

第11回 検査制度に関する意見交換会合
議事次第案

1. 日 時 令和5年3月13日（月） 14：30～18：00
2. 場 所 原子力規制委員会 13階 A会議室
3. 議 題
 - 議題1 令和4年度第3四半期の原子力規制検査等の結果
 - 議題2 検査制度に関する事業者意見（P）
 - 議題3 各事業者におけるCAPシステムの運用状況
 - 議題4 令和4年度の原子力規制検査の運用実績等を踏まえた運用改善のための検査ガイドの改正案
 - 議題5 核燃料施設等における重要度評価検討の状況について
4. 配布資料
 - 資料1 令和4年度第3四半期の原子力規制検査等の結果（原子力規制庁）
 - 資料2 検査制度に関する事業者意見（原子力エネルギー協議会）
 - 資料3 CAPシステムの運用状況について（日本原燃株式会社）
 - 資料4 令和4年度の原子力規制検査の運用実績等を踏まえた運用改善のための検査ガイドの改正案（原子力規制庁）
 - 資料5 核燃料施設等における重要度評価検討の状況について（原子力規制庁）
 - 参考 原子力規制検査における課題への対応スケジュール（原子力規制庁）

令和4年度第3四半期の原子力規制検査等の結果

令和5年2月15日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、令和4年度第3四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等の結果を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、42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2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検査気付き事項が下表のとおり3件確認された。詳細は、別紙2のとおり。

第3四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（PI）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. 大飯発電所3、4号機 海水管トンネル内スプリンクラー設備の火災感知装置である煙感知器の不適切な箇所への設置	緑／SLIV
<p>令和4年9月12日から実施した火災防護（3年）チーム検査において、海水管トンネル内に設置されているスプリンクラー設備の火災感知装置である煙感知器2個が不適切な箇所に設置されていることを原子力検査官が確認した。</p> <p>事業者を確認したところ、他発電所の検査指摘事項を踏まえた未然防止処置として、大飯発電所3、4号機の火災区域及び火災区画に設置している煙感知器の全数調査を行い、不適切な箇所に設置している煙感知器47個を把握し、令和4年9月5日までに移設を完了したと記録されていた。事業者が、原子力検査官からの指摘を受けて改めて確認したところ、調査範囲から海水管トンネルが漏れていたことが明らかになり、同トンネルに設置している煙感知器全19個のうち2個が不適切な箇所に設置されていたとのことだった。</p>	

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3四半期の安全実績指標については、令和5年2月14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：法令違反等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>2. 高浜発電所4号機 異物混入防止不備による加圧器逃がし弁の出口温度上昇</p>	<p>緑／SLIV</p>
<p>事業者は令和4年10月21日、第24回定期検査中の高浜発電所4号機において、B-加圧器逃がし弁（以下「当該弁」という。）のシートリークにより「加圧器逃がし弁出口温度高」警報が発信し、点検調査のため当該弁の元弁を閉止した結果、保安規定の運転上の制限を満足していないと判断した。</p> <p>事業者の原因調査の結果、当該弁の分解点検に関して、事業者の社内マニュアルに弁の組立作業時の異物混入防止のための具体的な記載がなく、今回の第24回定期検査で実施した当該弁の分解点検において、弁組立直前に部品（弁体、弁座等）の拭取作業が実施されなかったことにより、微小な異物が弁内部に混入し、弁シート部に噛み込んだ結果、シートリークが発生したものと推定された。</p>	
<p>核燃料施設等</p>	
<p>3. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所 ホットラボにおけるローカルサンプリングシステムの不適切な運用⁶</p>	<p>追加対応なし／SLIV</p>
<p>令和4年6月6日に、ホットラボ（北地区：政令第41条該当使用施設）において、原子力検査官が設備の稼働状況を確認するために現場ウォークダウンをしたところ、ローカルサンプリングシステムの空気中の放射性物質の捕集部分（以下「ローカルサンプリング端」という。）の一部（全23か所中8か所）を停止させていることを確認した。</p> <p>事業者を確認したところ、ホットラボにおいて、少なくとも昭和58年3月から長期にわたり室内空気のサンプリングに係る適切性を検討することなくローカルサンプリング端の一部を停止させていたとのことであった。これは、保安規定に定める要求を満足していなかった。</p>	

(3) 深刻度評価のみ行った案件

○敦賀発電所2号機ボーリング柱状図データ書換えの原因調査分析⁷

(4) 検査継続案件

以下の検査気付き事項については、検査指摘事項とするか継続して確認中である。

- ①美浜発電所3号機 重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練の不適切な実施
- ②大飯発電所3、4号機 工事計画に従った評価・施工の不備による不十分な火災防護対策
- ③島根原子力発電所 品質管理基準規則の誤解釈等による社内規程の改正について

⁶ 令和4年度第2四半期で報告した検査継続案件「日本原子力研究開発機構大洗研究所ホットラボにおけるローカルサンプリングシステムによる測定の一部未実施に伴う放射線管理の適切性について」と同一案件

⁷ 令和4年度第3四半期で終了した案件であるが、既に令和4年10月26日の第47回原子力規制委員会及び令和4年度第2四半期の原子力規制検査等の結果において報告済み。

- (5) 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⁸の実施結果

(1) 検査の実施状況

①保安検査

令和4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
- 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

(運転管理、施設管理、品質保証活動、緊急時の措置の実施状況及び過去(令和3年2月13日及び令和4年3月16日)に発生した地震を踏まえた対策と点検実施状況)

②施設定期検査

第3四半期における施設定期検査は、サブドレン他水処理施設、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備等の3件の性能検査を行った。

(2) 検査指摘事項

なし。

(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

⁸ 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。

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3四半期の実績

No.	ガイド番号	検査ガイド名	令和4年度				令和5年度		備考			
			第1四半期実績	件数	第2四半期実績	件数	第3四半期実績	件数		第4四半期		
1	BM0010	使用前事業者検査に対する監督	(柏崎刈羽) 美浜 大飯 (高浜) (伊方) 玄海 川内 (三菱原子燃料) (NFI-熊取) (JAEA STACY) (JAEA 廃棄物処理場) (リサイクル燃料貯蔵) (JAEA 廃棄物管理施設) JAEA核サ研Pu3	5	女川 (柏崎刈羽) 大飯 高浜 高浜 (伊方) 玄海 川内 (三菱原子燃料) (NFI-熊取) (JNFLウラン濃縮) (JAEA 廃棄物管理施設)	6	(女川) 柏崎刈羽 大飯 高浜 (伊方) 玄海 (川内) 日本核燃料開発 (JNFLウラン濃縮) (JNFL MOX加工) (NFI-熊取) (リサイクル燃料貯蔵) (JAEA STACY) (JAEA 廃棄物処理場) (JAEA 廃棄物管理施設)	5	(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	(大飯) 高浜 玄海 川内	3	美浜 大飯 (高浜) 玄海	3	大飯 高浜 (玄海)	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	美浜	1	-	-	-	-	-	高浜 原燃再処理		
4	BO1050	代替炉心の安全性	大飯4号機 高浜3号機 玄海4号機 川内2号機	4	美浜3号機 高浜4号機	2	大飯3号機 玄海3号機	2	(事業者の定期事業者検査の計画を踏まえ検査を実施)			
5	BO1070	運転員能力※1	-	0	-	0	廃止措置プラントを除く 全発電所※3	15	廃止措置プラントを除く 全発電所※3	(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)	美浜	1	(大飯)	0	大飯	1	-	-		
7	BE0070	重大事故等対応委員の訓練評価	(美浜)	0	美浜 大飯 高浜 (川内)	3	大飯 玄海 川内 (伊方)	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	美浜 (大飯)	1	大飯 高浜 川内 (伊方)	3	大飯 伊方 玄海 川内 (高浜)	4	(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	東海第二 (JAEA再処理)	1	福島第二 JAEA再処理	2	(川内)※4	0	島根 玄海 川内※4	原燃再処理 敦賀 伊方 女川	東北東通 高浜 大飯 泊	原電東海は、東海発電所及び東海第二発電所の検査を併せて実施
10	BR0030	放射線被ばくALARA活動	東海第二 (JAEA再処理)	1	福島第二 JAEA再処理	2	川内	1	島根 玄海	原燃再処理 敦賀 伊方 女川	東北東通 高浜 大飯 泊	原電東海は、東海発電所及び東海第二発電所の検査を併せて実施
11	BR0040	空气中放射性物質の管理と低減	東海第二 (JAEA再処理)	1	福島第二 JAEA再処理	2	川内	1	島根 玄海	原燃再処理 敦賀 伊方 女川	東北東通 高浜 大飯 泊	原電東海は、東海発電所及び東海第二発電所の検査を併せて実施
12	BR0050	放射性気体・液体廃棄物の管理	伊方 高浜 (JAEA再処理)	2	美浜 福島第二 JAEA再処理	3	女川 大飯	2	東海第二	原燃再処理 敦賀	東北東通 泊	原電東海は、東海発電所及び東海第二発電所の検査を併せて実施
13	BR0080	放射線環境監視プログラム	伊方 高浜 (JAEA再処理)	2	美浜 福島第二 JAEA再処理	3	女川 大飯	2	東海第二	原燃再処理 敦賀	東北東通 泊	原電東海は、東海発電所及び東海第二発電所の検査を併せて実施
14	BR0090	放射線モニタリング設備	伊方 高浜 (JAEA再処理)	2	美浜 福島第二 JAEA再処理	3	女川 大飯	2	東海第二	原燃再処理 敦賀	東北東通 泊	原電東海は、東海発電所及び東海第二発電所の検査を併せて実施
15	BQ0010	品質マネジメントシステムの運用※2	大飯 (高浜)	1	高浜 (伊方) (川内)	1	(伊方)※4 川内 玄海	2	美浜 伊方※4	大飯 高浜※5 川内※6	伊方 川内※6 高浜※5 (女川)※7 (島根)※7	
計			25	計	33	計	42					

※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 令和4年度第4四半期から、令和4年度第3四半期の計画に変更
 ※4 令和4年度第3四半期から、令和4年度第3四半期と第4四半期に跨がる計画に変更
 ※5 令和5年度第1四半期から、令和5年度第2四半期の計画に変更
 ※6 令和5年度第2四半期から、令和5年度第1四半期の計画に変更
 ※7 令和5年度第2四半期より開始する計画を追加

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)

その他：法定確認に係るチーム検査¹の第3四半期の実績

○廃棄体確認（作業管理の検査を実施）

- ・日本原燃廃棄物埋施設（関西電力美浜発電所にて実施）
- ・日本原燃廃棄物埋施設（東京電力柏崎刈羽原子力発電所にて実施）

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. 大飯発電所3、4号機 海水管トンネル内スプリンクラー設備の火災感知装置である煙感知器の不適切な箇所への設置

(1) 事象概要

令和4年9月12日から実施した大飯発電所3、4号機に対する火災防護(3年)チーム検査において、海水管トンネル内に設置されているスプリンクラー設備の火災感知装置である煙感知器2個が不適切な箇所¹⁾に設置されていることを原子力検査官が確認した。

事業者を確認したところ、令和3年度第1四半期の高浜発電所の検査指摘事項「高浜発電所4号機 充てん／高圧注入ポンプ配管室における煙感知器の不適切な箇所への設置」を踏まえた未然防止処置として、令和3年8月16日付けで状態報告(CR)情報に登録し、大飯発電所3、4号機の火災区域及び火災区画に設置している煙感知器の全数調査を行い、不適切な箇所に設置している煙感知器47個を把握し、令和4年9月5日までに移設を完了したと記録されていた。事業者が、原子力検査官からの指摘を受けて改めて確認したところ、調査範囲から海水管トンネルが漏れていたことが明らかになった。海水管トンネルに設置している煙感知器を調査したところ、全19個のうち2個が不適切な箇所に設置されていることを確認したとのことだった。これは、事業者が煙感知器の全数調査を協力企業に委託する際に調査範囲を明確に指示せず、協力企業が海水管トンネルを調査対象範囲としていなかったことによるものである。

煙感知器全19個のうち2個が不適切な箇所に設置されていることは、大飯発電所3、4号機の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類八及び工事計画認可申請書において、スプリンクラー設備の仕様及び適用規格について「消防法その他関係法令」とされており、これ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、監視領域(小分類)「原子力施設安全－拡大防止・影響緩和」の「設備のパフォーマンス」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していることから、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「SLIV」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) 安全重要度の評価結果

[パフォーマンスの劣化]

海水管トンネル内の煙感知器2個が不適切な箇所に設置されていることは、大飯発電所3、4号機の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類八及び工事計画認可申請書において、スプリンクラー設備の仕様及び適用規格について「消防法その他関係法令」とされており、これを満足して

¹⁾ 煙感知器1：下端が取付け面の下方0.65メートル及び壁から0.4メートルの位置に設置

煙感知器2：壁から0.4メートルの位置に設置

消防法施行規則第23条第4項第7号

ハ 感知器の下端は、取付け面の下方0.6メートル以内の位置に設けること。

ニ 感知器は、壁又ははりから0.6メートル以上離れた位置に設けること。

いない。

スプリンクラー設備の仕様及び適用規格は明らかであるため、本件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]

煙感知器は、早期に火災を感知しスプリンクラー設備を作動させるための装置であるが、当該煙感知器が設置された火災区域において火災が発生した場合、早期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「設備のパフォーマンス」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していることから、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1）。

ステップ1. 2において、「表1 火災防護における検査指摘事項の区分」の「1. 4. 2 自動火災報知設備及び固定消火設備」に分類した。ステップ1. 3において、「添付2 劣化評価指針」の「2 自動火災報知設備及び固定消火設備」を用いて検査指摘事項の劣化評価を行った結果、海水管トンネル内に設置している煙感知器 19 個のうち、2個が不適切な箇所に設置されており、残り 17 個は適切な位置に設置されていた。10%以上が劣化していると判断し「高劣化」と判定した。

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 自動火災報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ための設備の機能に悪影響を及ぼすか」であり、この回答は、海水管トンネル内には A 系トレン及びB系トレンの安全系ケーブル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3 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フロー」を適用した。その結果、海水管トンネル内には、当該煙感知器以外に煙感知器 17 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、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、大飯発電所3、4号機の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類八及び工事計画認可申請書において、スプリンクラー設備の仕様及び適用規格について「消防法その他関係法令」とされており、これに基づき設置することに抵触している。このため、「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、検査指摘事項の重要度の評価結果を踏まえ、事象の深刻度は「SLIV」と判定する。

また、事業者は、既に本件について再発防止のための CAP 活動を行っていること、当該煙感知器の移設を終了していることから、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. 高浜発電所4号機 異物混入防止不備による加圧器逃がし弁の出口温度上昇

(1) 事象概要

令和4年10月21日、第24回定期検査中(モード3)の高浜発電所4号機において、「加圧器逃がし弁出口温度高」警報(設定値77℃)が発信し、原因となった加圧器逃がし弁を特定するため、運転員が加圧器逃がし弁の元弁を閉じた結果、当直課長は保安規定の運転上の制限を満足していないと判断した。また、本事象は、3台ある加圧器逃がし弁のうち、B-加圧器逃がし弁のシートリークによるものと特定した。

事業者の原因調査の結果、B-加圧器逃がし弁の弁体及び弁座のシート面の同じ位置に微小な傷が確認されたため、今定期検査(以下「今定検」という。)で実施した当該弁の分解点検の復旧過程において、部品(弁体、弁座等)を仮置き場所から弁設置場所まで運搬する際に微小な異物が付着し、この異物が組立作業時に弁内部に混入し、弁シート部に噛み込んだことにより、シートリークが発生したものと推定された。

このことは、異物混入防止対策として、事業者の社内マニュアルに弁組立直前の拭取作業に関する具体的な記載がなく、事業者が協力会社に適切な作業手順を指示できていなかったことによるものであり、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「品質管理基準規則」という。)第23条(個別業務に必要なプロセスの計画)第4項及び保安規定第3条(品質マネジメントシステム計画)7.1(個別業務に必要なプロセスの計画)(4)の規定を満足することに失敗している。この失敗は容易に予測可能であり、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—拡大防止・影響緩和」の属性「設備のパフォーマンス」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していることから、検査指摘事項に該当する。

当該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1 出力運転時の検査指摘事項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、重要度の評価結果を踏まえ、深刻度は「SLIV」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) 安全重要度の評価結果

[パフォーマンスの劣化]

本事象については、保安規定第45条第1項及び第85条第1項により、モード3において加圧器逃がし弁3台が動作可能であることが要求されているところ、当該弁のシートリークに伴って元弁を閉じたことにより、加圧器逃がし弁1台が動作できない状態に至ったものである。

当該弁のシートリークの元となった原因は、今定検における当該弁の分解点検に際し、組立時の異物混入防止対策に不備があったものと推定されている。このことは、当該弁の異物混入防止に関して、事業者の社内マニュアルに具体的な記載がなく、点検を実施した協力会社の作業手順が不十分であったことによるものであり、品質管理基準規則第23条(個別業務に必要なプロセスの計画)第4項及び保安規定第3条(品質マネジメントシステム計画)7.1(個別業務に必要なプロセスの計画)(4)の「原子力部門は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとす。」の規定を満足することに失敗している。

弁の組立時における異物混入防止対策が適切に実施されなければ、弁内部に微小な異物が混入し、弁シート部を傷つけ、弁のシートリークが発生する可能性があることは容易に予測可能であり、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]

このパフォーマンス劣化に伴う元弁の閉止により加圧器逃がし弁が動作できない状態になった10月21日16時35分から保安規定第45条第1項に基づく機能要求がないモード4に移行した翌22日4時18分までの間、加圧器逃がし弁1台が機能喪失した。よって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」の属性「設備のパフォーマンス」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していることから、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1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド」、「別紙2—拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問」の「A.緩和系の構築物・系統・機器(SSC)及び機能性(反応度制御系を除く)」を適用し評価を行った(参考2)。

評価事項A.1は、加圧器逃がし弁の動作可能性維持に失敗しているため「いいえ」、A.2はB-加圧器逃がし弁以外の2台(A, C)が確保されているため「いいえ」、A.3は、B-加圧器逃がし弁が機能喪失していたのは、元弁を閉止してから保安規定第45条第1項に基づく機能要求がないモード4に移行するまでの約12時間であり、許容待機除外時間(AOT)72時間を超えて機能喪失していたものでないため「いいえ」、A.4は、加圧器逃がし弁は保安規定上の要求がある機器であるため「いいえ」となることから、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、保安規定第3条(品質マネジメントシステム計画)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、検査指摘事項の重要度の評価結果を踏まえ、事象の深刻度は「SLIV」と判定する。

また、事業者は、既に本件についてCAP会議に報告し、社内マニュアルを改訂する等、改善活動を行っていることから同ガイド「3.3(2)」の要件を満足し、違反等の通知は実施しない。

3. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所 ホットラボにおけるローカルサンプリングシステムの不適切な運用

(1) 事象概要

令和4年6月6日、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(以下「大洗研」という。)において、原子力検査官がホットラボ(北地区:政令第 41 条該当使用施設)内をウォークダウンしていたところ、セル以外の管理区域の空气中放射性物質濃度を測定する 23 か所のローカルサンプリングシステム²の空气中の放射性物質の捕集部分(以下「ローカルサンプリング端」という。)のうち、サービスエリア等の8か所で捕集が停止していたことを確認した。

本件に関する記録については、保安規定の下部規程である放射線管理マニュアル(北地区)において、ローカルサンプリングシステムの 23 か所中 15 か所のみを測定する記録様式であること及びその記録結果(室内ダスト記録:平成 24 年度から令和4年度)を確認した。

事業者を確認したところ、少なくとも記録により確認出来た昭和 58 年3月から8か所の捕集は停止しているとのことであったが、停止した理由や技術的根拠については、明確な回答は無かった。また、事業者から長期にわたる測定実績から 23 か所中 15 か所の測定をもって要求事項を満足しているものとの認識であって、本件に関して自ら改善していく姿勢を持つことについて理解が不十分であったこと、保安規定の記載についても十分に認識していなかった旨の説明があった。

このことは、大洗研(北地区)核燃料物質使用施設等保安規定 第2編 放射線管理 第 18 条(線量当量率の測定)(以下「保安規定第 18 条」という。)において、空气中の放射性物質の濃度の測定に関して毎週1回として定めがあり、かつ、注記として「使用施設等における放射線作業が1週間以上連続して行われなときは、測定は要しないこと。ただし、この場合にあっては1月を超えない範囲内で1回以上測定する。」と規定されていたが、これ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、予防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、「放射線安全—従業員に対する放射線安全」の監視領域(小分類)の属性「施設/設備及び計装」に関連付けられ、「通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること」の目的に悪影響を及ぼしていることから検査指摘事項に該当する。

当該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」及び附属書3「従業員放射線安全に関する評価ガイド」に基づき評価を行った結果、重要度は「追加対応なし」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、重要度評価の結果を踏まえ「SLIV」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) 安全重要度の評価結果

[パフォーマンスの劣化]

ローカルサンプリング端8か所の運用を停止している状態は、保安規定第 18 条「放射線管理第2課長は、管理区域における線量当量率、表面密度及び空气中の放射性物質の濃度を別表第7に掲げるところにより測定すること」及び同条別表第7「使用施設等における放射線作業が1週間以

² 管理区域内の部屋等に設置された空气中の放射性物質の濃度を監視するモニタリング設備で、サンプリングのために配管を設け、配管先端の吸引部に取り付けられたフィルタろ紙に周辺空気中のダストを集塵するシステム。

上連続して行われないうきは、測定を要しない。ただし、この場合であっても1月を超えない範囲内で1回以上、測定するものとする。」と記載されていることから保安規定の遵守に失敗している状態である。また、この失敗は合理的に予測可能であり、システムを稼働しサンプリングすることは容易である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]

ローカルサンプリング端の運用を停止すれば、ローカルサンプリング端周辺の空気中に含まれる放射性物質の濃度が測定できない。その結果、付近で作業している従業員の内部被ばく評価において空気中の放射性物質濃度の正確なデータが得られないこととなり、適切な内部被ばくの評価ができないおそれが生じる。

このパフォーマンス劣化は、監視領域(小分類)「放射線安全－従業員に対する放射線安全」の属性に関連付けられ、当該監視領域(小分類)の「通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。」の目的に悪影響を及ぼしており、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」及び附属書3「従業員放射線安全に関する評価ガイド」に従い評価を行った(参考3)。

別紙2の重要度評価のフロー図によると、ALARA 計画又は作業管理に関するものに関して今回停止していたローカルサンプリング端は該当しないため「No」となり、記録の残っている過去 10 年分の室内ダスト測定記録や表面汚染密度測定記録、放射線管理月報、運転開始(昭和 45 年)以降の従業員の内部被ばくの記録から、異常な被ばくは無かったことを確認しており、超過被ばくかは「No」となり、実質的な可能性があったかについても「No」となる。さらに、線量評価する能力が損なわれたかに関して他のローカルサンプリング端での測定が実施されているため「No」となり、従業員被ばくへの影響は限定的でかつ極めて小さいといえることから「追加対応なし」と判定する。

(3) 深刻度の評価結果

検査指摘事項は、保安規定第 18 条の遵守に失敗しており、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果、先ず「原子力安全への実質的な影響」及び「規制検査活動への影響」は確認されなかった。次に「意図的な不正行為の有無」について、意図的であったかどうかまでは確認出来なかったが、情報の隠蔽、記録の改ざん、虚偽報告などの不正行為は認められなかったことから、検査指摘事項の重要度評価の結果を踏まえ事象の深刻度は「SLIV」と判定する。

