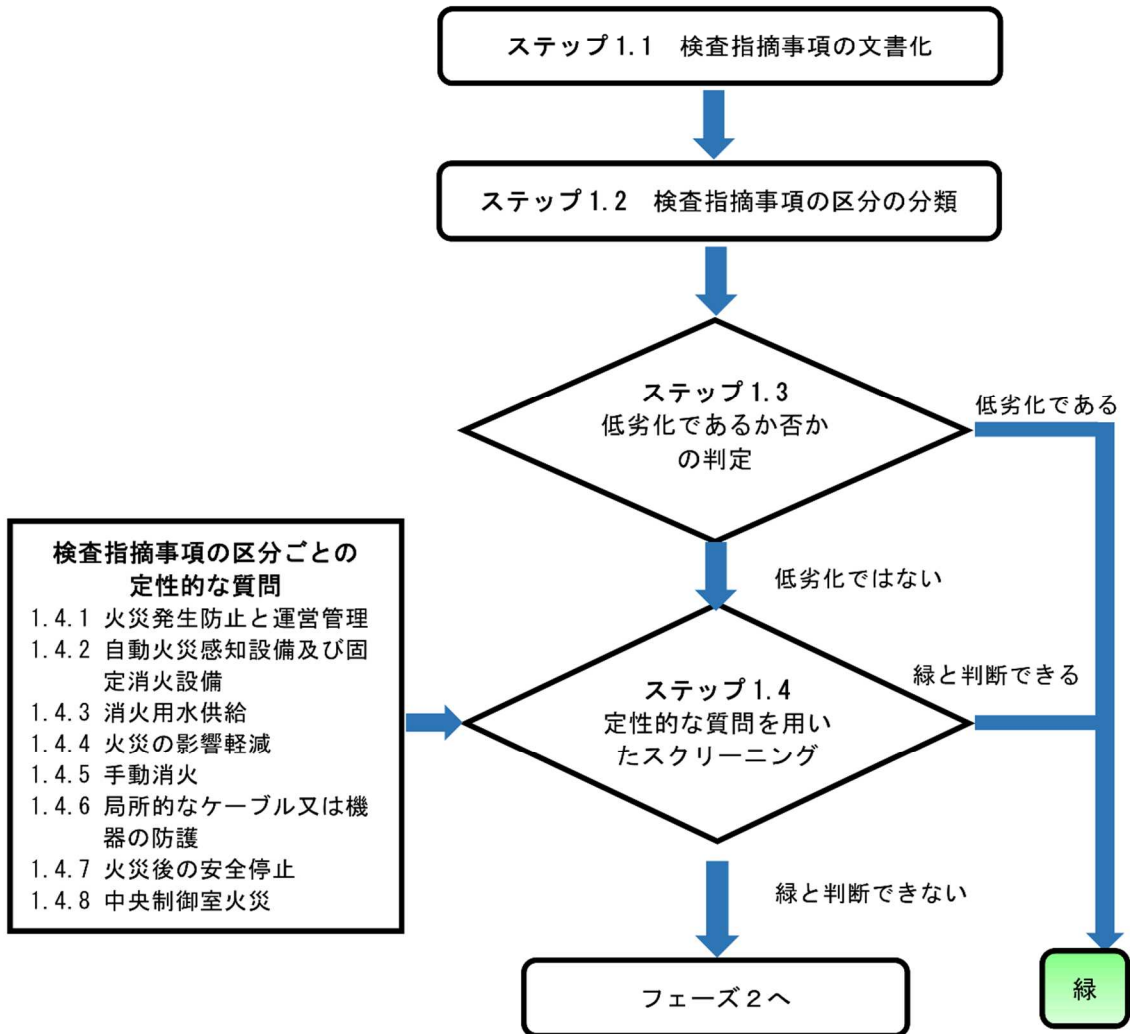


図 1 フェーズ 1 のフローチャート

(参考 3)

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
 附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド

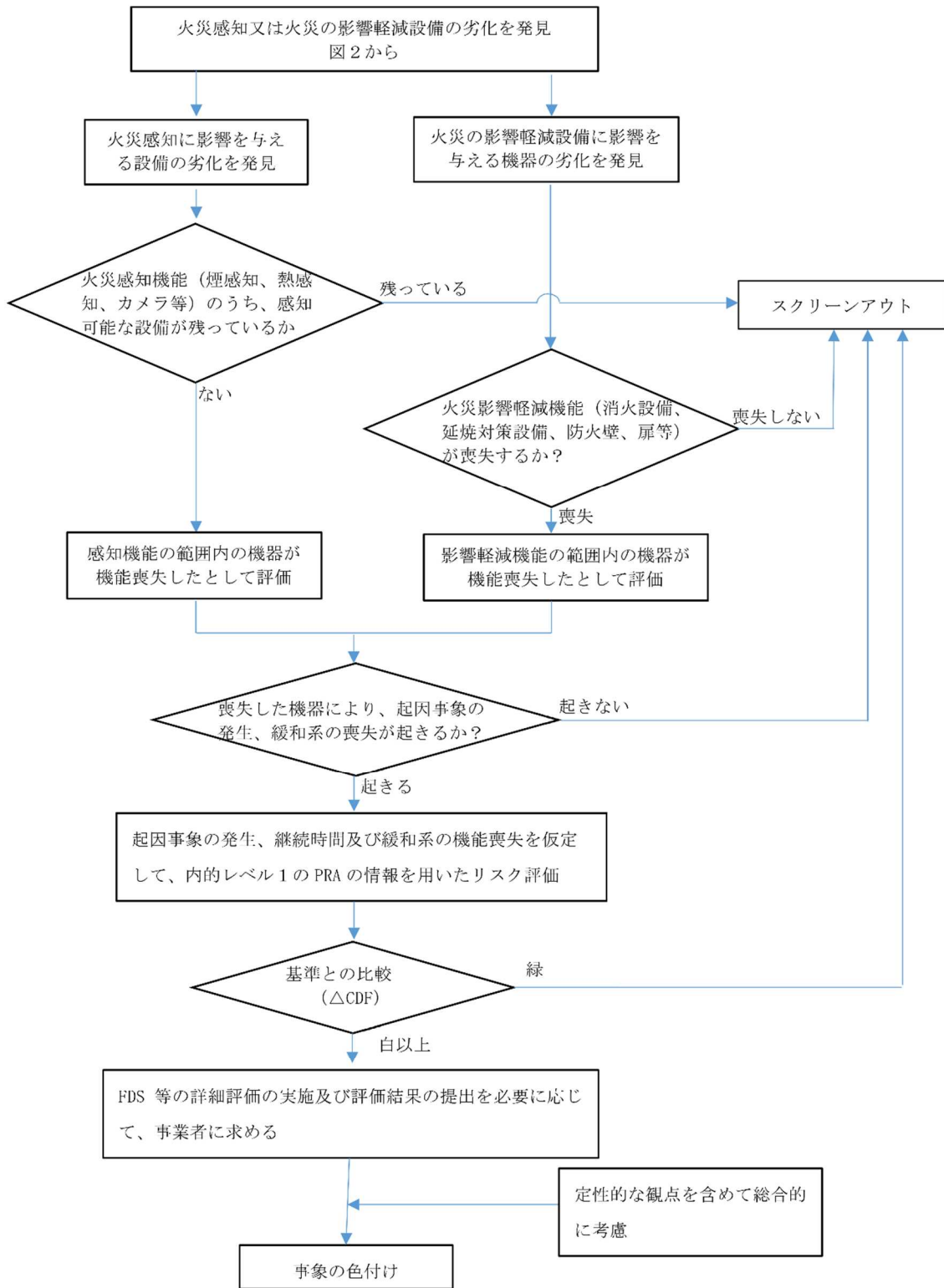
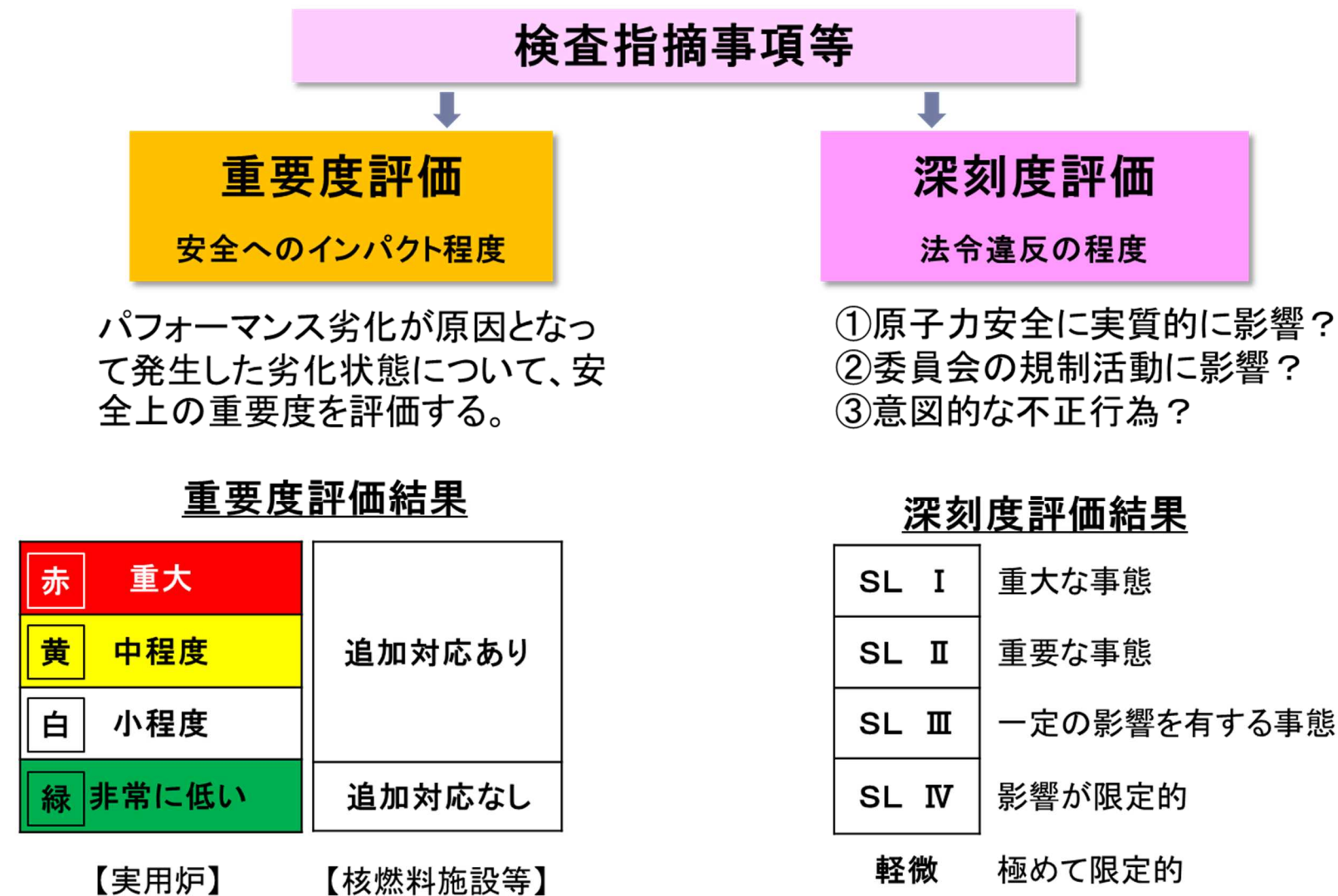