また、事業者は、既に本件について改善措置活動を行い、是正措置計画を立案していることから同ガイド「3. 3(2)」の要件を満足し、違反等の通知は実施しない。

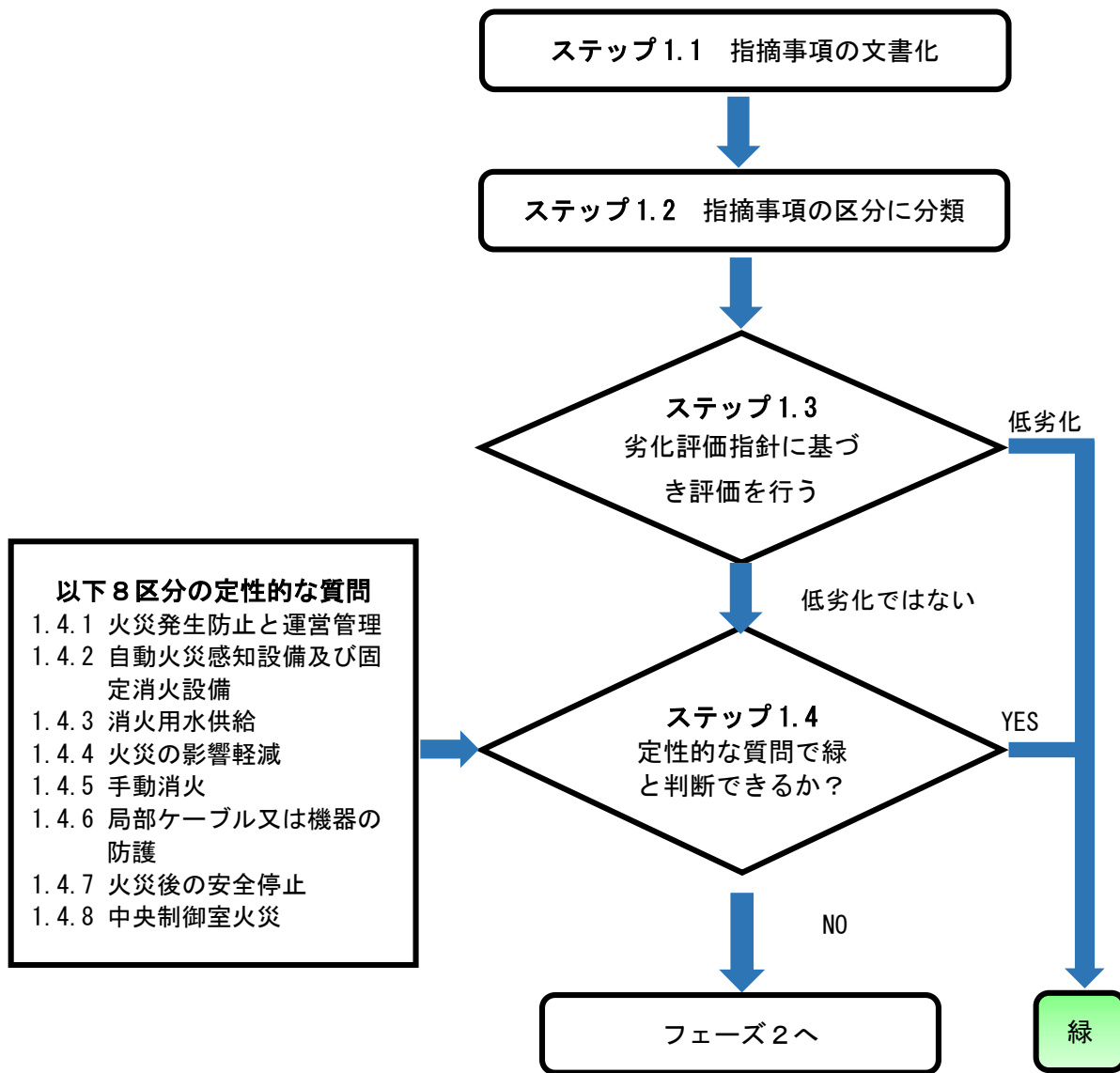


図1 フェーズ1のフローチャート

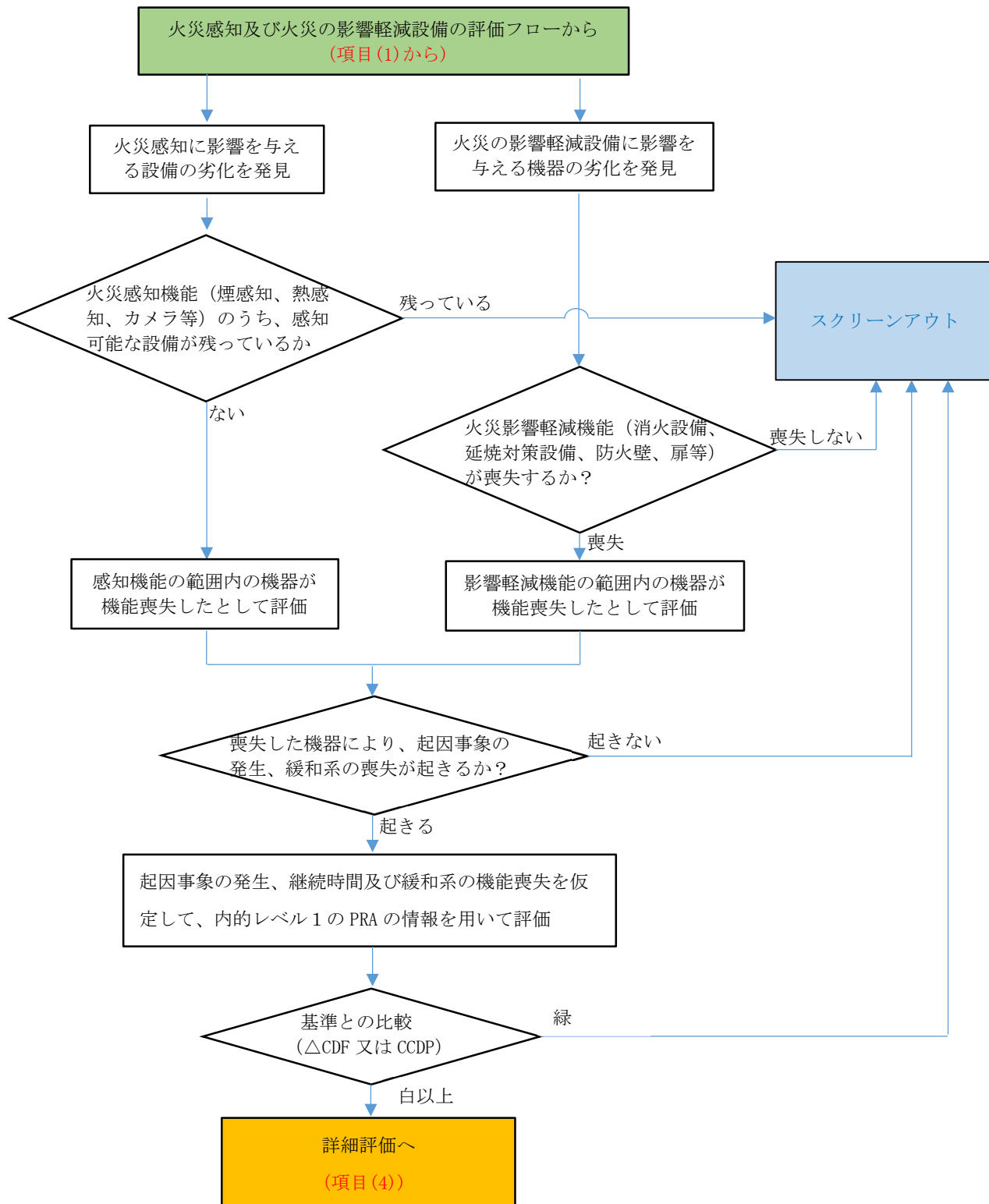


図3 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

別紙2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問

A. 緩和系の構築物・系統・機器 (SSC) 及び機能性 (反応度制御系統を除く)

1. 検査指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該 SSC はその動作可能性又は機能性を維持しているか。
 - a. はい → 「緑」とする
 - b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、系統又は機能、あるいは両方の喪失を示しているか。
 - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 - b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、少なくとも 1 トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間 (AOT) を超えて実際に機能喪失していること、又は、2つの分離された安全システムがその AOT を超えて供用外になっていることを示しているか。
 - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 - b. いいえ → 次へ進む

4. 検査指摘事項は、事業者の保全プログラムにおいて、保全重要度は高と規定されているが、保安規定上の要求がない機器の 1 つ以上のトレインが実際に 24 時間を超えて機能を喪失していることを示しているか。
 - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 - b. いいえ → 「緑」とする

B. 外部事象影響緩和系 (地震、溢水又は悪天候による劣化)

検査指摘事項は、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象を緩和するために特別に設計された機器又は機能 (例えば、耐震スナバ、溢水バリア又は竜巻用扉) の喪失又は劣化に関するものか。

- a. はい → 別紙4へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

C. 原子炉保護系

1. 検査指摘事項は、原子炉スクラムの起因となる 1 つの原子炉保護系 (RPS) トリップ信号に影響を与えるとともに、他の多重性のあるトリップの機能又は原子炉停止に係る多様性のある方法 (例えば、ほかの自動 RPS トリップ、代替制御棒挿入、又は手動原子炉トリップ能力) に対して影響を与えたか。

CAPシステムの運用状況について (案)

2023年3月13日
日本原燃株式会社

1. CAPシステムの概要

2. CAPシステムの運用状況および実績

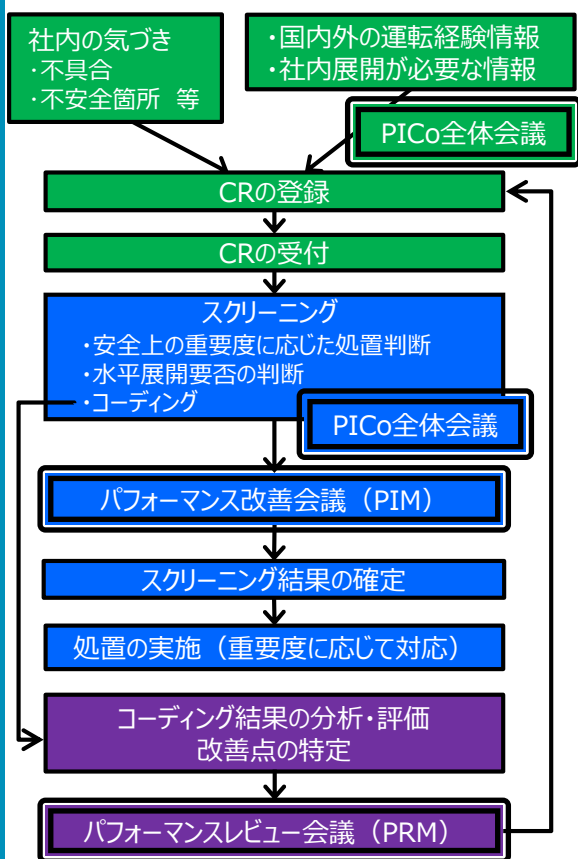
- (1) コンディションレポート（CR）の収集
- (2) スクリーニングおよび処置の実施
- (3) 分析・評価および改善点の特定

3. 今後の活動

1. CAP (Corrective Action Program) システムの概要



不適合、事故および災害などの重要な問題を未然に防ぎ、施設の安全性向上を図るため、CAPシステムを運用している。当社のCAPシステムでは、気づき等の情報を幅広く収集のうえ、重要度に応じて適切な処置ができる仕組みを構築している。CAPシステムの運用により、施設の安全性と共にパフォーマンスの向上に繋げている。



【コンディションレポート (CR) の収集】 (4ページ)

- 社内および社外からの情報を幅広く収集し、システムへ登録

【スクリーニングおよび処置の実施】 (6ページ)

- パフォーマンス改善推進者 (PICo) ※1によるスクリーニングの実施
重要度によりCRを分類 (CAQ ※2判定等) および水平展開の要否を判断
- パフォーマンス改善会議 (PIM) ※3によるPICoのスクリーニング結果の確認
- 指定された担当部署による処置の実施

【分析・評価および改善点の特定】 (8ページ)

- 各施設にてコーディング結果を集約・分析することで改善点を特定
- 各施設の分析結果をパフォーマンスレビュー会議 (PRM) ※4にてレビューし、改善点に対する処置を実施

※1 パフォーマンス改善推進者 (Performance Improvement Coordinator) : 施設ごとに施設の長が選任

※2 CAQ (Condition Adverse to Quality) : 原子力安全への影響を与える事象

※3 パフォーマンス改善会議 (Performance Improvement Meeting) : 6ページで説明

※4 パフォーマンスレビュー会議 (Performance Review Meeting) : 8ページで説明

2. CAPシステムの運用状況および実績

(1) コンディションレポート (CR) の収集



■ CR情報

CAPシステムによる安全性の向上のためには、CRを収集していくことが重要であり、社内の気づきを社員のみならず協力会社からも幅広く収集している。具体的な収集内容は、推奨項目（38項目）として設定し、登録の推進を図っている。

また、国内外の運転経験情報（OE※1情報）や社内施設間で展開が必要な情報は、PICo全体会議で共有のうえ、水平展開の要否を検討する仕組みを構築している。

【登録推奨項目】

CR登録推奨38項目（抜粋）
1. 各種バトロール結果
2. 協力会社の意見・要望
3. 不安全状態・不安全行為情報
4. ヒヤリハット情報
5. 不適合情報
6. プラントパラメータの変動
7. 改善提案
8. マネジメントレビュー評価結果
9. 内部監査・原子力審査結果
10. 規制コメント（保安検査、保安検査結果含む）
11. 外部監査指摘

【水平展開等の情報の共有】

会議名称	PICo全体会議
メンバー	全社品質保証部門の部長、各施設のPICo
開催頻度	各施設のPICoの開催要請の都度
内容	・OE情報や施設間で展開すべき情報の共有および水平展開の要否検討 ・スクリーニングに関する意見交換

■ 登録方法

CR情報はシステムに登録する運用としており、速やかにかつ容易に登録できるインフラを構築している。

当社：各社員のPC（専用ソフトウェアを配備）による登録

協力会社：日常的に利用する施設の出入口に設置の専用PC（共用）による登録

当社が開設しているCR登録専用窓口へのメールによる登録

2. CAPシステムの運用状況および実績



(1) コンディションレポート（CR）の収集

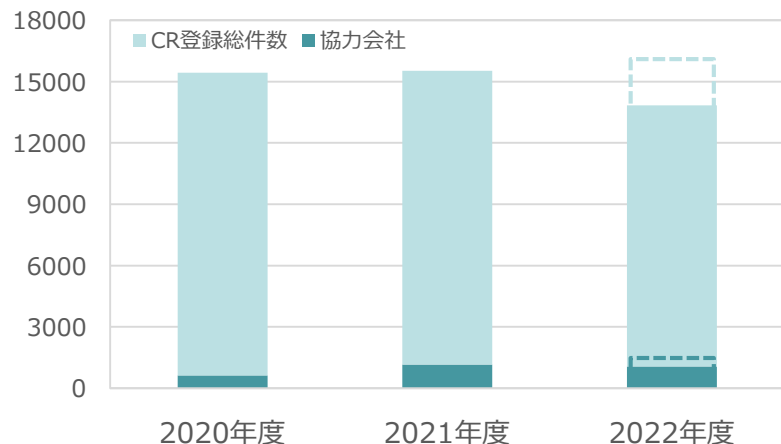
■ CR登録状況

CR登録の仕組みの構築に加え、登録推進に向けた活動を継続してきたことで、一定の登録数を維持することができている。2022年度は、CR登録の促進として、改善効果があった良好なCR登録事例を用いた教育を実施している。また、登録事例は協力会社と共有し、更なる浸透を図っている。

CR登録推進活動

- ・CAP活動の理解を深めるための導入教育（CAPの目的等の理解）の実施
- ・登録の意識向上ため、定期的な登録キャンペーンの実施
- ・協力会社からのCR登録を促進するための専用窓口を開設
- ・良好な登録事例を用いた教育の実施（協力会社にも共有）

CR登録実績・推移



【年度別 CR登録総件数】

【CR登録総件数に対する協力会社CR登録件数】

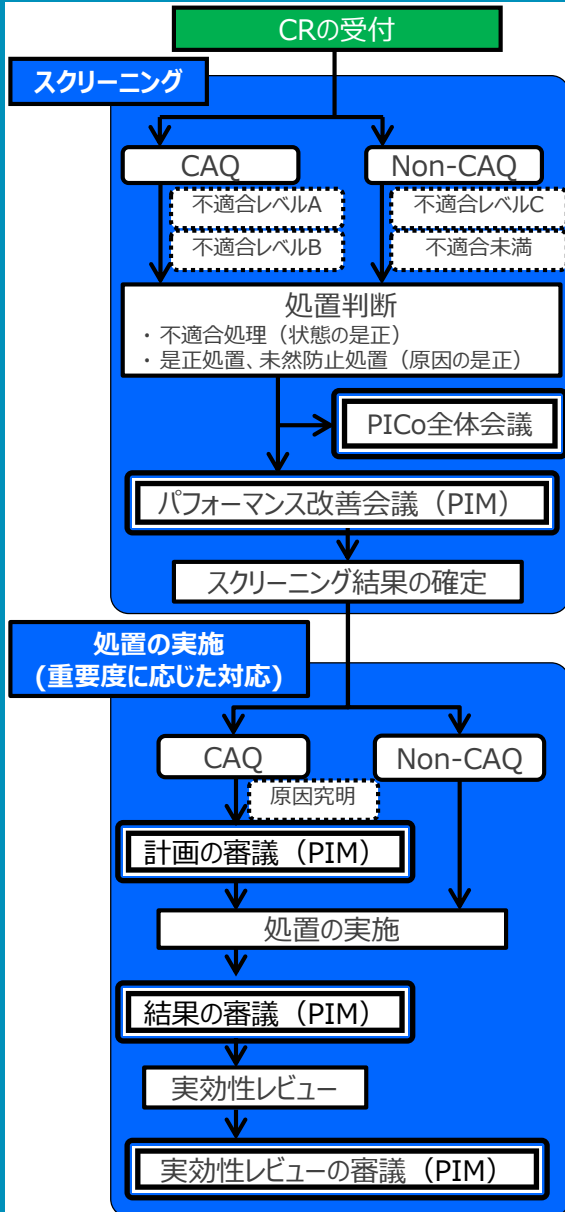
	2020年度	2021年度	2022年度 1月末時点
CR登録 総件数	15,430件	15,522件	13,841件 [16,609件]
協力会社 CR登録件数	630件 (4.0%)	1,161件 (7.4%)	1,066件 [1,279件] (7.7%)

[] : 年度末推定値
() : CR登録総件数との比率

2. CAPシステムの運用状況および実績



(2) スクリーニングおよび処置の実施



■ スクリーニング

PICOにより、CRの内容から「原因の不確かさ評価」、「原子力安全への影響度（リスク評価）」を踏まえ、CAQを判定し、不適合レベル※1と関連付けている。また、実際のスクリーニング結果をPICO全体会議で議論することにより、PICOの相場観醸成を図っている。

PICOのスクリーニング結果の確認として、各施設の責任者等が出席するPIMにおける審議をおこなっている。

【PICOのスクリーニング判定】

CAQ判定	原子力安全への影響度 (CAQ影響度)	不適合レベル
CAQ	影響度 高	A
	影響度 中	B
Non-CAQ※2	影響度 低	C
	None	-

【パフォーマンス改善会議 (PIM)】

会議名称	パフォーマンス改善会議 (PIM)
メンバー	施設の長、PICO、廃棄物取扱主任者、核燃料取扱主任者、施設の長が指名する者
開催頻度	PICOの開催要求の都度
内容	<ul style="list-style-type: none"> ・PICOのスクリーニング結果の承認 ・水平展開の対応要否の判断結果の確認 ・影響度が高いCRの是正処置計画等の確認

■ 処置の実施

影響度が高く、原因が不確かであるCRは、原因究明（場合によりRCA※3）を実施のうえ、是正処置を実施する。

また、不適合レベルに応じた責任者を定めて管理し、不適合レベルの高いものは、不適合等の処置計画および結果等をPIMでも審議している。

【承認者とPIMの審議範囲】

不適合レベル	承認者	PIM審議
A	施設の長	有
B	部長	有
C	課長	無

※1 不適合の管理レベルを設定している（是正処置および未然防止も同様のレベルで管理）

※2 Non-CAQ (Non-Condition Adverse to Quality) : CAQに該当しない事象

※3 RCA (Root Cause Analysis) : 根本原因分析

2. CAPシステムの運用状況および実績



(2) スクリーニングおよび処置の実施

■ スクリーニング結果と処置例

スクリーニングの結果、CAQ判定となった事象は各年度共に全体の1%未満であり、重要度の高い事象として適切に管理している。

また、Non-CAQ事象は、原子力安全への影響度は低いが、重要な問題の発生の防止に繋がるため、適切な処置を実施している。実際の発生防止に繋がった処置例を示す。

【スクリーニング結果（CAQ件数）】

【CR登録総件数に対するCAQ件数】

	2020年度	2021年度	2022年度 1月末実績
CAQ該当件数	115件 (0.7%)	56件 (0.4%)	55件 [66件] (0.4%)
CR登録総件数	15,430件	15,522件	13,841件 [16,609件]

[] : 年度末推定値
() : CR登録総件数との比率

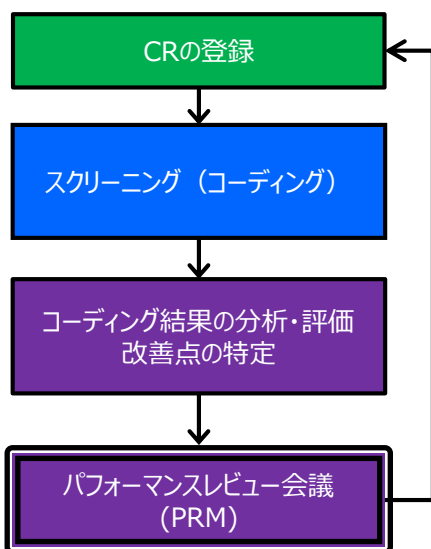
【処置例】

登録件名	登録内容	当社の処置・対応
火気養生用のアルミテープ使用について	火気作業時の養生について、固定するためのテープに詳細な定めがないため、アルミテープを使用している。 過去に原子力発電所にてアルミテープに着火して火災が発生した事例があることから、改善検討することが必要。	複数の箇所ではアルミテープを使用していた。 このため、速やかに不燃テープとする対策を実施すると共に、運用として明確にした。 これにより、火災の発生を未然に防ぐことができています。
現場昇降口の転落防止措置について	現場の昇降口にある転落防止用チェーンがプラスチック製であり、強度に不安がある。 また、手すりの高さに対し、チェーンが1本しかなく、転落防止として不十分な状態である。 金属製チェーンに変更し、中棧高さにも設置することが必要。	報告された現場には、金属製のチェーンに交換した。 また、類似箇所を調査し、同様箇所にも対策を実施した。 これにより、転落を未然に防ぐことができています。

他の原子力施設の業務経験を踏まえた協力会社からの改善提案であり、社内の水平展開や是正処置、未然防止処置にも繋がっている。

2. CAPシステムの運用状況および実績

(3) 分析・評価および改善点の特定



■ 分析・評価

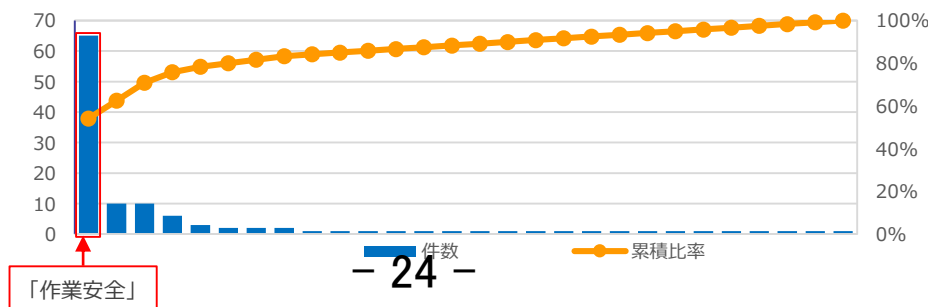
PICoのスクリーニング時に、CR単位で各種分類コードを付与（コーディング）している。コーディングの結果を用いて、分析・評価を実施し、改善点を特定のうえ処置を講じている。

なお、パフォーマンスレビュー会議（PRM）において活動状況のレビューを実施している。

会議名称	パフォーマンスレビュー会議（PRM）
メンバー	社長、各施設の長
開催頻度	年1回以上
内容	<ul style="list-style-type: none"> ・CAPシステムを用いたパフォーマンスの監視・評価の結果のレビュー ・PIを用いたパフォーマンスの監視・評価の結果のレビュー

【分析・評価の例】

「作業安全」に分類されたCRが多くなっており、現場作業やパトロールにおける気づき等の処置に関する内容となっている。個々の処置を実施することにより、現場の環境改善や労働災害の防止に繋がっているが、同様な指摘があがってきている。このため、指摘される前に気づけるよう、情報の共有化と指摘の多い事項への重点対策を図っていく。



3. 今後の活動

DRAFT



これまでのCAP活動の結果、CR登録の推進が図られ、問題の発生前の段階にて改善が進められてきている。これによって、施設の安全性の向上およびパフォーマンスの改善に繋がってきている。今後も、引き続きCAP活動の推進に向けて取り組んでいく。

《CR登録の推進》

現場における事故等の重要な問題の発生を防ぐため、登録数の少ない「ヒヤリハット情報」、「不安全状態・不安全行為情報」等に着眼し、それらの報告を増やす取り組みを実施する。（2022年度より実施中）

《スクリーニング判定の醸成》

事業内容の異なる複数の施設があるため、施設ごとにPICOを配置し、スクリーニングを実施している。各施設におけるCAQ/Non-CAQ判定の考え方を同水準に維持できるように、実際の判定結果をまとめた事例集を作成し活用してきている。今後も事例を蓄積し、充実させていく。

《コーディングおよび分析手法の改善》

より多くの着眼点から改善点の特定に繋げることができるよう、現在付与している分類コードに加え、新たなコード等の導入や分析方法の改善検討を進めていく。

おわり

令和4年度の原子力規制検査の運用実績等を踏まえた運用改善のためのガイド の改正案

令和5年X月X日
原子力規制庁検査監督総括課

令和4年度の原子力規制検査の運用実績、原子力規制庁職員からの意見、意見交換会合にて提示された事業者等意見を踏まえ、以下のガイドの改正について検討しているところ。

共通的な検査制度運用に関するガイド

- (GI0001) 共通事項に係る検査運用ガイド(別添1)
 - 検査官身分証発行業務の見直しに伴う修正
 - 運用の明確化
 - ◇ 事業者との適切なコミュニケーションに関する注意事項の明記
 - ◇ 巡視も検査活動の一部であることを踏まえた修正
 - チーム検査のスケジュール調整に関する注意事項の追記(事業者意見の反映)
 - 記載の適正化

- (GI0002) 原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド(別添2)
 - 運用の明確化
 - ◇ 報告書記載時のルールの明確化
 - 記載の適正化

- (GI0006) 安全実績指標に関するガイド(別添3)
 - 安全実績指標の受理後の手続きの変更
 - 運用の明確化
 - ◇ 安全実績指標の値が「緑」を超えた場合の対応の明確化
 - ◇ 指標⑤と指標⑩の運用の明確化
 - 記載の適正化

気づき事項・検査指摘事項の評価に関するガイド

- (GI0007) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド(別添4)
 - 運用の明確化
 - ◇ 拡大防止・影響緩和として非常用ディーゼル発電機を明記

- ◇ 重要度評価ガイド附属書 4 の改正内容を反映
- 記載の適正化
- (GI0007) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 2 (別添 5)
 - 運用の明確化
 - ◇ 平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化
 - 記載の適正化
- (GI0007) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 4 (別添 6)
 - 過去の指摘事項踏まえ、管理区域の区域管理に関する記載を追記
 - 記載の適正化
- (GI0007) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 5 (別添 7)
 - 運用の明確化
 - ◇ 説明責任は事業者にあるため、詳細火災伝播解析結果が事業者から提出された場合に、重要度評価で考慮することを明記
 - ◇ 詳細な火災伝搬に関する内容は事業者が実施するものであるため削除
 - ◇ 評価フローに基づき評価することを明確化
 - FDT^s の理解を促進するため、概要と使用例を添付 1 として追加
 - 記載の適正化
- (GI0007) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 8 (別添 8)
 - 英語資料の和約
 - 最新の NRC ガイド (IMC0609 Appendix K) に合わせ記載の追加
 - 記載の適正化
- (GI0007) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 10 (資料 5)
 - 該当使用施設の初期境界評価を追加
 - 運用の明確化
 - ◇ 初期境界評価を実施しない施設における運用の明確化に伴う変更
 - 記載の適正化
- (GI0008) 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (別添 9)
 - 参考資料であった NRC の軽微事例集については、国内に適用できない事

例があること等から削除

➤ 記載の適正化

- (GI0008) 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド 附属書 1 軽微事例集（発電用原子炉施設）（別添 10）
 - 国内実績に基づく軽微事例集を附属書として制定
- (GI0008) 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド 附属書 1 軽微事例集（核燃料施設等）（別添 11）
 - 国内実績に基づく軽微事例集を附属書として制定（作業中）
- (GI0009) 重要度評価等の事務手順運用ガイド（別添 12）
 - 運用の明確化
 - SL IV（通知あり）の対応を明記
 - 記載の適正化

基本検査の運用に関するガイド

- (BM0010) 使用前事業者検査に対する監督（別添 13）
 - 記載の適正化
- (BM1040) ヒートシンク性能（別添 14）
 - 記載の適正化
- (BM1050) 供用期間中検査に対する監督（別添 15）
 - 記載の適正化
- (B00010) サーベイランス試験（別添 16）
 - 記載の適正化
- (B01020) 設備の系統構成（別添 17）
 - 記載の適正化
- (B01050) 取替炉心の安全性（別添 18）
 - 参考資料の追記
- (B01070) 運転員能力（別添 19）

- 運用の明確化
 - ◇ 検査対象の明確化
 - ◇ 観察の例の分類化
- 記載の適正化
- (B02010) 運転管理 (別添 20)
 - 記載の適正化
- (BE0010) 自然災害防護 (別添 21)
 - 運用の明確化
 - ◇ 実際に自然災害等が発生した場合は、防護対策の実施状況も検査対象に含まれることを明確化
 - 記載の適正化
- (BE0030) 内部溢水防護 (別添 22)
 - 記載の適正化
- (BE0050) 緊急時対応の準備と保全 (別添 23)
 - 記載の適正化
- (BE0060) 重大事故等対応要員の能力維持 (別添 24)
 - 運用の明確化
 - ◇ 運転シミュレータによる成立性の確認訓練は、B01070 運転員能力ではなく、当ガイドの検査対象であることを明記
 - 記載の適正化
- (BE0070) 緊急時対応の準備と保全 (別添 25)
 - 記載の適正化
- (BE0080) 重大事故等対応訓練のシナリオ評価 (別添 26)
 - 記載の適正化
- (BE0090) 地震防護 (別添 27)
 - 運用の明確化
 - ◇ 地震計に対する検査の考え方を明確化
 - 記載の適正化

- (BR0070) 放射性固体廃棄物等の管理 (別添 28)
 - 運用の明確化
 - ◇ 放射性廃棄物でない廃棄物に関する確認の観点等について、内規をもとに検査手引きを追記
 - 記載の適正化

- (BQ0010) 品質マネジメントシステムの運用 (別添 29)
 - 運用の明確化
 - ◇ 日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化
 - 記載の適正化

- (BZ2010) 非該当使用者等 (別添 30)
 - 運用の明確化
 - ◇ 令和 4 年度検査の実施状況を踏まえた検査視点等の追記及び改善
 - 記載の適正化

法定確認に関するガイド

- (GL0002) 工場又は事業所の外における廃棄に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (別添 31)
 - 記載の適正化

- (GL0003) 工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (別添 32)
 - 記載の適正化

- (GL0004) 廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (廃棄物埋設施設確認) (別添 33)
 - 記載の適正化

- (GL0005) 工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質についての放射能濃度に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (別添 34)
 - 記載の適正化

- (GL0006) 廃棄物埋設に係る坑道の閉鎖に関する原子力規制委員会の確認等

に係る運用ガイド（別添 35）

➤ 記載の適正化

- （GL0007）廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド（廃棄物確認）（別添 36）

➤ 運用の明確化

◇ 規則改正に伴う経過措置の内容を記載

➤ 運用の変更（確認証分割交付の取りやめ）

➤ 記載の適正化

- （GL0008）廃止措置の終了に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド（別添 37）

➤ 記載の適正化

共通事項に係る検査運用ガイド (新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">共通事項に係る検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0001_r<u>4</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次 (略)</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1 令和元年 12 月 25 日原子力規制庁長官決定）に基づき、<u>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。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 第 1 項の規定による原子力規制検査及び原子力規制検査に関連して実施する法第 68 条の規定による立入検査</u>の共通的な事項（検査全体の流れ、実施方法、各部署の役割など）について定めたものである。基本検査、追加検査及び特別検査の具体的な実施方法、検査内容等については、それぞれのガイドに定める。</p> <p>(削る)</p>	<p style="text-align: center;">共通事項に係る検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0001_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次 (略)</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1 令和元年 12 月 25 日原子力規制庁長官決定）に基づき、<u>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。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 第 1 項の規定による原子力規制検査及び法第 68 条の規定による立入検査^{※1}（以下「検査」という。）</u>の共通的な事項（検査全体の流れ、実施方法、各部署の役割など）について定めたものである。基本検査、追加検査及び特別検査の具体的な実施方法、検査内容等については、それぞれのガイドに定める。</p> <p><u>※1 法第 68 条第 1 項に基づく原子力事業者等の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査、関係者への質問又は試験のための試料の収去並びに同条第 2 項に基づく原子力施設の設計若</u></p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（立入検査の位置づけの明確化、紛らわしい略称の適正化）</p> <p>記載の適正化（原子力規制検査等実施要領に同じ記載</p>

<p>2 検査の概要</p> <p>2.1 関係者の役割</p> <p>関係者の役割は、以下のとおりとする。</p> <p>(1) 検査監督総括課（検査評価室を含む。）</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力規制検査に係る各種法令及び規程、原子力規制検査業務システム、サーベイメータ等の計測器等、検査に必要なインフラ（特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に係るものを除く。）について整備し、制度の運用に合わせて改善する。その際には、必要に応じて人事課地方事務所班、情報システム室等と連絡調整を行う。 「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等※1にあつては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）について、当該検査指摘事項の取扱いに責任を有する部門と協力して、所定のガイドに従って重要度評価及び深刻度評価を実施する。 原子力検査官（以下「検査官」という。）同士の情報共有の場を設置する。 原子力安全人材育成センターと協力して検査官の資格に係る教育・訓練（OJTを含む。）を統括する。 実用炉監視部門、核燃料施設等監視部門、専門検査部門及び事務所の検査官に対し、原子力規制検査等に関する規則第6条の規定による証明書の<u>所在の確認等</u>の管理を行う。 <p>※1 製錬施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設</p> <p>(2) 実用炉監視部門／核燃料施設等監視部門（以下「担当監視部門」という。）</p> <ul style="list-style-type: none"> 基本検査のうち、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が行う日常検査を総括する。また、実用炉監視部門は取替炉心の安全性及び運転員能力、核燃料施設等監視部門は燃料体管理（運搬・貯蔵）及び放射性固体廃棄物等の管理に係るチーム検査※2を行うとともに、追加検査及び特別検査を実施する。 これらの検査で特定した検査指摘事項が「緑」（核燃料施設等にあつては、「追加対応なし」）かどうかの最終判断を行う。（この判断に当たっては、当面の間、事前に検査監督総括課と調整を行う。） 「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等にあつては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）については、検査監督総括課と協力して重要度評価及び深刻度評価を行い、その結果を基に規制措置を立案する。その際、他部門及び事務所と緊密に連携する。 担当監視部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。 担当監視部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。 事務所との日常の情報共有の場を設置運営し、事務所からの報告に対し、必要な指示・支援を行う。事務所からの報告のうち検査の<u>実施状況（特に検査気付き事項）、注視すべき施設の状態等</u>について、適宜、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内で共有する。 	<p>しくは工事又は原子力施設の設備の製造を行う者その他の関係者の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査及び関係者への質問</p> <p>2 検査の概要</p> <p>2.1 関係者の役割</p> <p>関係者の役割は、以下のとおりとする。</p> <p>(1) 検査監督総括課（検査評価室を含む。）</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力規制検査に係る各種法令及び規程、原子力規制検査業務システム、サーベイメータ等の計測器等、検査に必要なインフラ（特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に係るものを除く。）について整備し、制度の運用に合わせて改善する。その際には、必要に応じて人事課地方事務所班、情報システム室等と連絡調整を行う。 「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等※2にあつては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）について、当該検査指摘事項の取扱いに責任を有する部門と協力して、所定のガイドに従って重要度評価及び深刻度評価を実施する。 原子力検査官（以下「検査官」という。）同士の情報共有の場を設置する。 原子力安全人材育成センターと協力して検査官の資格に係る教育・訓練（OJTを含む。）を統括する。 実用炉監視部門、核燃料施設等監視部門、専門検査部門及び事務所の検査官に対し、原子力規制検査等に関する規則第6条の規定による証明書の<u>発行、抹消・破棄、所在の確認等</u>の管理を行う。 <p>※2 製錬施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設</p> <p>(2) 実用炉監視部門／核燃料施設等監視部門（以下「担当監視部門」という。）</p> <ul style="list-style-type: none"> 基本検査のうち、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が行う日常検査を総括する。また、実用炉監視部門は取替炉心の安全性及び運転員能力、核燃料施設等監視部門は燃料体管理（運搬・貯蔵）及び放射性固体廃棄物等の管理に係るチーム検査※3を行うとともに、追加検査及び特別検査を実施する。 これらの検査で特定した検査指摘事項が「緑」（核燃料施設等にあつては、「追加対応なし」）かどうかの最終判断を行う。（この判断に当たっては、当面の間、事前に検査監督総括課と調整を行う。） 「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等にあつては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）については、検査監督総括課と協力して重要度評価及び深刻度評価を行い、その結果を基に規制措置を立案する。その際、他部門及び事務所と緊密に連携する。 担当監視部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。 担当監視部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。 事務所との日常の情報共有の場を設置運営し、事務所からの報告に対し、必要な指示・支援を行う。事務所からの報告のうち検査の<u>実施状況（特に検査気付き事項）</u>について、適宜、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内で共有する。 	<p>があるので削除)</p> <p>身分証発行業務の見直しに伴う修正</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	---

- ・事故対処室や審査グループとの連携も図りつつ事業者等の安全活動の監視を行う。
- ・検査官の教育・訓練（OJT を含む。）を専門検査部門及び原子力安全人材育成センターと協力して実施する。

(3) 専門検査部門

- ・チーム検査^{※2}（担当監視部門及び核セキュリティ部門が行うチーム検査以外のもの）を実施する。その際、本部門の管理職は当該分野での技術的知見を有する検査官等をチーム長として指名し、チーム構成を決める。定期事業者検査については、日常検査で実施するものも含め、全体を統括する。
- ・これらの検査で特定した検査指摘事項が「緑」（核燃料施設等にあっては、「追加対応なし」）かどうかの最終判断を行う。（この判断に当たっては、当面の間、事前に検査監督総括課と調整を行う。）
- ・「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等にあっては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）については、検査監督総括課と協力して重要度評価及び深刻度評価を行い、その結果を基に規制措置を立案する。その際、他部門及び事務所と緊密に連携する。
- ・本部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。
- ・本部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。
- ・チーム検査の実施状況（特に検査気付き事項）について、適宜、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内で共有する。
- ・担当監視部門及び事務所が行う検査及び監視活動を技術的に支援する。
- ・検査官の教育・訓練（OJT を含む。）を担当監視部門及び原子力安全人材育成センターと協力して実施する。

※2 チーム検査は、それぞれの検査ごとに実用炉監視部門／核燃料施設等監視部門／専門検査部門／核セキュリティ部門（以下「担当部門」という。）が責任を持って実施するが、必要に応じて、他部門及び事務所に所属する検査官がチーム長及びチーム員を構成することは可能である。こうしたチームメンバーの構成等は、各部門の管理職間で調整する。

(4) 核セキュリティ部門

- ・核物質防護に係るチーム検査を実施する。同検査に係る文書等の整備、検査指摘事項の重要度評価及び深刻度評価を行う。
- ・本部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。
- ・本部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。
- ・核セキュリティ部門及び事務所の検査官に対し、原子力規制検査等に関する規則第6条の規定による証明書の所在の確認等の管理を行う。

(5) 事務所

- ・基本検査のうち日常検査を実施する。特定した検査指摘事項については、「緑」を超える可能性（核

- ・事故対処室や審査グループとの連携も図りつつ事業者等の安全活動の監視を行う。
- ・検査官の教育・訓練（OJT を含む。）を専門検査部門及び原子力安全人材育成センターと協力して実施する。

(3) 専門検査部門

- ・チーム検査^{※3}（担当監視部門が行うチーム検査以外のもの）を実施する。その際、本部門の管理職は当該分野での技術的知見を有する検査官等をチーム長として指名し、チーム構成を決める。定期事業者検査については、日常検査で実施するものも含め、全体を統括する。
- ・これらの検査で特定した検査指摘事項が「緑」（核燃料施設等にあっては、「追加対応なし」）かどうかの最終判断を行う。（この判断に当たっては、当面の間、事前に検査監督総括課と調整を行う。）
- ・「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等にあっては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）については、検査監督総括課と協力して重要度評価及び深刻度評価を行い、その結果を基に規制措置を立案する。その際、他部門及び事務所と緊密に連携する。
- ・本部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。
- ・本部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。
- ・チーム検査の実施状況（特に検査気付き事項）について、適宜、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内で共有する。
- ・担当監視部門及び事務所が行う検査及び監視活動を技術的に支援する。
- ・検査官の教育・訓練（OJT を含む。）を担当監視部門及び原子力安全人材育成センターと協力して実施する。

※3 チーム検査は、それぞれの検査ごとに実用炉監視部門／核燃料施設等監視部門／専門検査部門（以下「担当部門」という。）が責任を持って実施するが、必要に応じて、他部門及び事務所に所属する検査官がチーム長及びチーム員を構成することは可能である。こうしたチームメンバーの構成等は、各部門の管理職間で調整する。

(4) 放射線防護グループ核セキュリティ部門

- ・核物質防護に係る検査を実施する。同検査に係る文書等の整備、検査指摘事項の重要度評価及び深刻度評価を行う。
- ・本部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。
- ・本部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。
- ・核セキュリティ部門及び事務所の検査官に対し、原子力規制検査等に関する規則第6条の規定による証明書の発行、抹消・破棄、所在の確認等の管理を行う。

(5) 事務所

- ・基本検査のうち日常検査を実施する。特定した検査指摘事項については、「緑」を超える可能性（核

記載の適正化

記載の適正化（部門名の横並び）

身分証発行業務の見直しに伴う修正

燃料施設等にあつては、「追加対応あり」となる可能性)の判定を行い、担当監視部門にその内容を報告する。

- ・本庁からの求めに応じて、チーム検査(核物質防護措置に係る検査を含む)に参加するほか、特定の内容について検査を実施する。
- ・原子力施設の状況及び事業者等の安全活動の状況並びに検査官の活動状況を日常的に担当監視部門に報告する(核物質防護措置に影響する可能性があるものは適宜、核セキュリティ部門に報告する。)。また、巡視や日常検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、速やかに担当監視部門に報告し、適宜、指示や技術的な助言等の支援を受ける。

2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度

(1) 検査で確認する範囲

a. 直接的な確認対象

直接的な確認対象は、法第61条の2の2に規定されている以下の事項であつて、原子力規制検査等に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第1号)第2条で「安全活動」と定義されるものの実施状況である。

- (a) 使用前事業者検査(使用施設においては使用前検査)及び定期事業者検査の実施状況
- (b) 原子力施設の維持並びに核原料物質及び核燃料物質の使用に係る技術上の基準の遵守状況
- (c) 保安規定(放射能濃度測定含む)、核物質防護規定、廃止措置計画又は閉鎖措置計画に従つて事業者等が講ずべき措置の実施状況
- (d) 防護措置の実施状況
- (e) 原子力施設及び核燃料物質等の工場等の外における廃棄に係る保安のために必要な措置の実施状況
- (f) 核燃料物質等の工場等の外における運搬に係る保安のために必要な措置(特定核燃料物質を含むときは、保安及び核物質防護のために必要な措置)の実施状況

b. 間接的な確認対象

事業者等の安全活動に影響しうる活動として、直接的な確認対象に付随するものとして、例えば以下のものが挙げられる。ただし、これらに限定するものではなく、検査官は、これら以外の活動であっても、原子力の安全に影響する可能性があると考えるものについて確認する。

- (a) 原子力規制委員会が承認していない民間規格等に基づく事業者等の安全活動
- (b) 事業者等の安全活動に係る他法令の遵守状況(消防法、労働安全衛生法、建築基準法等)
- (c) 安全性の向上のための評価等のうち、原子力施設等の維持のために必要な措置の**実施状況**

こうした確認には専門的知識を必要とする場合があり、検査官は本庁の支援を得ることが必要である。基本的には、本庁の各担当部門に相談し、そこを経由して、審査グループ、技術基盤グループ等から必要な助言を受けることとするが、直接専門知識を有する職員に連絡して助言を受けても構わない。

燃料施設等にあつては、「追加対応あり」となる可能性)の判定を行い、担当監視部門にその内容を報告する。

- ・本庁からの求めに応じて、チーム検査(核物質防護措置に係る検査を含む)に参加するほか、特定の内容について検査を実施する。
- ・原子力施設の状況及び事業者等の安全活動の状況並びに検査官の活動状況を日常的に担当監視部門に報告する(核物質防護措置に影響する可能性があるものは適宜、核セキュリティ部門に報告する。)。また、巡視や日常検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、速やかに担当監視部門に報告し、適宜、指示や技術的な助言等の支援を受ける。

2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度

(1) 検査で確認する範囲

a. 直接的な確認対象

直接的な確認対象は、法第61条の2の2に規定されている以下の事項であつて、原子力規制検査等に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第1号)第2条で「安全活動」と定義されるものの実施状況である。