図 4 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価

(参考4)

重要度評価、深刻度評価について

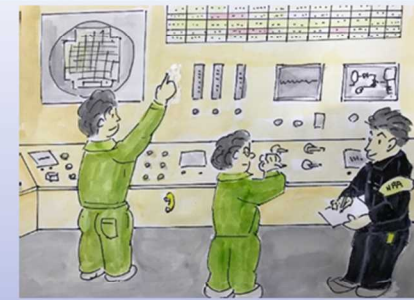


(参考5)

原子力検査官が行う原子力規制検査(1/2)

～検査官は何を見るのか～

・中央制御室にて、安全上重要な系統、機器に関する計器等のパラメータを目視するとともに、運転員の操作の状況等を確認し、設備の異常の有無や運転員の対応の適切性を把握。



・現場巡視、点検等により、弁の開閉状況から系統構成が適切な状態であるか、弁、ポンプ等の機器から、漏えい、異音等の異常がないかを観察。

・事業者の立案した、作業計画、設計変更に伴う現場工事、自ら検出した不適合の対応などが適切であるかに加え、トラブル対応の訓練等の状況を確認。



原子力検査官が行う原子力規制検査(2/2)

～どのように見るのか～

1. フリーアクセス

事業者の全ての安全活動に対して、いつでも・どこでも・何にでも自由にアクセスできる。

2. パフォーマンスベース

形式的にルール、手順に従っているかを重視するのではなく、実際の事業者の活動や施設、設備の状況が本来意図した目的に適っているか、に着眼する。

3. リスクインフォームド

安全上のリスク※の大小から、安全上重要なもの・事柄に、より重きを置いて(対象の選定、頻度、着眼点など)検査を行う。

※リスク:ある事柄の重大さと起こりやすさから考えた影響の度合い

(参考) 共通事項に係る検査運用ガイド <https://www2.nra.go.jp/data/000434403.pdf>