- (a) 使用前事業者検査(使用施設においては使用前検査)及び定期事業者検査の実施状況
- (b) 原子力施設の維持並びに核原料物質及び核燃料物質の使用に係る技術上の基準の遵守状況
- (c) 保安規定(放射能濃度測定含む)、核物質防護規定、廃止措置計画又は閉鎖措置計画に従つて事業者等が講ずべき措置の実施状況
- (d) 防護措置の実施状況
- (e) 原子力施設及び核燃料物質等の工場等の外における廃棄に係る保安のために必要な措置の実施状況
- (f) 核燃料物質等の工場等の外における運搬に係る保安のために必要な措置(特定核燃料物質を含むときは、保安及び核物質防護のために必要な措置)の実施状況

b. 間接的な確認対象

事業者等の安全活動に影響しうる活動として、直接的な確認対象に付随するものとして、例えば以下のものが挙げられる。ただし、これらに限定するものではなく、検査官は、これら以外の活動であっても、原子力の安全に影響する可能性があると考えるものについて確認する。

- (a) 原子力規制委員会が承認していない民間規格等に基づく事業者等の安全活動
- (b) 事業者等の安全活動に係る他法令の遵守状況(消防法、労働安全衛生法、建築基準法等)
- (c) 安全性の向上のための評価等のうち、原子力施設等の維持のために必要な措置の**実施状況**
(「a. 直接的な確認対象」の(e)に相当する部分)

こうした確認には専門的知識を必要とする場合があり、検査官は本庁の支援を得ることが必要である。基本的には、本庁の各担当部門に相談し、そこを経由して、審査グループ、技術基盤グループ等から必要な助言を受けることとするが、直接専門知識を有する職員に連絡して助言を受けても構わない。

記載の適正化

(解説1)

事業者等は、ASME(米国機械学会)、JIS(日本産業規格)等原子力規制委員会が承認していない民間規格等又は他法令の規制基準を根拠又は準拠として設計等を行う場合もあり、こうした活動を検査気付き

(解説1)

事業者等は、ASME、JIS等原子力規制委員会が承認していない民間規格等又は他法令の規制基準を根拠又は準拠として設計等を行う場合もあり、こうした活動を検査気付き事項としてとらえ評価する際には、

記載の適正化

事項としてとらえ評価する際には、こうした設計等が法の規制要求に適合しているかという観点で確認することが必要になり、審査グループや技術基盤グループの支援が必要になると考えられる。

また、直接的には原子力安全に関連しないものでも、事業者等の安全活動の適切性を確認するために必要となる情報もある。

(例1) 事業者等の超勤管理：運転員の人的過誤が散見されるため、勤怠状況等を確認し、体制の観点で適切な要員配置等がなされているか（人員不足など）などを確認する場合

(例2) 管理区域への入退域記録：放射線管理の観点に加え、所定の管理区域内の巡視が適切に行われているかを確認する場合

こうした設計等が法の規制要求に適合しているかという観点で確認することが必要になり、審査グループや技術基盤グループの支援が必要になると考えられる。

また、直接的には原子力安全に関連しないものでも、事業者等の安全活動の適切性を確認するために必要となる情報もある。

(例1) 事業者等の超勤管理：運転員の人的過誤が散見されるため、勤怠状況等を確認し、体制の観点で適切な要員配置等がなされているか（人員不足など）などを確認する場合

(例2) 管理区域への入退域記録：放射線管理の観点に加え、所定の管理区域内の巡視が適切に行われているかを確認する場合

(解説2)

原子力規制庁では、他省庁等との連携を進めているところであり、連携に係る文書がある場合はそれに従う。

こうした文書がない場合についても、必要に応じて関係機関へ事実関係を連絡することとし、相互に効率的な対応となるよう調整する。事務所において当該関係機関とつながりがない場合は、本庁経由で連絡することとする。

(例1) 火災防護のうち、消防法に係る問題（発生防止、感知・消火）（消防庁／各地域の消防本部・消防署）^{※3}

(例2) 火災防護のうち、建築基準法に係る問題（防火戸・防火壁等の防火区画、排煙設備、内装制限、非常照明等）（国土交通省／各地域の特定行政庁（建築主事））

(例3) 労働安全（特に従業員被ばく）に係る問題（厚生労働省／各地域の労働局／労働基準監督署）^{※4}

(例4) 事業所外運搬に係る安全上の問題（国土交通省／海上保安庁）

(例5) 刑事犯罪に係る立入等の問題（警察庁／道府県の警察本部／各地域の警察署）

※3 消防庁との間で以下の文書のやり取りをしている。なお、消防庁との連絡については、原則、本庁において行う。

原子力規制庁原子力規制部検査グループ検査監督総括課長、原子力規制庁原子力規制部規制企画課火災対策室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携について（依頼）」（原規規発第1906205号 令和元年6月20日）

消防庁特殊災害室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携について」（消防特第26号 令和元年6月21日）

※4 厚生労働省との間で以下の文書のやり取りをしている。

原子力規制庁原子力規制部検査グループ検査監督総括課長：「原子力施設を管轄する労働基準監督署と原子力規制事務所との連携について」（原規規発第2203085号 令和4年3月8日）

厚生労働省労働基準局安全衛生部労働衛生課長：「原子力施設を管轄する労働基準監督署と原子力規制事務所との連携について（回答）」（基安労発 0314 第1号 令和4年3月14日）

(解説2)

原子力規制庁では、他省庁等との連携を進めているところであり、連携に係る文書がある場合はそれに従う。

こうした文書がない場合についても、必要に応じて関係機関へ事実関係を連絡することとし、相互に効率的な対応となるよう調整する。事務所において当該関係機関とつながりがない場合は、本庁経由で連絡することとする。

(例1) 火災防護のうち、消防法に係る問題（発生防止、感知・消火）（消防庁／各地域の消防本部・消防署）^{※4}

(例2) 火災防護のうち、建築基準法に係る問題（防火戸・防火壁等の防火区画、排煙設備、内装制限、非常照明等）（国土交通省／各地域の特定行政庁（建築主事））

(例3) 労働安全（特に従業員被ばく）に係る問題（厚生労働省／各地域の労働局／労働基準監督署）^{※5}

(例4) 事業所外運搬に係る安全上の問題（国土交通省／海上保安庁）

(例5) 刑事犯罪に係る立入等の問題（警察庁／道府県の警察本部／各地域の警察署）

※4 消防庁との間で以下の文書のやり取りをしている。なお、消防庁との連絡については、原則、本庁において行う。

原子力規制庁原子力規制部検査グループ検査監督総括課長、原子力規制庁原子力規制部規制企画課火災対策室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携について（依頼）」（原規規発第1906205号 令和元年6月20日）

消防庁特殊災害室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携について」（消防特第26号 令和元年6月21日）

※5 厚生労働省との間で以下の文書のやり取りをしている。

原子力規制庁原子力規制部検査グループ検査監督総括課長：「原子力施設を管轄する労働基準監督署と原子力規制事務所との連携について」（原規規発第2203085号 令和4年3月8日）

厚生労働省労働基準局安全衛生部労働衛生課長：「原子力施設を管轄する労働基準監督署と原子力規制事務所との連携について（回答）」（基安労発 0314 第1号 令和4年3月14日）

記載の適正化

(2) 検査官の関与する程度

検査官は、原子力安全及び核物質防護への影響の程度に応じて、関与の程度を決定する。

安全上重要な懸念を有する検査気付き事項を特定した場合、その緊急性に応じて優先度を設定し、十分な時間をかけて事実関係や規制要求適合性等の確認を行わなければならない。その場合、上司や

(2) 検査官の関与する程度

検査官は、原子力安全及び核物質防護への影響の程度に応じて、関与の程度を決定する。

安全上重要な懸念を有する検査気付き事項を特定した場合、検査官は他に計画していた検査活動を取りやめてでも、その事項に最優先に取り組み、十分な時間をかけて事実関係や規制要求適合性等

記載の適正化

本庁は必要に応じて、検査官の追加投入等の対応を講じなければならない。

図1に概念図を示す。

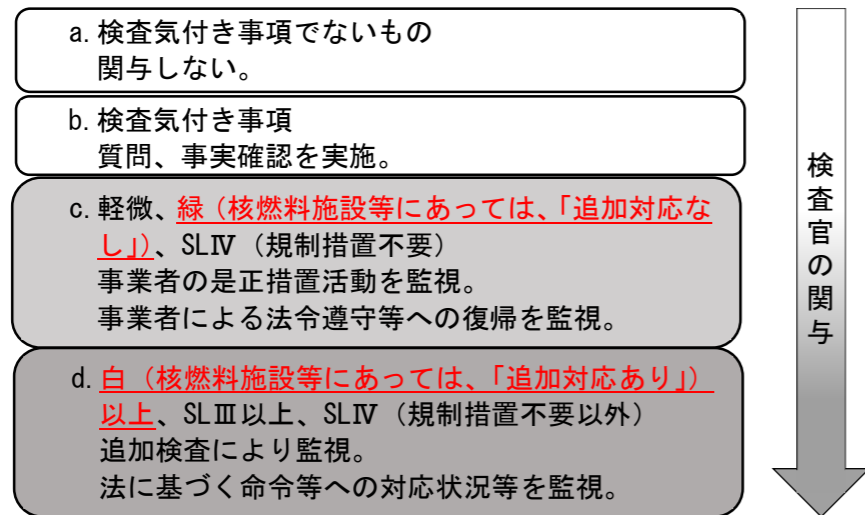


図1 検査の深さ

(削る)

a. 検査気付き事項^{※5}でないもの

検査気付き事項とは、検査官が事実確認等を行うきっかけとなる事項であって、原子力安全又は核物質防護に影響の可能性があるものである。原子力安全又は防護措置に影響がないもの、つまり検査気付き事項でないものについては、人命救助の観点から支援が必要と思われる場合等でない限りは原則として検査官は関与しない。

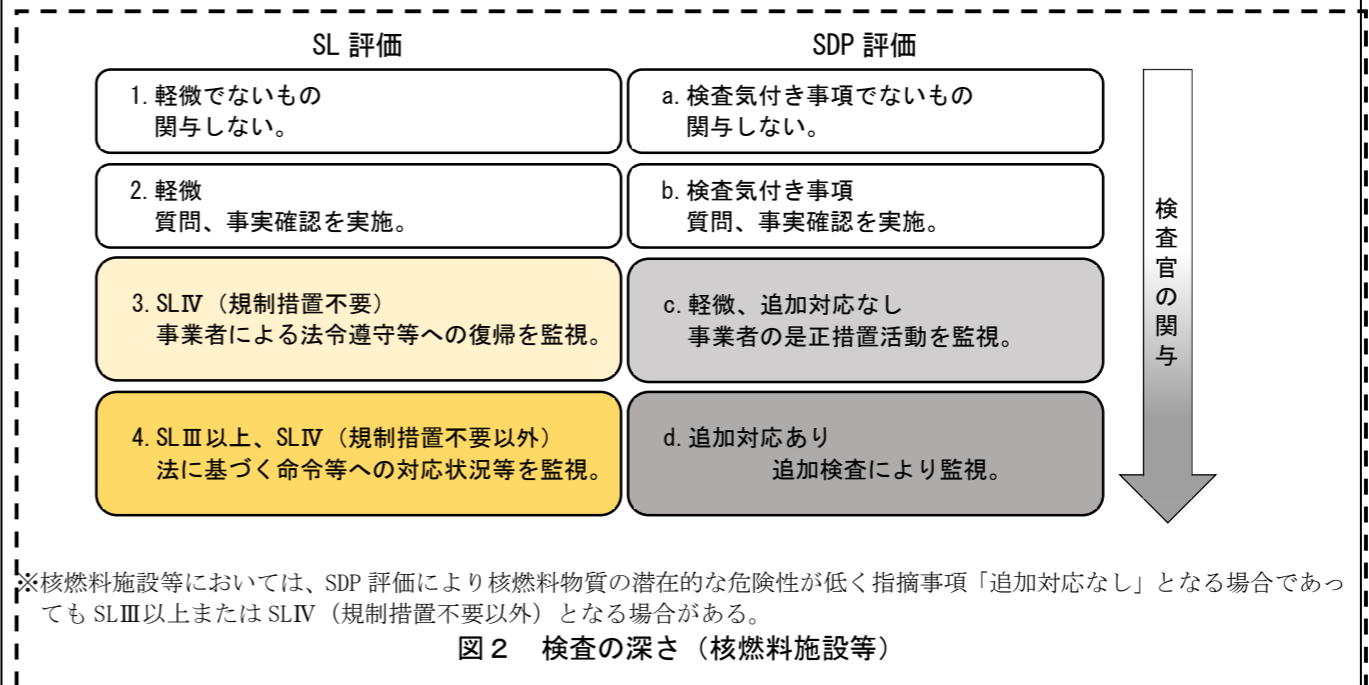
※5 「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」参照。

の確認を行わなければならない。その場合、上司や本庁は必要に応じて、検査官の追加投入等の対応を講じなければならない。

図1及び図2に概念図を示す。



図1 検査の深さ(実用発電用原子炉施設)



※核燃料施設等においては、SDP評価により核燃料物質の潜在的な危険性が低く指摘事項「追加対応なし」となる場合であってもSLIII以上またはSLIV(規制措置不要以外)となる場合がある。

図2 検査の深さ(核燃料施設等)

a. 検査気付き事項^{※6}でないもの

検査気付き事項とは、検査官が事実確認等を行うきっかけとなる事項であって、原子力安全又は核物質防護に影響の可能性があるものである。原子力安全又は防護措置に影響がないもの、つまり検査気付き事項でないものについては、検査官は関与しない。

※6 「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」参照。

記載の適正化(内容が共通のため図1及び図2を統合、※の重要度評価及び深刻度評価については別のガイドに関連の記載があるため削除)

運用の明確化(事業者との適切なコミュニケーション)

(解説)
 管理区域外で作業していた作業員1人が熱中症になり救急車で搬送された事案は、基本的には現場の労働安全に関するものであって、被ばくの可能性も非常に低いことから、原子力安全に影響がなく、検査気付き事項には該当しないと考えることが適当である。

b. 検査気付き事項

検査気付き事項については、検査指摘事項に該当するかどうか判定するに当たって、事業者等に事実確認等を行う。事実確認等は、できるだけ当該事項に関する図面や規程類、点検記録、現場写真などを用いることで、客観的に確認し、事実関係について認識の齟齬が生じないようにする。

また、原則、行政指導等により事業者等に対して何らかの対応を求めることはしない。

なお、検査官が巡視等で発見した事実関係を伝えることは構わない。

(解説)
 以下の例について疑問が生じた場合においても、原子力安全や核物質防護上の問題が「〇〇するべきだ。」といった発言をし、何らかの対応を事業者等に求めてはいけない。
 (例1) CAP 会議の運営方法
 (例2) 残業時間が所内ルールを上回った
 (例3) インフルエンザ対策(うがい、手洗い)が徹底されていない

c. 軽微、緑(核燃料施設等にあつては、「追加対応なし」)、SLIV(規制措置不要)

安全活動は事業者等が一義的な責任の下で対応し、CAP等において是正されるべきものであることから、検査官はその状況を適宜確認することとする。(十分な対応が取られていない場合には、改めて検査指摘事項として取り上げることを検討する。)

3 検査の計画

基本検査の計画

a. 日常検査

日常検査の計画については、年間に実施する検査のサンプル数や施設の状況を踏まえ、各事務所に於いて作成する。また、検査は事前に検査内容を事業者等に通知しないで行うことを基本とする。

なお、事業者等の安全活動は、例えば、プラントの起動停止やトラブル対応等、必ずしも通常勤務時間内に行われるものではないことから、休日や平日夜間の事業者等の安全活動について確認するため、勤務時間外の検査についても、担当監視部門があらかじめ提示する方針を踏まえて一定時間行う。

b. チーム検査

(解説)
 管理区域外で作業していた作業員1人が熱中症になり救急車で搬送された事案は、基本的には現場の労働安全に関するものであって、被ばくの可能性も非常に低いことから、原子力安全に影響がなく、検査気付き事項には該当しないと考えることが適当である。しかし、検査官が巡視等において補修作業員が熱中症で倒れている状況に遭遇する等、人命救助の観点から支援が必要と思われる場合には、可能な範囲で協力することが望ましい。

b. 検査気付き事項

検査気付き事項については、検査指摘事項に該当するかどうか判定するに当たって、事業者等に事実確認等を行う。事実確認等は、できるだけ当該事項に関する図面や規程類、点検記録、現場写真などを用いることで、客観的な事実に基づき確認し、認識の齟齬が生じないようにする。

また、原則、行政指導等により事業者等に対して何らかの対応を求めることはしない。所見を述べることは構わないが、事業者等が検査官の要求と受け取らないように注意する。

なお、検査官が巡視等で発見した原子力安全に影響のない気付き(例えば、ドアノブの壊れ)を伝えることは構わない。

(解説)
 以下の例について疑問が生じた場合においても、原子力安全や核物質防護上の問題が「〇〇するべきだ。」といった発言をし、何らかの対応を事業者等に求めてはいけない。
 (例1) CAP 会議の運営方法
 (例2) 残業時間が所内ルールを上回った
 (例3) インフルエンザ対策(うがい、手洗い)が徹底されていない

c. 軽微、緑、SLIV(規制措置不要)(核燃料施設等にあつては、軽微、追加対応なし)

検査官は自らの見解を示すことは構わないが、関連する安全活動は事業者等が一義的な責任の下で対応し、CAP等において是正されるべきものであることから、検査官はその状況を適宜確認することとする。(十分な対応が取られていない場合には、改めて検査指摘事項として取り上げることを検討する。)

なお、検査指摘事項は、検査報告書に記載される。

3 検査の計画

(1) 基本検査の計画

a. 日常検査

日常検査の計画については、年間に実施する検査のサンプル数や施設の状況を踏まえ、各事務所に於いて作成する。また、検査は事前に検査内容を事業者等に通知しないで行うことを基本とする。

なお、事業者等の安全活動は、例えば、プラントの起動停止やトラブル対応等、必ずしも通常勤務時間内に行われるものではないことから、休日や平日夜間の事業者等の安全活動について確認するため、勤務時間外の検査についても、担当監視部門があらかじめ提示する方針を踏まえて一定時間行う。

b. チーム検査

記載の適正化(簡略化)

運用の明確化(事業者との適切なコミュニケーション)

運用の明確化(事業者との適切なコミュニケーション)

記載の適正化(自明のため削除)

担当部門において、当該チーム検査の体制を検討し、チーム長及びチーム員を選定する。チーム長（又はその代理のチーム員）が中心となり事業者と連絡調整し、また、必要に応じて事務所の協力も得て、具体的な検査計画を作成する。なお、チーム検査のスケジュールについては、少なくとも3か月前から事業者との調整を行うことが望ましい。ただし、事業者からの申請に基づく法定確認行為に付随する事業者検査の監督に関するチーム検査については、検査実施時期が事業者の申請によるところが多いためこの限りではない。

チーム員には、原則として、検査を実施する原子力施設を担当している事務所の検査官を含める。また、同一の施設に対して関連する検査を連続して実施する場合などは、同一のチーム長及びチーム員となるように配慮する。

担当部門において、当該チーム検査の体制を検討し、チーム長及びチーム員を選定する。チーム長（又はその代理のチーム員）が中心となり事業者と連絡調整し、また、必要に応じて事務所の協力も得て、具体的な検査計画を作成する。

チーム員には、原則として、検査を実施する原子力施設を担当している事務所の検査官を含める。また、同一の施設に対して関連する検査を連続して実施する場合などは、同一のチーム長及びチーム員となるように配慮する。

意見交換会合における事業者意見の反映

(解説) 検査対象の選定

- 検査官は、検査対象の選定に当たって、法令、許認可図書、保安規定、技術基準等の関連する事項を確認する。確認する事項の例としては、事業規則における施設の運転や管理、施設、放射線、廃棄物、運搬、貯蔵等の管理などの保安規定に係る記載事項や、設置変更許可申請書における本文及び添付書類の実施する検査に関連する記載事項、技術基準における検査対象の設備が要求されている技術的根拠など、その解釈図書も含めて内容を確認し理解する。
- 検査官は、上記を踏まえた上でリスク情報を考慮して検査対象を選定する。検査対象の選定に当たっては、過去に発生した事象や他施設でのトラブルの情報を活用する。

(解説) 検査対象の選定

- 検査官は、検査に当たって、法令、許認可図書、保安規定、技術基準等の関連する事項を確認する。確認する事項の例としては、事業規則における施設の運転や管理、施設、放射線、廃棄物、運搬、貯蔵等の管理などの保安規定に係る記載事項や、設置変更許可申請書における本文及び添付書類の実施する検査に関連する記載事項、技術基準における検査対象の設備が要求されている技術的根拠など、その解釈図書も含めて内容を確認し理解する。
- 検査官は、上記を踏まえた上でリスク情報を考慮して検査対象を選定する。検査対象の選定に当たっては、過去に発生した事象や他施設でのトラブルの情報を活用する。

記載の適正化

(削る)

(削る)

4 検査の実施

4.1 検査準備

チーム検査において、検査官は検査準備に必要な書類の貸出しを、検査開始前に事業者等に対して求めることができる。その際には、事業者等の文書管理等のルールを遵守すること。

4.2 検査運用ガイド活用の考え方

検査は原則、検査運用ガイドに基づき実施するものの、これらのガイドに記載されている全項目を網羅的に確認したり、記載の文言に細かくこだわる必要はない。また、これらのガイドに記載されていない項目を加えて検査しても構わない。検査官は自らの経験や知見を生かし、リスクインフォームド検査及びパフォーマンスベースト検査（付録1「用語の定義」参照）の趣旨を踏まえ、柔軟に検査を実施すること。

なお、必要に応じて事務所の所長の判断により、日常検査においてチーム検査に係る検査項目の一部または全部について検査を実施することができる。当該検査結果について検査報告書には、日常検査として記載すること。

(2) 追加検査の計画

追加検査については、別に定める「GI0011 原子力規制検査における追加検査運用ガイド」に基づき、個別に計画を作成する。

(3) 特別検査の計画

特別検査については、別に定める「GI0005 特別検査運用ガイド」に基づき、事案が発生した都度、個別に計画を作成する。

4 検査の実施

4.1 検査準備

チーム検査において、検査官は検査準備に必要な書類の貸出しを、検査開始前に事業者等に対して求めることができる。その際には、事業者等の文書管理等のルールを遵守すること。

4.2 検査運用ガイド活用の考え方

検査は原則、検査運用ガイドに基づき実施するものの、これらのガイドに記載されている全項目を網羅的に確認したり、記載の文言に細かくこだわる必要はない。また、これらのガイドに記載されていない項目を加えて検査しても構わない。検査官は自らの経験や知見を生かし、リスクインフォームド検査及びパフォーマンスベースト検査（付録1「用語の定義」参照）の趣旨を踏まえ、柔軟に検査を実施すること。

なお、必要に応じて事務所の所長の判断により、日常検査においてチーム検査に係る検査項目の一部または全部について検査を実施することができる。当該検査結果について検査報告書には、日常検査として記載すること。

記載の適正化（既に「1. 目的」で追加検査、特別検査に関することは別のガイドにて定める記載があるため）

(解説)

- ・廃止措置段階（全ての核燃料物質を工場又は事業所等から搬出した段階）の原子力施設においては、ガイドでは想定されていない特殊な作業（耐荷重性構造物の撤去、土壌の大規模な取崩し又は燃料の切断等）が生ずることから、適宜本庁の担当監視部門と相談しながら検査すること。
- ・チーム検査の検査項目を日常検査で実施する例としては、以下が挙げられる。
 - 事業者等が行う廃棄物管理等で、日常的に行われている気体廃棄物の通常放出において不適切な管理に気付いた際は、「BR0050 放射性気体・液体廃棄物の管理」の検査運用ガイドにおけるチーム検査項目の一部について検査を実施する。

(解説)

- ・廃止措置段階（全ての核燃料物質を工場又は事業所等から搬出した段階）の原子力施設においては、ガイドでは想定されていない特殊な作業（耐荷重性構造物の撤去、土壌の大規模な取崩し又は燃料の切断等）が生ずることから、適宜本庁の担当監視部門と相談しながら検査すること。
- ・チーム検査の検査項目を日常検査で実施する例としては、以下が挙げられる。
 - 事業者等が行う廃棄物管理等で、日常的に行われている気体廃棄物の通常放出において不適切な管理に気付いた際は、「BR0050 放射性気体・液体廃棄物の管理」の検査運用ガイドにおけるチーム検査項目の一部について検査を実施する。

4.3 フリーアクセス

検査官は、フリーアクセス（付録1「用語の定義」参照）により、原子力施設及び事業者等の活動に関する情報を入手し、原子力施設内の様々な場所に立ち入ることができる。この際、事業者等の定めた安全上の内規に原則として従うとともに、設備・機器等の機能や状態に影響を与え得る行動や検査官自身に危険が及ぶ可能性がある行動は一切行わないこと。

事業者等の内規によってフリーアクセスが制限され検査活動に支障がある場合には、担当監視部門が当該事業者と調整を行う。

この際、(1) から (5) までについて留意すること。

4.3 フリーアクセス

検査官は、フリーアクセス（付録1「用語の定義」参照）により、原子力施設及び事業者等の活動に関する情報を入手し、原子力施設内の様々な場所に立ち入ることができる。この際、事業者等の定めた安全上の内規に原則として従うとともに、設備・機器等の機能や状態に影響を与え得る行動や検査官自身に危険が及ぶ可能性がある行動は一切行わないこと。

事業者等の内規によってフリーアクセスが制限され検査活動に支障がある場合には、担当監視部門が当該事業者と調整を行う。

この際、(1) から (5) までについて留意すること。

(解説)

- ・設備・機器等の機能や状態に影響を与え得る行動の例を以下に示す。
 - プラントパラメータを確認するために、中央制御室の監視モニターを操作すること。
- ・設備・機器等の機能や状態に影響を与えない行動の例を以下に示す。
 - 手すりやドアノブをつかむこと及びエレベーターのボタンを押すこと。
 - 検査官が操作することについて事前に事業者等との合意が得られているパラメーター監視専用ディスプレイを操作すること。
 - 計器に取り付けられているタグを確認するため、タグに触れること。
 - 異常な熱が発生していないかを確認するため、ポンプ、モーター等に軽く触れること（回転部への接触がないように注意する）。

(解説)

- ・設備・機器等の機能や状態に影響を与え得る行動の例を以下に示す。
 - プラントパラメータを確認するために、中央制御室の監視モニターを操作すること。
- ・設備・機器等の機能や状態に影響を与えない行動の例を以下に示す。
 - 手すりやドアノブをつかむこと及びエレベーターのボタンを押すこと。
 - 検査官が操作することについて事前に事業者等との合意が得られているパラメーター監視専用ディスプレイを操作すること。
 - 計器に取り付けられているタグを確認するため、タグに触れること。
 - 異常な熱が発生していないかを確認するため、ポンプ、モーター等に軽く触れること（回転部への接触がないように注意する）。

(1) 検査官は、原子力安全又は核物質防護に係る会議体^{※6}を傍聴することができる。

※6 これらの会議体は、設備の状態や施設内の作業状況を共有する連絡会や、是正処置や状況報告を議論する会議などが該当するが、検査官は、検査を行う上で必要と考える会議体であればこれら以外も傍聴できる。

(2) 検査官は、原子力施設内において、物品・サービスの調達先（協力企業、メーカー等）からもフリーアクセスにより検査に必要な情報を入手できる。この際、事業者等の同意は必要としない。

(1) 検査官は、原子力安全又は核物質防護に係る会議体^{※7}を傍聴することができる。

※7 これらの会議体は、設備の状態や施設内の作業状況を共有する連絡会や、是正処置や状況報告を議論する会議などが該当するが、検査官は、検査を行う上で必要と考える会議体であればこれら以外も傍聴できる。

(2) 検査官は、原子力施設内において、物品・サービスの調達先（協力企業、メーカー等）からもフリーアクセスにより検査に必要な情報を入手できる。この際、事業者等の同意は必要としない。

記載の適正化

(3) 本庁の検査官のフリーアクセスについても、事務所に所属する検査官と同等のフリーアクセスができるよう、必要な事業者教育を受講するなどあらかじめ事業者等と調整する。本庁検査官のフリーアクセスが困難な場合には、事務所検査官が同行して検査を実施する。

(4) 機密情報の取扱いに十分に注意する。

a. 検査官は、検査に必要なものとして事業者等から貸与を受けた資料については、当該検査が終了した時点で、原則として、事業者等に返却する。

b. 検査において作成し、又は取得した行政文書は、その取扱いを特別に定めたものでない限り、原子力規制委員会行政文書管理規則（原規総発第 120919003 号。以下「文書管理規則」という。）に従って保存・管理を行う。

c. 特定重大事故等対処施設及び核物質防護に関する資料については、その情報管理を徹底する。なお、現場においては閲覧のみとする。

(5) フリーアクセスにより収集が難しい情報及び場所へのアクセスは、事業者等に対して個別の対応を求めることができる。この際、過度な負担とならないように留意すること。

4.4 インタビュー

検査官は、関係者（事業者及び調達先の職員等）に対する質問（以下「インタビュー」という。）を実施することができる。この際、以下について留意すること。

(1) 検査官は、インタビューを実施することにより関係者の通常業務に支障が発生しないよう対応する。また、検査官は事業者及び調達先に対し、インタビューが通常業務に支障を来すと判断する場合は検査官に対してその旨を明確に伝えることを関係者に周知するよう伝える。

(2) 検査官は、インタビューを実施する際には、インタビューの意図を伝え、できる限り簡潔明瞭に対話する。対話時間が長時間に及びそうな場合には、作業や業務に支障を来さないかを関係者に確認する等の配慮をする。

4.5 サンプル数

(1) サンプル数の基本的な考え方

各検査運用ガイドには検査を行う対象設備等のサンプル数を示しているが、このサンプル数は原子力施設 1 施設が供用段階（施設定期検査期間を含む通常稼働状態）である標準的な値である。各原子力施設の具体的なサンプル数については、担当部門が前年度の総合的な評定を踏まえて検査計画を定める際に、各施設の状況及び当該施設を担当している事務所の意見も勘案して設定する。ただし、日常検査については、施設の状況変化に応じて合理的な理由があれば、担当監視部門と調整の上、事務所の所長の判断によりサンプル数を変更することができる。

(解説)

リスクインフォームド検査及びパフォーマンスベース検査の趣旨に照らして、建設段階、供用段階の長期停止中及び廃止措置段階の原子力施設については、各施設におけるリスク等の状況を考慮して、検査のサンプル数を増減することができる（4.8(3)参照）。そのため、毎年度、検査計画を定める際に、施設ごとのリスク等の状況に応じて、適用する検査運用ガイド及びそのサンプル数を決定する。

(3) 本庁の検査官のフリーアクセスについても、事務所の所属する検査官と同等のフリーアクセスができるよう、必要な事業者教育を受講するなどあらかじめ事業者等と調整する。本庁検査官のフリーアクセスが困難な場合には、事務所検査官が同行して検査を実施する。

(4) 機密情報の取扱いに十分に注意する。

a. 検査官は、検査に必要なものとして事業者等から貸与を受けた資料については、当該検査が終了した時点で、原則として、事業者等に返却する。

b. 検査において作成し、又は取得した行政文書は、その取扱いを特別に定めたものでない限り、原子力規制委員会行政文書管理規則（原規総発第 120919003 号。以下「文書管理規則」という。）に従って保存・管理を行う。

c. 特定重大事故等対処施設及び核物質防護に関する資料については、その情報管理を徹底する。なお、現場においては閲覧のみとする。

(5) フリーアクセスにより収集が難しい情報及び場所へのアクセスは、事業者等に対して個別に求めることができる。この際、過度な負担とならないように留意すること。

4.4 インタビュー

検査官は、関係者（事業者及び調達先の職員等）に対する質問（以下「インタビュー」という。）を実施することができる。この際、以下について留意すること。

(1) 検査官は、インタビューを実施することにより関係者の通常業務に支障が発生しないよう対応する。また、検査官は事業者及び調達先に対し、インタビューが通常業務に支障を来すと判断する場合は検査官に対してその旨を明確に伝えることを関係者に周知するよう伝える。

(2) 検査官は、インタビューを実施する際には、インタビューの意図を伝え、できる限り簡潔明瞭に対話する。対話時間が長時間に及びそうな場合には、作業や業務に支障を来さないかを関係者に確認する等の配慮をする。

4.5 サンプル数

(1) サンプル数の基本的な考え方

各検査運用ガイドには検査を行う対象設備等のサンプル数を示しているが、このサンプル数は原子力施設 1 施設が供用段階（施設定期検査期間を含む通常稼働状態）である標準的な値である。各原子力施設の具体的なサンプル数については、担当部門が前年度の総合的な評定を踏まえて検査計画を定める際に、各施設の状況及び当該施設を担当している事務所の意見も勘案して設定する。ただし、日常検査については、施設の状況変化に応じて合理的な理由があれば、担当監視部門と調整の上、事務所の所長の判断によりサンプル数を変更することができる。

核物質防護に係る検査のサンプル数については、同様に核セキュリティ部門が設定する。

(解説)

リスクインフォームド検査及びパフォーマンスベース検査の趣旨に照らして、建設段階、供用段階の長期停止中及び廃止措置段階の原子力施設については、各施設におけるリスク等の状況を考慮して、検査のサンプル数を増減することができる（4.8(3)参照）。そのため、毎年度、検査計画を定める際に、施設ごとのリスク等の状況に応じて、適用する検査運用ガイド及びそのサンプル数を決定する。

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化（担当部門に核セキュリティ部門を含めた）

なお、当初予定していた検査対象となる事業者等の安全活動がなくなった場合には、担当部門が設定した検査を取りやめる又はサンプル数を低減することができる。

なお、当初予定していた検査対象となる事業者等の安全活動がなくなった場合には、担当部門が設定した検査を取りやめる又はサンプル数を低減することができる。

(2) サンプルの数え方

サンプルの数え方は各検査運用ガイドに従うが、以下のような数え方でもよい。

(例1) 通常のカウント

検査対象として非常用ディーゼル発電機（以下「D/G」という。）及び高圧注入ポンプの2つを選定したとする。この場合、サンプル数は2とカウントする。

また、ひとつの検査対象について、異なるエリアを選定した場合、エリアの数をサンプル数とすることができる。

(例2) 異なる視点でのカウント

異なる視点（異なる検査運用ガイド）で同じ設備・機器等を検査した場合、視点の数をサンプル数とすることができる。つまり、D/Gについて以下のような異なる視点で検査を実施した場合、サンプル数は2とカウントしてもよい。

- a. D/G のメンテナンス手順書が変更されていることから、「BM0110 作業管理」の検査運用ガイドを用いて、その妥当性を評価した。
- b. 他の設備・機器等でメンテナンス後の復旧忘れが確認されたため、「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」の検査運用ガイドを用いて、D/G のメンテナンス後の復旧状況について確認した。

(例3) 異なる区域でのカウント

火災防護の検査対象として、複数の区域の消火設備を検査した場合、その区域の数をサンプル数とカウントしてもよい。

核物質防護に係る基本検査では、事業者の全体的な活動を検査することから、サンプル数は施設単位ではなく、事業所単位での対象とする。

(2) サンプルの数え方

サンプルの数え方は各検査運用ガイドに従うが、以下のような数え方でもよい。

(例1) 通常のカウント

検査対象として非常用ディーゼル発電機（以下「D/G」という。）及び高圧注入ポンプの2つを選定したとする。この場合、サンプル数は2とカウントする。

また、ひとつの検査対象について、異なるエリアを選定した場合、エリアの数をサンプル数とすることができる。

(例2) 異なる視点でのカウント

異なる視点（異なる検査運用ガイド）で同じ設備・機器等を検査した場合、視点の数をサンプル数とすることができる。つまり、D/Gについて以下のような異なる視点で検査を実施した場合、サンプル数は2とカウントしてもよい。

- c. D/G のメンテナンス手順書が変更されていることから、「BM0110 作業管理」の検査運用ガイドを用いて、その妥当性を評価した。
- d. 他の設備・機器等でメンテナンス後の復旧忘れが確認されたため、「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」の検査運用ガイドを用いて、D/G のメンテナンス後の復旧状況について確認した。

(例3) 異なる区域でのカウント

火災防護の検査対象として、複数の区域の消火設備を検査した場合、その区域の数をサンプル数とカウントしてもよい。

核物質防護に係る基本検査では、事業者の全体的な活動を検査することから、サンプル数は施設単位ではなく、事業所単位での対象とする。

4.6 気付き事項の評価

検査を実施した検査官は、原子力安全に係る検査で確認された気付き事項については、スクリーニングを実施し、「緑」（核燃料施設等にあっては、「追加対応なし」）又は深刻度評価 SL IV以下（軽微を含む。）までの評価を実施し、各担当部門（核セキュリティ部門を除く）に報告する。評価に迷う場合、各検査官は、適宜、検査監督総括課検査評価室と相談することができる。各担当部門は、検査監督総括課と調整後、評価結果の最終判断を行う。

核物質防護に係る検査で確認された気付き事項については、核セキュリティ部門がスクリーニング及び評価を実施する。

なお、スクリーニングの具体的な手法については、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」を参照のこと。

(削る)

4.6 気付き事項の評価

(1) 実用発電用原子炉施設

検査を実施した検査官は、検査で確認された気付き事項に対するスクリーニングを実施し、「緑」又は深刻度IV以下（軽微を含む。）までの評価を実施し、各担当部門に報告する。評価に迷う場合、各検査官は、適宜、検査監督総括課検査評価室と相談することができる。各担当部門は、検査監督総括課と調整後、評価結果の最終判断を行う。

核物質防護に係る検査で確認された気付き事項については、核セキュリティ部門がスクリーニング及び評価を実施する。

なお、スクリーニングの具体的な手法については、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」を参照のこと。

(2) 核燃料施設等

検査を実施した検査官は、検査で確認された気付き事項に対するスクリーニングを実施し、「追加対応なし」又は深刻度IV以下（軽微を含む。）までの評価を実施し、各担当部門に報告する。評価内容の判断については、実用発電用原子炉施設と同様である。

記載の適正化（内容が共通のため(1)(2)を統合、核セキュリティ部門を担当部門に含めたことによる適正化）

核物質防護に係る検査で確認された気付き事項については、核セキュリティ部門がスクリーニング及び評価を実施する。

なお、スクリーニングの具体的な手法については、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」を参照のこと。

(解説)

検査を実施した検査官は、検査気付き事項を特定した場合、事務所長又はチーム長と相談しつつ、責任を持って評価を行わなければならない。検査官は、評価の際にどのような情報が必要になるかを理解することにより、検査の際に適切に情報を収集することができる。例えば、原子力安全に係る設備が故障した場合、重要度評価ではその設備の安全機能が維持されていたかどうかや、故障がいつ発生し、安全機能がどの程度の期間劣化又は喪失していたかが重要な情報である。

また、検査官は、原子力安全又は核物質防護上の検査指摘事項になる可能性がある検査気付き事項を特定した場合には、速やかに事務所長又はチーム長と共有し、事務所長又はチーム長は速やかに担当部門の管理職とも共有する。

なお、当該気付き事項の情報収集や評価を優先して実施することによって、他の担当業務の実施が困難となる場合には、事務所及び本庁において業務分担見直しや追加要員の配分など必要な対応を行わなければならない。

(解説)

検査を実施した検査官は、検査気付き事項を特定した場合、事務所長又はチーム長と相談しつつ、責任を持って評価を行わなければならない。検査官は、評価の際にどのような情報が必要になるかを理解することにより、検査の際に適切に情報を収集することができる。例えば、原子力安全に係る設備が故障した場合、重要度評価ではその設備の安全機能が維持されていたかどうかや、故障がいつ発生し、安全機能がどの程度の期間劣化又は喪失していたかが重要な情報である。

また、検査官は、原子力安全又は核物質防護上の検査指摘事項になる可能性がある検査気付き事項を特定した場合には、速やかに事務所長又はチーム長と共有し、事務所長又はチーム長は速やかに担当部門の管理職とも共有する。

なお、当該気付き事項の情報収集や評価を優先して実施することによって、他の担当業務の実施が困難となる場合には、事務所及び本庁において業務分担見直しや追加要員の配分など必要な対応を行わなければならない。

4.7 会議の開催

検査の実施に当たり、以下の会議を開催する。

(1) 開始会議

チーム検査においては、事業者等と開始会議を実施し、検査目的、検査予定等を説明する。
日常検査については、通年実施するため、開始会議を実施せずに検査を行うものとする。

(2) 締めくくり会議

検査運用ガイドの単位、検査の一定期間等の終了時又は終了後においては、事業者等と締めくくり会議を行い、検査結果、特に検査指摘事項に関する事実関係と検査官の認識を説明する。その際、必要に応じて事業者等の意見を確認する。

4.7 会議の開催

検査の実施に当たり、以下の会議を開催する。

(1) 開始会議

チーム検査においては、事業者等と開始会議を実施し、検査目的、検査予定等を説明する。
日常検査については、事前に検査予定を事業者等に通知しないで通年実施するため、開始会議を実施せずに検査を行うものとする。

(2) 締めくくり会議

検査運用ガイドの単位、検査の一定期間等の終了時又は終了後においては、事業者等と締めくくり会議を行い、検査結果、特に検査指摘事項に関する事実関係と検査官の認識を説明する。その際、必要に応じて事業者等の意見を確認する。

(解説1)

チーム検査については、指摘事項に係る事実確認等が終了し、予定された期間の検査が終了した時点で、締めくくり会議を行う。なお、事実確認が終了しておらず、検査指摘事項となるかどうかの評価ができない事案がある場合であっても、一旦締めくくり会議を開催し、その旨を事業者等に伝え、当該事案については継続して検査を行う。

日常検査については、検査の一定期間等の終了時として各四半期の終了時期を示しており、各四半期の翌月10日までを目途に締めくくり会議を行う。なお、事実確認が終了しておらず、検査指摘事項となるかどうかの評価ができない事案がある場合は、締めくくり会議でその旨を事業者等に伝え、当該事案については、次の四半期に引き続き確認活動を行う。

締めくくり会議は、必要であれば、四半期の途中や特定の検査運用ガイドによる検査が終了した時点で

(解説1)

チーム検査については、指摘事項に係る事実確認等が終了し、予定された期間の検査が終了した時点で、締めくくり会議を行う。なお、事実確認が終了しておらず、検査指摘事項となるかどうかの評価ができない事案がある場合であっても、一旦締めくくり会議を開催し、その旨を事業者等に伝え、当該事案については継続して検査を行う。

日常検査については、検査の一定期間等の終了時として各四半期の終了時期を示しており、各四半期の翌月10日までを目途に締めくくり会議を行う。なお、事実確認が終了しておらず、検査指摘事項となるかどうかの評価ができない事案がある場合は、締めくくり会議でその旨を事業者等に伝え、当該事案については、次の四半期に引き続き確認活動を行う。

締めくくり会議は、必要であれば、四半期の途中や特定の検査運用ガイドによる検査が終了した時点で

記載の適正化

も実施できる。

も実施できる。

(解説2)
締めくり会議時に、例えば、検査指摘事項に対する新たな事実関係の有無、指摘事項に対する是正活動などについて、必要に応じて事業者等の意見を確認する。是正活動などの情報は、その後の検査に適宜活用する。

(解説2)
締めくり会議時に、例えば、検査指摘事項に対する新たな事実関係の有無、指摘事項に対する是正活動などについて、必要に応じて事業者等の意見を確認する。是正活動などの情報は、その後の検査に適宜活用する。

4.8 検査実施者、検査実施人数及び検査時間

4.8 検査実施者、検査実施人数及び検査時間

(1) 検査実施者

(1) 検査実施者

検査は、検査官の資格を有する原子力規制庁職員が実施する。チーム検査のチーム長は、原則として当該検査の専門性を有した中級以上の検査官資格を有する検査官が務める。検査官の資格を有しない者は、検査官の補助として、専門知識の提供、検査現場の立会いなどの検査活動の支援を行うことができる。

検査は、検査官の資格を有する原子力規制庁職員が実施する。チーム検査のチーム長は、原則として当該検査の専門性を有した中級以上の検査官資格を有する検査官が務める。検査官の資格を有しない者は、検査官の補助を行う。なお、検査資格を有していない原子力規制庁職員であっても、検査に有効な専門知識を有した者であれば、情報提供や検査現場の立会いなどの検査活動の支援をすることができる。

(2) 検査実施人数

(2) 検査実施人数

責任及び権限の明確化を図り規制資源を有効活用するため、検査は原子力施設ごと又は検査運用ガイドごとに担当を決め、必要最低限の人数で実施する。検査内容に応じた担当決めは、日常検査では事務所の統括原子力運転検査官が、チーム検査ではチーム長がそれぞれ行う。

責任及び権限の明確化を図り規制資源を有効活用するため、検査は原子力施設ごと又は検査運用ガイドごとに担当を決め、必要最低限の人数で実施する。検査内容に応じた担当決めは、日常検査では事務所の統括原子力運転検査官が、チーム検査ではチーム長がそれぞれ行う。

なお、ツーマンルールが定められている原子力施設における現場確認については、事業者の内規に従い現場に立ち入ること。

なお、ツーマンルールが定められている原子力施設における現場確認については、2人以上で現場に立ち入ること。

(解説)
一人で検査できるものとして、会議の傍聴、中央制御室の巡視及び立会い（臨界操作、並列操作等を含む）、現場巡視等がある。

(解説)
一人で検査できるものとして、会議の傍聴、中央制御室の巡視及び立会い（臨界操作、並列操作等を含む）、現場巡視等がある。

(3) 検査時間

(3) 検査時間

検査時間については、人時で考える。検査官Aが3時間検査を実施した場合、検査時間は3時間となる。検査官Aと検査官Bの2人体制で1つの検査を3時間で実施した場合は、検査時間は6時間となる。

検査時間については、人時で考える。検査官Aが3時間検査を実施した場合、検査時間は3時間となる。検査官Aと検査官Bが協議して3時間で1つの検査を実施した場合は、検査時間は6時間となる。

基本検査運用ガイドにある「検査要件まとめ表」に記載されている検査時間は、供用段階にある原子力施設において行う検査時間の目安である。建設及び廃止措置段階の原子力施設については、事業者等の安全活動や原子力施設の状態に応じて柔軟に実施するが、供用段階の実用発電用原子炉施設におけるサンプル数又は検査時間に表1の係数を乗じたものを目安とする。（サンプル数が1以下になる場合のみ、検査時間に係数を乗じる。）

基本検査運用ガイドにある「検査要件まとめ表」に記載されている検査時間は、供用段階にある原子力施設において行う検査時間の目安である。建設及び廃止措置段階の原子力施設については、事業者等の安全活動や原子力施設の状態に応じて柔軟に実施するが、供用段階の実用発電用原子炉施設におけるサンプル数又は検査時間に表1の係数を乗じたものを目安とする。（サンプル数が1以下になる場合のみ、検査時間に係数を乗じる。）

表1 建設及び廃止措置段階の施設の検査量目安

表1 建設及び廃止措置段階の施設の検査量目安

	建設段階	廃止措置段階		
	その年度において核燃料物質／使用済燃料／核燃料物質等の	廃止措置計画認可の次の年度以降		
		全ての核燃料物質を原子炉から	全ての核燃料物質を工場又は事	全ての核燃料物質を工場又は事

	建設段階	廃止措置段階		
	その年度において核燃料物質／使用済燃料／核燃料物質等の	廃止措置計画認可の次の年度以降		
		全ての核燃料物質を原子炉から	全ての核燃料物質を工場又は事	全ての核燃料物質を工場又は事

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

		取扱いを開始しないもの	取り出した年度まで	業所から搬出した年度まで	業所から搬出した次の年度以降
実用炉		0.04	—	0.35	0.07
研開炉		0.04	0.7	0.35	0.07
試験炉	熱出力 500kw以上※1	0.02	0.5	0.25	0.05
	熱出力 500kw以上※2	0.008	0.2	0.1	0.02
	熱出力 500kw未満	0.004	0.05		0.01
再処理		0.04	1.0 (特定廃液の固型化等を 終了した年度まで)	0.1 (特定廃液の固型化等を 終了した次の年度以降)	
加工	MOX	0.03			
	ウラン	0.02			
貯蔵		0.004	0.01		
管理		0.004	0.01		
埋設	坑道の閉鎖措置 を伴わないもの (2種ピット処分 施設及びトレン チ処分施設)	0.002	0.05 (覆土終了確認をした年度 まで)	0.005 (覆土終了確認をした次 の年度以降)	
	使用(令第41条該当)	0.002	0.005		

※1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

5 検査報告書の作成

検査報告書の作成については、別に定める「GI0002 原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド」に従って実施する。

6 深刻度の評価及び規制措置の立案

検査指摘事項等に対する深刻度の評価及び規制措置の立案については、別に定める「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に従って実施する。

7 検査結果の取りまとめ

検査結果については、四半期ごとに取りまとめ検査報告書を作成し、以下のとおり原子力規制委員会に報告等を行うとともに、検査報告書及び検査指摘事項の一覧を原子力規制委員会のホームページにおいて公表する(核物質防護に係る検査結果については非公表とし、核物質防護に係る検査指摘事項の一覧については概要のみ公表する。)。

		取扱いを開始しないもの	取り出した年度まで	業所から搬出した年度まで	業所から搬出した次の年度以降
実用炉		0.04	—	0.35	0.07
研開炉		0.04	0.7	0.35	0.07
試験炉	熱出力 500kw以上※1	0.02	0.5	0.25	0.05
	熱出力 500kw以上※2	0.008	0.2	0.1	0.02
	熱出力 500kw未満	0.004	0.05		0.01
再処理		0.04	1.0 (特定廃液の固型化等を 終了した年度まで)	0.1 (特定廃液の固型化等を 終了した次の年度以降)	
加工	MOX	0.03			
	ウラン	0.02			
貯蔵		0.004	0.01		
管理		0.004	0.01		
埋設	坑道の閉鎖措置 を伴わないもの (2種ピット処分 施設及びトレン チ処分施設)	0.002	0.05 (覆土終了確認をした年度 まで)	0.005 (覆土終了確認をした次 の年度以降)	
	使用(令第41条該当)	0.002	0.005		

※1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

5 検査報告書の作成

検査報告書の作成については、別に定める「GI0002 原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド」に従って実施する。

6 深刻度の評価及び規制措置の立案

検査指摘事項等に対する深刻度の評価及び規制措置の立案については、別に定める「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に従って実施する。

7 検査結果の取りまとめ

検査結果については、四半期ごとに取りまとめ検査報告書を作成し、以下のとおり原子力規制委員会に報告等を行うとともに、検査報告書及び検査指摘事項の一覧を原子力規制委員会のホームページにおいて公表する(核物質防護に係る検査結果については非公表とする。)。

記載の適正化

7.1 基本検査結果の報告等

担当部門は、基本検査の結果を四半期ごとに取りまとめる。検査報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き原子力規制委員会のホームページにおいて公表する。当該申出と併せて基本検査の検査報告書を原子力規制委員会に報告するとともに、発電所長、事業所長等に通知し、原子力規制委員会のホームページにおいて公表する。これらの報告、通知及び公表は、原則、報告対象の四半期が終了してから2か月以内に行う。

7.2 原子力規制委員会での決定

担当部門は、重要度評価・規制措置会合（SERP）において「白」以上の重要度（核燃料施設等においては、「追加対応あり」）又はレベルIV（通知あり）以上の深刻度と評価した検査指摘事項があった場合、その内容を速やかに原子力規制委員会に諮る。

7.3 被規制者向け情報通知文書

検査で得られた情報のうち、担当部門が事業者に周知する必要があると判断した情報（被規制者等に対して作為及び不作為を要請するものを除く）は、「被規制者向け情報通知文書」発出要領（原規規発第2203017号令和4年3月1日原子力規制庁長官決定）に基づき、当該情報を文書で発出する。

付録1 用語の定義

(1) パフォーマンスベース検査

事業者等の安全活動が「どのように（How）」行われているかではなく、安全活動の結果「何を（What）」得たか、実際に「何が（What）」発生しているかを確認する検査のこと。「規定されたルールや手順に従っているか」よりも、「実際の活動が、本来あるべきもので適正であるか」に着眼する。「本来あるべきもの」とは、規制要求を満たしていることに加え、事業者が自ら設定した基準や管理目標を満たしていることも含む。また、「どのように（How）」については、規制者として重点を置かず、事業者等は自らの責任のもとに安全活動を柔軟に行うことができる。

（解説）
原子力安全を守ることは事業者等の一義的責任であることから、その安全活動における具体的なプロセスは事業者等が検討し、規制側はその安全活動が総体として適切になされていたかに着目して検査を行う。
具体的には、検査官は、設備・機器が実際に機能するかどうかや現場の職員等が適切に活動しているかどうかを現場で確認し、これらに劣化状態が確認された場合には、その直接的な原因となる事業者等の安全活動（パフォーマンス）の劣化を事業者が適切に特定し、是正しているかどうかを確認する。

(2) リスクインフォームド（Risk informed）検査

検査活動においてリスク情報を活用する検査のこと。リスク情報には、実用発電用原子炉施設に対して用いられる確率論的リスク評価のような定量的な情報のほか、従来から考慮されている安全上の重要度

7.1 基本検査結果の報告等

担当部門及び核セキュリティ部門は、基本検査の結果を四半期ごとに取りまとめる。検査報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き原子力規制委員会のホームページにおいて公表する。当該申出と併せて基本検査の検査報告書を原子力規制委員会に報告するとともに、発電所長、事業所長等に通知し、原子力規制委員会のホームページにおいて公表する。これらの報告、通知及び公表は、原則、報告対象の四半期が終了してから2か月以内に行う。

7.2 原子力規制委員会での決定

担当部門及び核セキュリティ部門は、重要度評価・規制措置会合（SERP）において「白」以上の重要度（核燃料施設等においては、「追加対応あり」）又はレベルIV（通知あり）以上の深刻度と評価した検査指摘事項があった場合、その内容を速やかに原子力規制委員会に諮る。

7.3 被規制者向け情報通知文書

検査で得られた情報のうち、担当部門及び核セキュリティ部門が事業者に周知する必要があると判断した情報（被規制者等に対して作為及び不作為を要請するものを除く）は、「被規制者向け情報通知文書」発出要領（原規規発第2203017号令和4年3月1日原子力規制庁長官決定）に基づき、当該情報を文書で発出する。

付録1 用語の定義

(1) パフォーマンスベース検査

事業者等の安全活動が「どのように（How）」行われているかではなく、安全活動の結果「何を（What）」得たか、実際に「何が（What）」発生しているかを確認する検査のこと。「何を（What）」及び「何が（What）」については、事業者等のパフォーマンスに基づく潜在的な事案も含まれる。また、「どのように（How）」については、規制者として重点を置かず、事業者等は自らの責任のもとに安全活動を柔軟に行うことができる。

（解説）
原子力安全を守ることは事業者等の一義的責任であることから、その安全活動における具体的なプロセスは事業者等が検討し、規制側はその安全活動が総体として適切になされていたかに着目して検査を行う。
具体的には、検査官は、設備・機器が実際に機能するかどうかや現場の職員等が適切に活動しているかどうかを現場で確認し、これらに劣化状態が確認された場合には、その直接的な原因となる事業者等の安全活動（パフォーマンス）の劣化を事業者が適切に特定し、是正しているかどうかを確認する。

(2) リスクインフォームド（Risk informed）検査

検査活動においてリスク情報を活用する検査のこと。リスク情報には、実用発電用原子炉施設に対して用いられる確率論的リスク評価のような定量的な情報のほか、従来から考慮されている安全上の重要度

記載の適正化（担当部門に核セキュリティ部門を含めた）

記載の適正化（最近の公開資料の内容を反映、旧記載内容はスクリーニングガイドに同様の記載があるため削除）

(重要度分類など)、運転経験及び不適合情報等の定性的な情報も含まれる。検査においてはリスクの高さも考慮して設備・機器等を検査対象としてサンプリングし、重点的に確認し、検査指摘事項の評価においてはリスク情報を考慮してその安全上の重要度を評価する。

(3) フリーアクセス

原子力規制活動の実施に必要な範囲において、原子力施設内の様々な場所への立入り、安全活動に係る文書等必要な情報の閲覧、事業者等の職員に対する質問等を行うことを意味する。ただし、事業者の安全上の内規を遵守するよう注意すること。

付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視

事務所に所属している検査官は、日常的に原子力施設等の状態を把握する必要があるため、以下の事項に留意して日常巡視を実施する。

(1) 巡視エリア

検査官は、リスク上重要なエリア又は安全関連の設備・機器が位置するエリアの巡視を最優先に行う。原子力施設の燃料取替停止中又はメンテナンス停止中には、通常アクセスできないエリアを巡視することができることから、その施設の状況に合わせて、巡視の頻度とその範囲を選定する。

また、検査官は、文書や記録により把握できない原子力施設の欠陥、応急措置又は一時的な変更についての確に把握するために、設備・機器の現場点検を実施する従業者に同行する場合がある。

(2) リスク情報の活用

検査官は、現行の原子力施設の系統構成に基づき、施設の状態を考慮して、どのようなシステムやどのような作業のリスクが高いかを理解するために、リスク情報を活用していく必要がある。

(3) 事業者等の会議体の傍聴

検査官は、事業者等の会議を必要に応じて傍聴する。これらの会議には、日々の作業計画についての打合せ、当直交代時の引継ぎ、緊急作業についての打合せ、保安運営委員会、発電所長等が行うマネジメントレビュー、CAP 会議等がある。

これらの会議を傍聴することによって、事業者等の活動に関する情報を効率的かつ効果的に入手することが可能である。会議体の傍聴に際しては、疑義等があっても会議中は発言せず、会議終了後に会議責任者等に確認すること。

(4) 核物質防護関連事項

検査官は、核物質防護措置の一環として設定された、区域境界に設置されている障壁等並びに区域及び施設の出入口の施錠等に異常がないかなど、核物質防護措置の維持状況についても日常巡視において確認し、核物質防護措置に影響する可能性があるものは核セキュリティ部門へ連絡し、確認を要請する。

また、核物質防護上の対策と原子力安全上の対策が相互に干渉するような状況が確認された場合、検査官は、担当監視部門又は核セキュリティ部門へ連絡し、確認を要請する。例えば、以下のような場合が考

(重要度分類など)、運転経験及び不適合情報等の定性的な情報も含まれる。検査においてはリスクの高さも考慮して設備・機器等を検査対象としてサンプリングし、重点的に確認し、検査指摘事項の評価においてはリスク情報を考慮してその安全上の重要度を評価する。

(3) フリーアクセス

原子力規制活動の実施に必要な範囲において、原子力施設内の様々な場所への立入り、安全活動に係る文書等必要な情報の閲覧、事業者等の職員に対する質問等を行うことを意味する。ただし、事業者の安全上の内規を遵守するよう注意すること。

付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視

事務所に所属している検査官は、検査業務のほかに、日常的に原子力施設等の状態を把握する必要があるため、以下の事項に留意して日常巡視を実施する。

(1) 巡視エリア

検査官は、リスク上重要なエリア又は安全関連の設備・機器が位置するエリアの巡視を最優先に行う。原子力施設の燃料取替停止中又はメンテナンス停止中には、通常アクセスできないエリアを巡視することができることから、その施設の状況に合わせて、巡視の頻度とその範囲を選定する。

また、検査官は、文書や記録により把握できない原子力施設の欠陥、応急措置又は一時的な変更についての確に把握するために、設備・機器の現場点検を実施する従業者に同行する場合がある。

(2) リスク情報の活用

検査官は、現行の原子力施設の系統構成に基づき、施設の状態を考慮して、どのようなシステムやどのような作業のリスクが高いかを理解するために、リスク情報を活用していく必要がある。

(3) 事業者等の会議体の傍聴

検査官は、事業者等の会議を必要に応じて傍聴する。これらの会議には、日々の作業計画についての打合せ、当直交代時の引継ぎ、緊急作業についての打合せ、保安運営委員会、発電所長等が行うマネジメントレビュー、CAP 会議等がある。

これらの会議を傍聴することによって、事業者等の活動に関する情報を効率的かつ効果的に入手することが可能である。会議体の傍聴に際しては、疑義等があっても会議中は発言せず、会議終了後に会議責任者等に確認すること。

(4) 核物質防護関連事項

検査官は、核物質防護措置の一環として設定された、区域境界に設置されている障壁等並びに区域及び施設の出入口の施錠等に異常がないかなど、核物質防護措置の維持状況についても日常巡視において確認し、核物質防護措置に影響する可能性があるものは核セキュリティ部門へ連絡し、確認を要請する。

また、核物質防護上の対策と原子力安全上の対策が相互に干渉するような状況が確認された場合、検査官は、担当監視部門又は核セキュリティ部門へ連絡し、確認を要請する。例えば、以下のような場合が考

運用の明確化（巡視も検査活動の一部）

<p>えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 核物質防護措置として実施した施錠、障壁の追加又はその他の措置によって、運転員が緊急時の運転操作手順書に記載されている措置が妨げられる場合 b. メンテナンス作業又は建設工事を行ったため、核物質防護措置として設置されている障壁や侵入検知装置の機能が妨げられる場合 c. 緊急時対応計画に影響を及ぼすサイト配置の変更、入退出ルートの変更又は保安手順書の変更が行われた場合 <p>(5) 注意事項</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 日常巡視において確認した気付き事項に対する調査が約 30 分を超えそうな場合、検査官は、その調査を<u>検査のサンプルとする</u>ことが望ましい。 b. 検査官は、検査に必要なものとして事業者等から貸与を受けた資料については、当該検査が終了した時点で、原則として、事業者等に返却する。 c. 検査において作成し、又は取得した行政文書は、その取扱いを特別に定めたものでない限り、文書管理規則に従って保存・管理を行う。 d. 特定重大事故等対処施設及び核物質防護に関する資料については、その情報管理を徹底する。なお、現場においては閲覧のみとする。 <p>付録 3 動作可能性の確認</p> <p>動作可能性（英語では、operability や functionality と表現されている。）とは、システム、補助システム、部品及び装置が、必要なときに設計上の機能要求を満足して動作することが可能であるかどうかを意味する。</p> <p>(1) 確認の目的</p> <p>事業者等が動作可能性の確認を行う目的は、原子力安全に影響を及ぼす構造物、系統及び機器（Structures, Systems and Components。以下「SSC」という。）の動作可能性を正しく把握し、遅滞なく適切な処置を行い、原子力施設の安全を確保することである。例えば、保安規定に定める運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）を逸脱しているにもかかわらず、適切な処置を実施せずに原子力施設を運転することは許容されない。</p> <p>(2) 確認対象</p> <p>検査官は、事業者等が実施する動作可能性の確認が適切かどうかについて監視を行う。監視の対象は、安全上重要な SSC を中心とする。</p> <p>また、これらの SSC に対する設計上の機能要求を満足する上で必要な動力、計装制御、冷却媒体、シール水、潤滑油、環境条件等の設計上の機能要求を満足して動作するための前提となる機能を提供する関連 SSC 及び条件についても確認の対象である。</p> <p>(3) 確認方法</p> <p>検査官は、原子力施設の状態に応じ、SSC の動作可能性が確認されていることを以下の点に留意しながら監視を行う。</p>	<p>えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 核物質防護措置として実施した施錠、障壁の追加又はその他の措置によって、運転員が緊急時の運転操作手順書に記載されている措置が妨げられる場合 b. メンテナンス作業又は建設工事を行ったため、核物質防護措置として設置されている障壁や侵入検知装置の機能が妨げられる場合 c. 緊急時対応計画に影響を及ぼすサイト配置の変更、入退出ルートの変更又は保安手順書の変更が行われた場合 <p>(5) 注意事項</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 日常巡視において確認した気付き事項に対する調査が約 30 分を超えそうな場検査官は、その調査を<u>検査として実施すること</u>が望ましい。 b. 検査官は、検査に必要なものとして事業者等から貸与を受けた資料については、当該検査が終了した時点で、原則として、事業者等に返却する。 c. 検査において作成し、又は取得した行政文書は、その取扱いを特別に定めたものでない限り、文書管理規則に従って保存・管理を行う。 d. 特定重大事故等対処施設及び核物質防護に関する資料については、その情報管理を徹底する。なお、現場においては閲覧のみとする。 <p>付録 3 動作可能性の確認</p> <p>動作可能性（英語では、operability や functionality と表現されている。）とは、システム、補助システム、部品及び装置が、必要なときに設計上の機能要求を満足して動作することが可能であるかどうかを意味する。</p> <p>(1) 確認の目的</p> <p>事業者等が動作可能性の確認を行う目的は、原子力安全に影響を及ぼす構造物、系統及び機器（Structures, Systems and Components。以下「SSC」という。）の動作可能性を正しく把握し、遅滞なく適切な処置を行い、原子力施設の安全を確保することである。例えば、保安規定に定める運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）を逸脱しているにもかかわらず、適切な処置を実施せずに原子力施設を運転することは許容されない。</p> <p>(2) 確認対象</p> <p>検査官は、事業者等が実施する動作可能性の確認が適切かどうかについて監視を行う。監視の対象は、安全上重要な SSC を中心とする。</p> <p>また、これらの SSC に対する設計上の機能要求を満足する上で必要な動力、計装制御、冷却媒体、シール水、潤滑油、環境条件等の設計上の機能要求を満足して動作するための前提となる機能を提供する関連 SSC 及び条件についても確認の対象である。</p> <p>(3) 確認方法</p> <p>検査官は、原子力施設の状態に応じ、SSC の動作可能性が確認されていることを以下の点に留意しながら監視を行う。</p>	<p>運用の明確化（巡視は検査活動の一部）</p>
--	---	---------------------------

- a. 動作可能性の監視においては、必要に応じ、許認可申請書、事業者等の技術資料、規格等を確認し、当該 SSC が設計上の機能要求を満足して動作するための条件を把握する。
- b. 動作可能性に関連する不適合が発生した場合、事業者等は事態収束などの初動対応を実施後、CAP 活動を行い、安全上の重要度を考慮して、あらかじめ定められた時間内に適切な活動内容にて是正処置等を実施しているかを確認する。
- c. メンテナンス等により SSC の安全機能が維持できない場合、事業者等の代替処置が適切に行われているかを確認する。
- d. 保安規定に記載されている LCO 逸脱条件等、動作可能性に係る許認可図書の記載を変更した際、変更内容が関係者に周知され理解されているかを確認する。
- e. 動作可能性が確認されない場合、LCO 逸脱に係る宣言が適切なタイミングで行われているかなど、事業者等による対応が適切に行われているかを確認する。
- f. 許容できない事前調整が実施されていないかを確認する（付録 4 参照）。

(4) 報告

検査官は、安全上重要な SSC の動作可能性が維持されていないと判断した場合（その可能性も含む。）は、直ちに担当監視部門に報告する。

付録 4 事前調整の妥当性確認

事前調整（英語では preconditioning と表現されている。）とは、安全上重要な SSC の定例試験等を実施する直前に、当該 SSC が試験でスムーズに動作することを確保するための作業であり、例えば DG 起動前にターニングを行うことや、ポンプ起動前にベント操作・ドレン操作等を実施することをいう。

(1) 確認の目的

事故・トラブル時において、安全上重要な SSC が許認可図書で定められている機能要求を満足すること、つまり動作可能性（付録 3 参照）を確実なものとするために事業者等が実施している事前調整について、その妥当性を確認する。

(2) 確認の対象

事業者等の保安規定で定められているサーベイランス試験、日本機械学会維持規格に基づく検査、重大事故等対応要員訓練等。

(3) 許容できる事前調整及び許容できない事前調整

a. 許容できる事前調整

- (a) 作業員の安全確保のための事前調整
- (b) 設備保護のための事前調整

ただし、上記(a)及び(b)については、動作可能性に影響がないことを事前に評価していること。

b. 許容できない事前調整

- (a) 合格基準を満足させるために実施する事前調整
- (b) 事前調整を実施しなかった場合に、合格基準を満足しないような事前調整

- g. 動作可能性の監視においては、必要に応じ、許認可申請書、事業者等の技術資料、規格等を確認し、当該 SSC が設計上の機能要求を満足して動作するための条件を把握する。
- h. 動作可能性に関連する不適合が発生した場合、事業者等は事態収束などの初動対応を実施後、CAP 活動を行い、安全上の重要度を考慮して、あらかじめ定められた時間内に適切な活動内容にて是正処置等を実施しているかを確認する。
- i. メンテナンス等により SSC の安全機能が維持できない場合、事業者等の代替処置が適切に行われているかを確認する。
- j. 保安規定に記載されている LCO 逸脱条件等、動作可能性に係る許認可図書の記載を変更した際、変更内容が関係者に周知され理解されているかを確認する。
- k. 動作可能性が確認されない場合、LCO 逸脱に係る宣言が適切なタイミングで行われているかなど、事業者等による対応が適切に行われているかを確認する。
- l. 許容できない事前調整が実施されていないかを確認する（付録 4 参照）。

(4) 報告

検査官は、安全上重要な SSC の動作可能性が維持されていないと判断した場合（その可能性も含む。）は、直ちに担当監視部門に報告する。

付録 4 事前調整の妥当性確認

事前調整（英語では preconditioning と表現されている。）とは、安全上重要な SSC の定例試験等を実施する直前に、当該 SSC が試験でスムーズに動作することを確保するための作業であり、例えば DG 起動前にターニングを行うことや、ポンプ起動前にベント操作・ドレン操作等を実施することをいう。

(1) 確認の目的

事故・トラブル時において、安全上重要な SSC が許認可図書で定められている機能要求を満足すること、つまり動作可能性（付録 3 参照）を確実なものとするために事業者等が実施している事前調整について、その妥当性を確認する。

(2) 確認の対象

事業者等の保安規定で定められているサーベイランス試験、日本機械学会維持規格に基づく検査、重大事故等対応要員訓練等。

(3) 許容できる事前調整及び許容できない事前調整

a. 許容できる事前調整

- (a) 作業員の安全確保のための事前調整
- (b) 設備保護のための事前調整

ただし、上記(a)及び(b)については、動作可能性に影響がないことを事前に評価していること。

b. 許容できない事前調整

- (a) 合格基準を満足させるために実施する事前調整
- (b) 事前調整を実施しなかった場合に、合格基準を満足しないような事前調整

- (c) SSC の状態変更を伴う事前調整
- (d) サーベイランス試験の直前に定期的に行われている事前調整

- (c) SSC の状態変更を伴う事前調整
- (d) サーベイランス試験の直前に定期的に行われている事前調整

(解説)

上述した許容できる事前調整の例として、蒸気タービン駆動のポンプについて、熱疲労の観点から設備保護のためサーベイランス前に蒸気によるウォーミングを行う事などが挙げられる。また、サーベイランスの直前ではなく、定期的に行っているオイラーへの給油やベント作業も挙げられる。

また、許容できない事前調整の例として、機器の起動までの時間が判定基準として設定されている系統について、その開閉時間も判定に含まれる電動弁などを事前に開（又は閉）操作しておくことなどが挙げられる。

(解説)

上述した許容できる事前調整の例として、蒸気タービン駆動のポンプについて、熱疲労の観点から設備保護のためサーベイランス前に蒸気によるウォーミングを行う事などが挙げられる。また、サーベイランスの直前ではなく、定期的に行っているオイラーへの給油やベント作業も挙げられる。

また、許容できない事前調整の例として、機器の起動までの時間が判定基準として設定されている系統について、その開閉時間も判定に含まれる電動弁などを事前に開（又は閉）操作しておくことなどが挙げられる。

また、分解点検等のメンテナンス直後に実施される試験が事前調整とみなせるような効果を有する段階での、保安規定で定められるサーベイランスを実施してはならない。

なお、許容できない事前調整を実施した場合には、SSC の運転実績等に影響し、運転実績をデータとして使用する PRA の計算結果にも影響する。

また、分解点検等のメンテナンス直後に実施される試験が事前調整とみなせるような効果を有する段階での、保安規定で定められるサーベイランスを実施してはならない。

なお、許容できない事前調整を実施した場合には、SSC の運転実績等に影響し、運転実績をデータとして使用する PRA の計算結果にも影響する。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①検査指摘事項に該当する可能性のある事案等について、速やかに委員長等への報告する手続を明確化（2.1 関係者の役割） ②締めくくり会議における会議形態の調整などの手続を明確化（4.7 会議の開催） ③サンプル数の数え方として、異なる視点でのカウントに加え、異なる区域でのカウントを例示として追加（4.5 サンプル数） ④チーム検査の計画において、同一の施設に対して関連する検査を連続して実施する場合などに、同一のチーム長及びチーム員となるように配慮することを明確化（3. 検査の計画） ⑤日常検査においてチーム検査に係る検査項目の一部または全部について検査を実施することができる運用を明確化（4.2 検査運用ガイド活用の考え方） ⑥フリーアクセスにおける機密情報の取扱いに関する注意事項について、日常巡視の注意事項と整合	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①検査指摘事項に該当する可能性のある事案等について、速やかに委員長等への報告する手続を明確化（2.1 関係者の役割） ②締めくくり会議における会議形態の調整などの手続を明確化（4.7 会議の開催） ③サンプル数の数え方として、異なる視点でのカウントに加え、異なる区域でのカウントを例示として追加（4.5 サンプル数） ④チーム検査の計画において、同一の施設に対して関連する検査を連続して実施する場合などに、同一のチーム長及びチーム員となるように配慮することを明確化（3. 検査の計画） ⑤日常検査においてチーム検査に係る検査項目の一部または全部について検査を実施することができる運用を明確化（4.2 検査運用ガイド活用の考え方） ⑥フリーアクセスにおける機密情報の取扱いに関する注意事項について、日常巡視の注意事項と整合	

		<p>(4.3 フリーアクセス)</p> <p>⑦検査監督総括課による検査官会議や資格制度の運用を明確化 (2.1 関係者の役割)</p> <p>⑧事務所からの報告のうち検査の実施状況 (特に検査気付き事項) について、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内に共有する運用を明確化 (2.1 関係者の役割)</p> <p>⑨事務所の役割として、チーム検査や日常巡視において核物質防護に関する事項も含め、核セキュリティ部門と連携する運用を明確化 (2.1 関係者の役割、付録2)</p> <p>○記載の適正化</p>			<p>(4.3 フリーアクセス)</p> <p>⑦検査監督総括課による検査官会議や資格制度の運用を明確化 (2.1 関係者の役割)</p> <p>⑧事務所からの報告のうち検査の実施状況 (特に検査気付き事項) について、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内に共有する運用を明確化 (2.1 関係者の役割)</p> <p>⑨事務所の役割として、チーム検査や日常巡視において核物質防護に関する事項も含め、核セキュリティ部門と連携する運用を明確化 (2.1 関係者の役割、付録2)</p> <p>○記載の適正化</p>		
2	2021/07/21	<p>○運用の明確化</p> <p>①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化 (7.1 基本検査結果の報告等)</p> <p>②核物質防護に関する資料の情報管理について、注意事項に明記 (4.3 フリーアクセス、付録1)</p> <p>○記載の適正化</p>		2	2021/07/21	<p>○運用の明確化</p> <p>①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化 (7.1 基本検査結果の報告等)</p> <p>②核物質防護に関する資料の情報管理について、注意事項に明記 (4.3 フリーアクセス、付録1)</p> <p>○記載の適正化</p>	
3	2022/06/16	<p>○運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力検査官の身分証明書の携帯及び発行管理等について運用の明確化 (2.1 関係者の役割) 労働基準監督署と原子力規制事務所の連携を追加 (2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度) 核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の名称を「指摘事項 (追加対応なし/あり)」から「追加対応なし/あり」へ変更 (図2ほか) 検査計画の策定時における事務所の関与について運用の明確化 (4.5 サンプル数) 検査報告書の案について事業者からの意見を聴取する手続を追加したことを踏まえ、検査報告書の報告等の時期を四半期終了後「1か月以内」から「2か月以内」に見直し (7.1 基本検査結果の報告等) 「被規制者向け情報通知文書」発出要領の施行に伴う運用の追加 (7.3 被規制者向け情報通知文書) <p>○記載の適正化</p>		3	2022/06/16	<p>○運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力検査官の身分証明書の携帯及び発行管理等について運用の明確化 (2.1 関係者の役割) 労働基準監督署と原子力規制事務所の連携を追加 (2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度) 核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の名称を「指摘事項 (追加対応なし/あり)」から「追加対応なし/あり」へ変更 (図2ほか) 検査計画の策定時における事務所の関与について運用の明確化 (4.5 サンプル数) 検査報告書の案について事業者からの意見を聴取する手続を追加したことを踏まえ、検査報告書の報告等の時期を四半期終了後「1か月以内」から「2か月以内」に見直し (7.1 基本検査結果の報告等) 「被規制者向け情報通知文書」発出要領の施行に伴う運用の追加 (7.3 被規制者向け情報通知文書) <p>○記載の適正化</p>	
4	(改正日)	<p>○身分証発行業務の見直しに伴う修正 (2 検査の概要)</p> <p>○検査制度に関する意見交換会合における事業者意見の反映 (チーム検査の予定調整) (3 検査の計画)</p> <p>○運用の明確化</p> <p>・事業者との適切なコミュニケーションに関する注意事</p>					

		<p><u>項の明記（2 検査の概要）</u> ・<u>巡視も検査活動の一部であることを踏まえた修正（付録2）</u> <u>○記載の適正化</u></p>			
--	--	--	--	--	--

原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p data-bbox="249 730 1193 768">原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド</p> <p data-bbox="629 821 813 858">(GI0002_r<u>4</u>)</p> <p data-bbox="596 1251 845 1388">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p data-bbox="649 1488 792 1564">目次 (略)</p> <p data-bbox="100 1625 210 1701">1 目的 (略)</p> <p data-bbox="100 1759 270 1835">2 適用範囲 (略)</p> <p data-bbox="100 1894 373 1969">3 検査計画及び実施 (略)</p>	<p data-bbox="1519 730 2463 768">原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド</p> <p data-bbox="1899 821 2083 858">(GI0002_r<u>3</u>)</p> <p data-bbox="1872 1251 2122 1388">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p data-bbox="1926 1488 2068 1564">目次 (略)</p> <p data-bbox="1374 1625 1484 1701">1 目的 (略)</p> <p data-bbox="1374 1759 1543 1835">2 適用範囲 (略)</p> <p data-bbox="1374 1894 1647 1969">3 検査計画及び実施 (略)</p>	<p data-bbox="2644 800 2828 837">改正に伴う修正</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>4 検査報告 (略)</p> <p>5 その他</p> <p>5.1 第三者機関等報告書の取扱い 検査において第三者機関等報告書を確認した場合は、その内容のみを根拠とした検査結果とはしない。</p> <p>5.2 図表、写真等 図表、写真等を含めることにより、そうでない場合と比較して、状況の説明を短くすることができたり、複雑な状態の説明が容易になったりする場合は、報告書に使用してもよい。</p> <p>5.3 報告書の公表 本庁担当部門は、検査指摘事項が「緑」（核燃料施設等の場合は「追加対応なし」）又は深刻度が「SLIV（通知なし）」である場合は、当該案件の概要を含めて四半期における原子力規制検査等の実施結果として原子力規制委員会に報告し、その後、報告書を事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。 なお、報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。 核物質防護に係る報告書は、「核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報」を含むため、非公開とする。 ホームページ掲載を行うに際して、報告書の内容に事業者の不開示情報が記載されていないことを十分に確認する。</p> <p>5.4 報告書に使用するフォント等 報告書に使用するフォント等は以下のとおりとする。なお、フォントは原則全角とするが、アラビア数字が2文字以上の場合は半角を用いる。また、ガイド番号のアルファベットについては半角を用いる。<u>日付の年月日表記は前述のとおりであり、「/」や「.」で区切ったものは全て半角表記とする（例：令和3年12月8日、R3/12/8、R3.12.8）。</u> 和文フォント：「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイント 欧文フォント：「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイント 数字フォント：「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイント 用紙：A4用紙、縦方向 句読点：「。」 「、」 マージン：上端 30mm／下端 30mm／左端 26mm／右端 26mm</p> <p>○改正履歴</p>	<p>4 検査報告 (略)</p> <p>5 その他</p> <p>5.1 第三者機関等報告書の取扱い 検査において第三者機関等報告書を確認した場合は、その内容のみを根拠とした検査結果とはしない。</p> <p>5.2 図表、写真等 図表、写真等を含めることにより、そうでない場合と比較して、状況の説明を短くすることができたり、複雑な状態の説明が容易になったりする場合は、報告書に使用してもよい。</p> <p>5.3 報告書の公表 本庁担当部門は、検査指摘事項が「緑」（核燃料施設等の場合は「追加対応なし」）又は深刻度が「SLIV（通知なし）」である場合は、当該案件の概要を含めて四半期における原子力規制検査等の実施結果として原子力規制委員会に報告し、その後、報告書を事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。 なお、報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。 核物質防護に係る報告書は、「核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報」を含むため、非公開とする。 ホームページ掲載を行うに際して、報告書の内容に事業者の不開示情報が記載されていないことを十分に確認する。</p> <p>5.4 報告書に使用するフォント等 報告書に使用するフォント等は以下のとおりとする。なお、フォントは原則全角とするが、アラビア数字が2文字以上の場合は半角を用いる。また、ガイド番号のアルファベットについては半角を用いる。<u>。</u> 和文フォント：「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイント 欧文フォント：「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイント 数字フォント：「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイント 用紙：A4用紙、縦方向 句読点：「。」 「、」 マージン：上端 30mm／下端 30mm／左端 26mm／右端 26mm</p> <p>○改正履歴</p>	<p>運用の明確化（半角、全角の使い分け）</p>

改正後				改正前				改正理由
改正	改正日	改正の概要	備考	改正	改正日	改正の概要	備考	
0	2020/04/01	施行		0	2020/04/01	施行		
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①ガイド名を「報告作成」から「報告書作成」に修正 ②報告書記載要領を明確にするためガイドの構成を見直し（4. 検査報告、5. その他、別添2、別添3） ○記載の適正化		1	2021/04/21	○運用の明確化 ①ガイド名を「報告作成」から「報告書作成」に修正 ②報告書記載要領を明確にするためガイドの構成を見直し（4. 検査報告、5. その他、別添2、別添3） ○記載の適正化		
2	2021/07/21	○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（5.3 報告書の公表） ②検査継続案件として報告書に記載する事案の対象を明確化（別添2、別添3） ○記載の適正化		2	2021/07/21	○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（5.3 報告書の公表） ②検査継続案件として報告書に記載する事案の対象を明確化（別添2、別添3） ○記載の適正化		
3	2022/06/16	○運用の明確化 ・核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の名称を「指摘事項（追加対応なし／あり）」から「追加対応なし／あり」へ変更（3.3 検査の実施 ほか） ・検査指摘事項を誰が発見したか明記するなど、報告書の記載内容を適正化かつ統一感のあるものとするため報告書作成要領等の見直し（別添2：原子力規制検査報告書様式、別添3：原子力規制検査報告書記載要領、別添4：原子力規制検査報告書作成時チェックシート） ・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について報告書作成要領の見直し（別添2 原子力規制検査報告書様式、別添3 原子力規制検査報告書記載要領） ○記載の適正化		3	2022/06/16	○運用の明確化 ・核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の名称を「指摘事項（追加対応なし／あり）」から「追加対応なし／あり」へ変更（3.3 検査の実施 ほか） ・検査指摘事項を誰が発見したか明記するなど、報告書の記載内容を適正化かつ統一感のあるものとするため報告書作成要領等の見直し（別添2：原子力規制検査報告書様式、別添3：原子力規制検査報告書記載要領、別添4：原子力規制検査報告書作成時チェックシート） ・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について報告書作成要領の見直し（別添2 原子力規制検査報告書様式、別添3 原子力規制検査報告書記載要領） ○記載の適正化		
<u>4</u>	<u>(改正日)</u>	○運用の明確化 ・半角、全角の使い分けの補足を追記 ・表紙の記載方法についての補足を追記 ○記載の適正化						
(別添1) (略)				(別添1) (略)				

改正後	改正前	改正理由
<p>(別添2)</p> <p>〇〇株式会社□〇〇発電所 令和〇〇年度(第〇四半期) 原子力規制検査報告書 (原子力施設安全及び放射線安全に係る基本検査)</p> <p>令和〇〇年〇〇月 原子力規制委員会</p>	<p>(別添2)</p> <p>〇〇株式会社□〇〇発電所 令和〇〇年度(第〇四半期) 原子力規制検査報告書 (原子力施設安全及び放射線安全に係る基本検査)</p> <p>令和〇〇年〇〇月 原子力規制委員会</p>	<p>記載の適正化</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>4. 検査内容 (略)</p> <p>5. 確認資料 (略)</p> <p>別添1 検査指摘事項等の詳細 (略)</p> <p>別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細 (略)</p>	<p>4. 検査内容 (略)</p> <p>5. 確認資料 (略)</p> <p>別添1 検査指摘事項等の詳細 (略)</p> <p>別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細 (略)</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>(別添3)</p> <p>〇〇株式会社¹〇〇発電所² 令和〇年度(第〇四半期) 原子力規制検査報告書 (原子力施設安全及び放射線安全に係る基本検査)³</p> <p>令和〇年〇月 原子力規制委員会</p> <p>----- <u>1 法人名と事業所(施設)名の間は一字空ける。</u> 2 使用者の検査を実施した場合には<u>使用者名と事業所(施設)名</u>を記載する。<u>他の原子力施設等における非該当使用者等の施設の検査を実施した場合には括弧書きで非該当使用施設の検査報告書であることを明記する。</u> 3 表紙に使用するフォントは「MS UI Gothic」標準20.0ポイント(ただし、本箇所のみ16.0ポイント)とする。</p>	<p>(別添3)</p> <p>〇〇株式会社¹〇〇発電所² 令和〇年度(第〇四半期) 原子力規制検査報告書 (原子力施設安全及び放射線安全に係る基本検査)³</p> <p>令和〇年〇月 原子力規制委員会</p> <p>----- <u>1 株式会社と発電所名の間は一字空ける。</u> 2 使用者の検査を実施した場合には「<u>使用者名と施設名</u>」を記載する。<u>原子力発電所及び非該当使用者等の施設の検査を実施した場合には「事業者名と施設名」又は「設置者名と施設名」を記載する。</u> 3 表紙に使用するフォントは「MS UI Gothic」標準20.0ポイント(ただし、本箇所のみ16.0ポイント)とする。</p>	<p>運用の明確化</p>

改正後	改正前	改正理由																																		
<p>目次⁴ (略)</p> <p>1. 実施概要 (略)</p> <p>2. 運転等の状況</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">施設名</th> <th style="width: 80%;">検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等¹⁵</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加工施設</td> <td>停止中、操業中</td> </tr> <tr> <td>再処理施設</td> <td>運転中、廃止措置中(ガラス固化前)</td> </tr> <tr> <td>試験研究用等 原子炉施設</td> <td>停止中、実験中、実験中以外</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階炉</td> <td>運転中、停止中、廃止措置中(令和〇〇年〇〇月〇〇日～)</td> </tr> <tr> <td>使用施設</td> <td>核燃料物質使用中、使用停止中</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵施設</td> <td>操業中</td> </tr> <tr> <td style="color: red;">管理施設</td> <td>停止中、運転中</td> </tr> <tr> <td style="color: red;">埋設施設</td> <td style="color: red;">停止中、運転中</td> </tr> </tbody> </table> <p>11 検査期間終了時の運転又は停止状況を記載する。検査期間中に運転、停止等があった場合にはその月日も記載する。</p> <p>12 廃止措置状況については、廃止措置中と記載し、燃料の状況(使用済燃料プールに貯蔵中等)について括弧書きで記載する。検査期間中に燃料の搬出が完了した場合や廃止措置計画の認可があった場合にはその月日を記載する。</p> <p>13 停止は解列日、運転(発電開始)は並列日とする。</p> <p>14 建設状況については、建設に着工した施設を建設中と記載し、検査期間中に建設着工や燃料の搬入等が行われた場合にはその月日を記載する。なお、建設着工は設置許可日を起点とする。</p> <p>15 非該当使用者等の施設については、運転等の状況を記載しない。</p>	施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵	加工施設	停止中、操業中	再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)	試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外	研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中(令和〇〇年〇〇月〇〇日～)	使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中	使用済燃料貯蔵施設	操業中	管理施設	停止中、運転中	埋設施設	停止中、運転中	<p>目次⁴ (略)</p> <p>1. 実施概要 (略)</p> <p>2. 運転等の状況</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">施設名</th> <th style="width: 80%;">検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等¹⁵</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加工施設</td> <td>停止中、操業中</td> </tr> <tr> <td>再処理施設</td> <td>運転中、廃止措置中(ガラス固化前)</td> </tr> <tr> <td>試験研究用等 原子炉施設</td> <td>停止中、実験中、実験中以外</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階炉</td> <td>運転中、停止中、廃止措置中(令和〇〇年〇〇月〇〇日～)</td> </tr> <tr> <td>使用施設</td> <td>核燃料物質使用中、使用停止中</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵施設</td> <td>操業中</td> </tr> <tr> <td style="color: red;">管理・埋設施設</td> <td>停止中、運転中</td> </tr> </tbody> </table> <p>11 検査期間終了時の運転又は停止状況を記載する。検査期間中に運転、停止等があった場合にはその月日も記載する。</p> <p>12 廃止措置状況については、廃止措置中と記載し、燃料の状況(使用済燃料プールに貯蔵中等)について括弧書きで記載する。検査期間中に燃料の搬出が完了した場合や廃止措置計画の認可があった場合にはその月日を記載する。</p> <p>13 停止は解列日、運転(発電開始)は並列日とする。</p> <p>14 建設状況については、建設に着工した施設を建設中と記載し、検査期間中に建設着工や燃料の搬入等が行われた場合にはその月日を記載する。なお、建設着工は設置許可日を起点とする。</p> <p>15 非該当使用者等の施設については、運転等の状況を記載しない。</p>	施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵	加工施設	停止中、操業中	再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)	試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外	研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中(令和〇〇年〇〇月〇〇日～)	使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中	使用済燃料貯蔵施設	操業中	管理・埋設施設	停止中、運転中	<p>記載の適正化</p>
施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵																																			
加工施設	停止中、操業中																																			
再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)																																			
試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外																																			
研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中(令和〇〇年〇〇月〇〇日～)																																			
使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中																																			
使用済燃料貯蔵施設	操業中																																			
管理施設	停止中、運転中																																			
埋設施設	停止中、運転中																																			
施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵																																			
加工施設	停止中、操業中																																			
再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)																																			
試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外																																			
研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中(令和〇〇年〇〇月〇〇日～)																																			
使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中																																			
使用済燃料貯蔵施設	操業中																																			
管理・埋設施設	停止中、運転中																																			

改正後	改正前	改正理由																				
<p>3. 検査結果</p> <p>検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定した。検査においては、事業者の実際の保安活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。</p> <p>第〇四半期の結果は、以下のとおりである。</p> <p>3.1 検査指摘事項等¹⁶</p> <p>重要度又は規制措置が確定した検査指摘事項等は、以下のとおりである。¹⁷</p> <p>詳細は、別添1参照</p> <p>(1)¹⁸</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%;">件名¹⁹</td> <td>〇〇発電所〇号機 不適切な作業管理による鉛遮蔽板の設置に伴う1次冷却材モニタの指示値低下</td> </tr> <tr> <td>検査運用ガイド²⁰</td> <td>BM0110 作業管理</td> </tr> <tr> <td>検査種別²¹</td> <td>日常検査</td> </tr> <tr> <td>事象の概要²²</td> <td>令和〇年〇月〇日、原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において、原子力検査官が中央制御室の巡視中に、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向を監視するために設置された1次冷却材モニタのチャートを確認したところ、通常運転時の値が低下していた。事業者を確認したところ、1次冷却材モニタの設置された〇〇室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事のために工事開始前に線量が高い配管に、鉛遮蔽板を設置していたことが原因と判明した。</td> </tr> <tr> <td>重要度/深刻度</td> <td>緑/SLIV(通知なし²³)</td> </tr> </table> <p>-----</p> <p>16 検査指摘事項又は深刻度評価のみを行った案件をまとめて「検査指摘事項等」という。</p> <p>17 検査指摘事項等が認められなかった場合は、「検査指摘事項等なし」と記載する。</p> <p>18 検査指摘事項等は、検査指摘事項等ごとに番号を付する。(以下「検査継続案件」も同様)</p> <p>19 検査指摘事項等とした事象について、発生した事象の内容及び不適切な行為を分かりやすく簡潔に記載する。</p> <p>20 検査運用ガイドの管理番号及び名称を記載する。(以下「検査継続案件」も同様)</p> <p>21 検査指摘事項等を確認した検査について、検査種別(「日常検査」又は「チーム検査」)を記載する。</p> <p>22 評価結果は記載せず、事象の概要のみを簡潔に記載する。</p> <p>23 通知なし：法令違反又はそれに準ずる事業者の行為に対する規制措置に係る通知文書なし 通知あり：法令違反又はそれに準ずる事業者の行為に対する規制措置に係る通知文書あり</p>	件名 ¹⁹	〇〇発電所〇号機 不適切な作業管理による鉛遮蔽板の設置に伴う1次冷却材モニタの指示値低下	検査運用ガイド ²⁰	BM0110 作業管理	検査種別 ²¹	日常検査	事象の概要 ²²	令和〇年〇月〇日、原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において、原子力検査官が中央制御室の巡視中に、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向を監視するために設置された1次冷却材モニタのチャートを確認したところ、通常運転時の値が低下していた。事業者を確認したところ、1次冷却材モニタの設置された〇〇室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事のために工事開始前に線量が高い配管に、鉛遮蔽板を設置していたことが原因と判明した。	重要度/深刻度	緑/SLIV(通知なし ²³)	<p>3. 検査結果</p> <p>検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者の実際の保安活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。</p> <p>第〇四半期の結果は、以下のとおりである。</p> <p>3.1 検査指摘事項等¹⁶</p> <p>重要度又は規制措置が確定した検査指摘事項等は、以下のとおりである。¹⁷</p> <p>詳細は、別添1参照</p> <p>(1)¹⁸</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%;">件名¹⁹</td> <td>〇〇発電所〇号機 不適切な作業管理による鉛遮蔽板の設置に伴う1次冷却材モニタの指示値低下</td> </tr> <tr> <td>検査運用ガイド²⁰</td> <td>BM0110 作業管理</td> </tr> <tr> <td>検査種別²¹</td> <td>日常検査</td> </tr> <tr> <td>事象の概要²²</td> <td>令和〇年〇月〇日、原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において、原子力検査官が中央制御室の巡視中に、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向を監視するために設置された1次冷却材モニタのチャートを確認したところ、通常運転時の値が低下していた。事業者を確認したところ、1次冷却材モニタの設置された〇〇室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事のために工事開始前に線量が高い配管に、鉛遮蔽板を設置していたことが原因と判明した。</td> </tr> <tr> <td>重要度/深刻度</td> <td>緑/SLIV(通知なし²³)</td> </tr> </table> <p>-----</p> <p>16 検査指摘事項又は深刻度評価のみを行った案件をまとめて「検査指摘事項等」という。</p> <p>17 検査指摘事項等が認められなかった場合は、「検査指摘事項等なし」と記載する。</p> <p>18 検査指摘事項等は、検査指摘事項等ごとに番号を付する。(以下「検査継続案件」も同様)</p> <p>19 検査指摘事項等とした事象について、発生した事象の内容及び不適切な行為を分かりやすく簡潔に記載する。</p> <p>20 検査運用ガイドの管理番号及び名称を記載する。(以下「検査継続案件」も同様)</p> <p>21 検査指摘事項等を確認した検査について、検査種別(「日常検査」又は「チーム検査」)を記載する。</p> <p>22 評価結果は記載せず、事象の概要のみを簡潔に記載する。</p> <p>23 通知なし：法令違反又はそれに準ずる事業者の行為に対する規制措置に係る通知文書なし 通知あり：法令違反又はそれに準ずる事業者の行為に対する規制措置に係る通知文書あり</p>	件名 ¹⁹	〇〇発電所〇号機 不適切な作業管理による鉛遮蔽板の設置に伴う1次冷却材モニタの指示値低下	検査運用ガイド ²⁰	BM0110 作業管理	検査種別 ²¹	日常検査	事象の概要 ²²	令和〇年〇月〇日、原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において、原子力検査官が中央制御室の巡視中に、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向を監視するために設置された1次冷却材モニタのチャートを確認したところ、通常運転時の値が低下していた。事業者を確認したところ、1次冷却材モニタの設置された〇〇室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事のために工事開始前に線量が高い配管に、鉛遮蔽板を設置していたことが原因と判明した。	重要度/深刻度	緑/SLIV(通知なし ²³)	<p>記載の適正化</p>
件名 ¹⁹	〇〇発電所〇号機 不適切な作業管理による鉛遮蔽板の設置に伴う1次冷却材モニタの指示値低下																					
検査運用ガイド ²⁰	BM0110 作業管理																					
検査種別 ²¹	日常検査																					
事象の概要 ²²	令和〇年〇月〇日、原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において、原子力検査官が中央制御室の巡視中に、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向を監視するために設置された1次冷却材モニタのチャートを確認したところ、通常運転時の値が低下していた。事業者を確認したところ、1次冷却材モニタの設置された〇〇室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事のために工事開始前に線量が高い配管に、鉛遮蔽板を設置していたことが原因と判明した。																					
重要度/深刻度	緑/SLIV(通知なし ²³)																					
件名 ¹⁹	〇〇発電所〇号機 不適切な作業管理による鉛遮蔽板の設置に伴う1次冷却材モニタの指示値低下																					
検査運用ガイド ²⁰	BM0110 作業管理																					
検査種別 ²¹	日常検査																					
事象の概要 ²²	令和〇年〇月〇日、原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において、原子力検査官が中央制御室の巡視中に、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向を監視するために設置された1次冷却材モニタのチャートを確認したところ、通常運転時の値が低下していた。事業者を確認したところ、1次冷却材モニタの設置された〇〇室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事のために工事開始前に線量が高い配管に、鉛遮蔽板を設置していたことが原因と判明した。																					
重要度/深刻度	緑/SLIV(通知なし ²³)																					

改正後	改正前	改正理由																		
<p>検査継続案件²⁴ 検査でパフォーマンス劣化が確認された(その可能性があるものを含む。)が、更なる事実確認等のため、検査を継続している案件は、以下のとおりである。²⁵</p> <p>(1)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 20%;">件名</td> <td>〇〇室における廃棄物容器からの火災について</td> </tr> <tr> <td>検査運用ガイド</td> <td>BE0020 火災防護</td> </tr> <tr> <td style="color: red;">検査種別</td> <td style="color: red;">日常検査</td> </tr> <tr> <td>検査開始時期</td> <td>令和〇年度第〇四半期</td> </tr> <tr> <td>事象の概要</td> <td>令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。</td> </tr> </table> <p>なお、令和〇年度第〇四半期の原子力規制検査報告書の検査継続案件「〇〇〇」については、検査による事実確認等の結果、検査指摘事項等に該当しないと判断した。²⁶</p> <p>-----</p> <p>24 「検査継続案件」とは、「GI0001 共通事項に係る検査運用ガイド」に記載されているとおり、検査期間の終了時点で、検査指摘事項となるかどうかの評価ができなかったものの、パフォーマンス劣化が認められる(その可能性があるものを含む)案件であって、締めくり会議等でその旨を事業者に伝え、当該案件については継続して検査をおこなうもの。</p> <p>25 検査継続案件がない場合は、「検査継続案件なし」と記載する。</p> <p>26 前四半期以前に検査継続案件として報告書に記載されているもののうち、検査指摘事項等に該当しないと判断した案件について記載する。</p>	件名	〇〇室における廃棄物容器からの火災について	検査運用ガイド	BE0020 火災防護	検査種別	日常検査	検査開始時期	令和〇年度第〇四半期	事象の概要	令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。	<p>検査継続案件²⁴ 検査でパフォーマンス劣化が確認された(その可能性があるものを含む。)が、更なる事実確認等のため、検査を継続している案件は、以下のとおりである。²⁵</p> <p>(1)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 20%;">件名</td> <td>〇〇室における廃棄物容器からの火災について</td> </tr> <tr> <td>検査運用ガイド</td> <td>BE0020 火災防護</td> </tr> <tr> <td>検査開始時期</td> <td>令和〇年度第〇四半期</td> </tr> <tr> <td>事象の概要</td> <td>令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。</td> </tr> </table> <p>なお、令和〇年度第〇四半期の原子力規制検査報告書の検査継続案件「〇〇〇」については、検査による事実確認等の結果、検査指摘事項等に該当しないと判断した。²⁶</p> <p>-----</p> <p>24 「検査継続案件」とは、「GI0001 共通事項に係る検査運用ガイド」に記載されているとおり、検査期間の終了時点で、検査指摘事項となるかどうかの評価ができなかったものの、パフォーマンス劣化が認められる(その可能性があるものを含む)案件であって、締めくり会議等でその旨を事業者に伝え、当該案件については継続して検査をおこなうもの。</p> <p>25 検査継続案件がない場合は、「検査継続案件なし」と記載する。</p> <p>26 前四半期以前に検査継続案件として報告書に記載されているもののうち、検査指摘事項等に該当しないと判断した案件について記載する。</p>	件名	〇〇室における廃棄物容器からの火災について	検査運用ガイド	BE0020 火災防護	検査開始時期	令和〇年度第〇四半期	事象の概要	令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。	<p>記載の適正化</p>
件名	〇〇室における廃棄物容器からの火災について																			
検査運用ガイド	BE0020 火災防護																			
検査種別	日常検査																			
検査開始時期	令和〇年度第〇四半期																			
事象の概要	令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。																			
件名	〇〇室における廃棄物容器からの火災について																			
検査運用ガイド	BE0020 火災防護																			
検査開始時期	令和〇年度第〇四半期																			
事象の概要	令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。																			

改正後	改正前	改正理由
<p>4. 検査内容 (略)</p> <p>5. 確認資料 (略)</p> <p>別添1 検査指摘事項の詳細⁴⁶ (略)</p> <p>別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細 (略)</p> <p>別添4 原子力規制検査報告書作成時チェックシート (略)</p>	<p>4. 検査内容 (略)</p> <p>5. 確認資料 (略)</p> <p>別添1 検査指摘事項の詳細⁴⁶ (略)</p> <p>別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細 (略)</p> <p>別添4 原子力規制検査報告書作成時チェックシート (略)</p>	

安全実績指標に関するガイド (新旧対照表)

1 目的

本ガイドは、原子力規制検査等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第1号。以下「規則」という。）第5条及び原子力規制検査等実施要領（原規規発第1912257号-1）に基づき、各監視領域に関連する活動目的の達成状況を確認する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。）の設定及び運用について定めたものである。

2 適用範囲

本ガイドは、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。以下「法」という。）第57条の8において規定される原子力事業者等^{※1}及び核原料物質を使用する者^{※2}（以下「事業者」と総称する。）に適用される。安全実績指標は、原子力規制検査等実施要領に基づき事業者から報告を受理する。

※1 製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者（旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。）なお、使用者（旧使用者等を含む。）にあつては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。以下「令」という。）第41条各号に掲げる核燃料物質及び防護対象特定核燃料物質を使用する場合に限る。

※2 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や令第44条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第57条の7第1項の規定による届出をした者及び法第61条の3第1項の許可を受けて核原料物質を使用する者（令第44条で定める限度を超えない場合を除く。）が該当する。

3 定義

3.1 長期停止

安全実績指標の目的から鑑み、原子力施設が6月以上未臨界状態又は使用停止状態にある場合は長期停止とみなす。

3.2 安全実績指標

安全実績指標は、安全に係る監視領域における事業者の安全実績に関する客観的なデータである。

4 安全実績指標の設定

4.1 安全実績指標設定の考え方

安全実績指標の目的は、事業者の安全確保の水準を高めていくために、原子力施設の安全実績を的確に示す客観的かつ測定可能な指標を事業者が提示し、これにより原子力規制庁が事業者の活動が適正に行われたかどうかを把握し、指標の値に基づいて安全実績に関する活動の劣化の有無等を評価した上で活用することにある。

安全実績指標による事業者活動結果の評価としては、監視領域ごとに活動状況を代表する指標を選定、その実績を一定期間集約し、指標の性質や実績を考慮して設定した4段階に分類した値に照らして劣化の有無を評価する。安全実績指標の評価のための指標の選定に当たっては、原子力施設が達成すべき目標として、諸外国の事例等も調査の上で、運転段階の原子力規制検査の基本的な枠組みである監視領域に対し、次に示す観点から選定した。

1 目的

本ガイドは、原子力規制検査等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第1号。以下「規則」という。）第5条及び原子力規制検査等実施要領（原規規発第1912257号-1）に基づき、各監視領域に関連する活動目的の達成状況を確認する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。）の設定及び運用について定めたものである。

2 適用範囲

本ガイドは、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。以下「法」という。）第57条の8において規定される原子力事業者等^{※1}及び核原料物質を使用する者^{※2}（以下「事業者」と総称する。）に適用される。安全実績指標は、原子力規制検査等実施要領に基づき事業者から報告を受理する。

※1 製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者（旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。）なお、使用者（旧使用者等を含む。）にあつては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。以下「令」という。）第41条各号に掲げる核燃料物質及び防護対象特定核燃料物質を使用する場合に限る。

※2 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や令第44条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第57条の7第1項の規定による届出をした者及び法第61条の3第1項の許可を受けて核原料物質を使用する者（令第44条で定める限度を超えない場合を除く。）が該当する。

3 定義

3.1 長期停止

安全実績指標の目的から鑑み、原子力施設が6月以上未臨界状態又は使用停止状態にある場合は長期停止とみなす。

3.2 安全実績指標

安全実績指標は、安全に係る監視領域における事業者の安全実績に関する客観的なデータである。

4 安全実績指標の設定

4.1 安全実績指標設定の考え方

安全実績指標の目的は、事業者の安全確保の水準を高めていくために、原子力施設の安全実績を的確に示す客観的かつ測定可能な指標を事業者が提示し、これにより原子力規制庁が事業者の活動が適正に行われたかどうかを把握し、指標の値に基づいて安全実績に関する活動の劣化の有無等を評価した上で活用することにある。

安全実績指標による事業者活動結果の評価としては、監視領域ごとに活動状況を代表する指標を選定、その実績を一定期間集約し、指標の性質や実績を考慮して設定した4段階に分類した値に照らして劣化の有無を評価する。安全実績指標の評価のための指標の選定に当たっては、原子力施設が達成すべき目標として、諸外国の事例等も調査の上で、運転段階の原子力規制検査の基本的な枠組みである監視領域に対し、次に示す観点から選定した。

(1)原子力安全の確保・維持の観点から指標は、原子力施設安全、放射線安全及び特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に係る監視領域を対象とする^{※3}。

※3 原子力施設安全の監視領域に関する指標は発電用原子炉設置者のみ、核物質防護に関する指標は防護対象特定核燃料物質の取扱いに係る事業者のみに適用する。

(2)測定可能なデータが存在し、安全実績の評価を可能とする基準が存在すること。

(3)データは、適時に得られること。

(4)指標は、各々独立であること。

(5)指標は、事業者の安全確保に関する活動状況の劣化兆候が把握できること。

(6)指標は、事業者間の比較が可能なこと。また、可能な限り海外の指標とも比較が可能なこと。

4.2 安全実績指標の設定

4.1 項の考え方にに基づき、米国原子力規制委員会の安全実績指標を参考に、原子力規制検査等実施要領において監視領域ごとに具体的な指標を選定した。

なお、別紙1に安全実績指標及び追加検査の可否を判断するための4段階の値^{※4}をまとめて示す。

※4 核燃料施設等においては、実用発電用原子炉における4分類のうち、「赤」、「黄」及び「白」を「追加対応あり」、「緑」を「追加対応なし」に読み替える。以下同じ。

5 安全実績指標の受理及び手続

5.1 安全実績指標の受理

事業者から原子力規制庁に対する安全実績指標の報告は、規則の規定に基づき、四半期ごと又は年度ごとに行われる。

具体的には、事業者において、指標の値の算出方法及びデータの提出方法等についてまとめた文書（原子力エネルギー協議会（ATENA）「原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）に関するガイドライン」、日本原子力研究開発機構「原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）について」等）を活用し、本ガイドとの齟齬が生じぬよう安全実績指標データの収集、計算及び提出が行われる。

5.2 安全実績指標の公開（原子力規制委員会ホームページへの掲載）

原子力規制庁は安全実績指標を受理したあと、速やかに原子力規制委員会ホームページに安全実績指標の結果等を掲載し、公開する。

6 安全実績指標の検証

事業者から原子力規制庁に報告される安全実績指標データは原子力規制庁が評価及び監視活動を行う根拠となる情報源であることから、事業者は完全かつ正確に安全実績指標データを報告することが必要である。

一方、報告に対して不備があった場合は規制活動を妨げることとなり、それゆえに規制措置の対象となり得る。事業者の安全実績指標データの収集及び報告に関する活動が適切なガイド等を遵守しているかレビューするに当たって、基本検査運用ガイド「BQ0040 安全実績指標の検証」に基づく確認が実施される。原子力規制庁は事業者に対して、安全実績指標に関する事業者のガイドラインを履行するに当たって、合理的で正しい取組みがなされていることを確認する。これには、指標によって示される安全実績に関する問題を把握及び報告するための的確かつ迅速な対応も含まれている。原子力検査官は、合理的で正

(1)原子力安全の確保・維持の観点から指標は、原子力施設安全、放射線安全及び特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に係る監視領域を対象とする^{※3}。

※3 原子力施設安全の監視領域に関する指標は発電用原子炉設置者のみ、核物質防護に関する指標は防護対象特定核燃料物質の取扱いに係る事業者のみに適用する。

(2)測定可能なデータが存在し、安全実績の評価を可能とする基準が存在すること。

(3)データは、適時に得られること。

(4)指標は、各々独立であること。

(5)指標は、事業者の安全確保に関する活動状況の劣化兆候が把握できること。

(6)指標は、事業者間の比較が可能なこと。また、可能な限り海外の指標とも比較が可能なこと。

4.2 安全実績指標の設定

4.1 項の考え方にに基づき、米国原子力規制委員会の安全実績指標を参考に、原子力規制検査等実施要領において監視領域ごとに具体的な指標を選定した。

なお、別紙1に安全実績指標及び追加検査の可否を判断するための4段階の値^{※4}をまとめて示す。

※4 核燃料施設等においては、実用発電用原子炉における4分類のうち、「赤」、「黄」及び「白」を「追加対応あり」、「緑」を「追加対応なし」に読み替える。以下同じ。

5 安全実績指標の受理及び手続

5.1 安全実績指標の受理

事業者から原子力規制庁に対する安全実績指標の報告は、規則の規定に基づき、四半期ごと又は年度ごとに行われる。

具体的には、事業者において、原子力エネルギー協議会（ATENA）が作成した「ATENA19-R01 原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）に関するガイドライン」、または、日本原子力研究開発機構が作成した「原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）について」等に従い、安全実績指標データの収集、計算及び提出が行われる。

5.2 安全実績指標の公開（原子力規制委員会ホームページへの掲載）

原子力規制庁は安全実績指標を受理したあと、安全実績指標を評価し、矛盾点及び不整合等の有無を確認し、必要な修正等が完了すれば、原子力規制委員会ホームページに安全実績指標の結果等を掲載し、公開する。

6 安全実績指標の検証

事業者から原子力規制庁に報告される安全実績指標データは原子力規制庁が評価及び監視活動を行う根拠となる情報源であることから、事業者は完全かつ正確に安全実績指標データを報告することが必要である。

一方、報告に対して不備があった場合は規制活動を妨げることとなり、それゆえに規制措置の対象となり得る。事業者の安全実績指標データの収集及び報告に関する活動が適切なガイド等を遵守しているかレビューするに当たって、基本検査運用ガイド「BQ0040 安全実績指標の検証」に基づく確認が実施される。原子力規制庁は事業者に対して、安全実績指標に関する事業者のガイドラインを履行するに当たって、合理的で正しい取組みがなされていることを確認する。これには、指標によって示される安全実績に関する問題を把握及び報告するための的確かつ迅速な対応も含まれている。原子力検査官は、合理的で正

記載の適正化（事業者文書の位置付けを明確化）

安全実績指標の受理後の手続について変更

しい取組みでもって安全実績指標のガイドラインを履行することに関する事業者の活動の妥当性を判断していくこととする。

7 安全実績指標の変更

安全実績指標については、運用実績の蓄積、データの動向及び得られた知見等を勘案し、その内容、運用方法を必要に応じて見直すものとする。

8 安全実績指標による対応区分の設定

「NPK001 原子力規制検査等実施要領」に示すとおり、安全実績指標は、検査指摘事項の重要度評価とともに対応区分の設定に用いられ、事業者から報告された安全実績指標の値の分類が「緑」を超える分類となったプラントについては、5つの対応区分のうち、第2区分、第3区分又は第4区分から該当する対応区分が設定される。これに伴い対応区分の変更がある場合は「GI0009 重要度評価等の事務手順運用ガイド」に基づき事業者へ通知され、また、第1区分を超える対応区分については「GI0011 原子力規制検査における追加検査運用ガイド」に基づき追加検査が実施される。

しい取組みでもって安全実績指標のガイドラインを履行することに関する事業者の活動の妥当性を判断していくこととする。

7 安全実績指標の変更

安全実績指標については、運用実績の蓄積、データの動向及び得られた知見等を勘案し、その内容、運用方法を必要に応じて見直すものとする。

(新設)

運用の明確化（安全実績指標で「緑」を超える場合についての規制対応を明確化）

別紙1 安全実績指標

監視領域	安全実績指標	色				定義等	算定方法	必要データ	評価時期
		緑	白	黄	赤				
原子力施設安全 発生防止	①7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	0~ 2.0	> 2.0	> 6.0	> 25.0	<ul style="list-style-type: none"> 過去4四半期間中の原子炉臨界7,000時間（稼働率80%/年相当）当たりの計画外スクラム（自動及び手動）の回数。 緑/白のしきい値は、実績値の統計に基づく（平均値+2σ）。 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期ごとの運転時間に基づき過去4四半期の計画外スクラム発生回数の合計を7,000臨界時間に換算する。 【算定式】（注1） 指標値 = (過去4四半期における計画外スクラム回数) / (過去4四半期における原子炉臨界時間) × 7,000時間 	<ul style="list-style-type: none"> 炉ごと 計画外自動/手動スクラム回数（注2） 原子炉臨界時間 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期ごと評価期間は過去4四半期（1年）
	②7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数	0~ 2.0	> 2.0	設定なし	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> 過去4四半期間中の原子炉臨界7,000時間（稼働率80%/年相当）当たりの全出力の5%を超える原子炉出力の計画外変化の回数。 緑/白のしきい値は、実績値の統計に基づく（平均値+2σ）。 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期ごとの運転時間に基づき過去4四半期の計画外出力変化発生回数の合計を7,000臨界時間に換算する。 【算定式】（注1） 指標値 = (過去4四半期における計画外出力変化回数) / (過去4四半期における原子炉臨界時間) × 7,000時間 	<ul style="list-style-type: none"> 炉ごと 計画外出力変動回数（5%以上） 原子炉臨界時間 	

別紙1 安全実績指標

監視領域	安全実績指標	色				定義等	算定方法	必要データ	評価時期
		緑	白	黄	赤				
原子力施設安全 発生防止	①7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	0~ 2.0	> 2.0	> 6.0	> 25.0	<ul style="list-style-type: none"> 過去4四半期間中の原子炉臨界7,000時間（稼働率80%/年相当）当たりの計画外スクラム（自動及び手動）の回数。 緑/白のしきい値は、実績値の統計に基づく（平均値+2σ）。 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期ごとの運転時間に基づき過去4四半期の計画外スクラム発生回数の合計を7,000臨界時間に換算する。 【算定式】（注1） 指標値 = (過去4四半期における計画外スクラム回数) / (過去4四半期における原子炉臨界時間) × 7,000時間 	<ul style="list-style-type: none"> 炉ごと 計画外自動/手動スクラム回数（注2） 原子炉臨界時間 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期ごと評価期間は過去4四半期（1年）
	②7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数	0~ 2.0	> 2.0	設定なし	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> 過去4四半期間中の原子炉臨界7,000時間（稼働率80%/年相当）当たりの全出力の5%を超える原子炉出力の計画外変化の回数。 緑/白のしきい値は、実績値の統計に基づく（平均値+2σ）。 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期ごとの運転時間に基づき過去4四半期の計画外出力変化発生回数の合計を7,000臨界時間に換算する。 【算定式】（注1） 指標値 = (過去4四半期における計画外出力変化回数) / (過去4四半期における原子炉臨界時間) × 7,000時間 	<ul style="list-style-type: none"> 炉ごと 計画外出力変動回数（5%以上） 原子炉臨界時間 	

<p>重大事故等対処及び大規模損壊対処</p>	<p>⑧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（注4）</p>	<p>80.0%以上</p>	<p><80.0%</p>	<p><60.0%</p>	<p>設定なし</p>	<ul style="list-style-type: none"> 過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員が参加した割合。 	<ul style="list-style-type: none"> 過去1年以内（至近の訓練サイクル）の保安規定に基づく重大事故等及び大規模損壊対応に係る訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員数を分母とした参加人数の割合。 <p>【算定式】 指標値 = (訓練における要員の参加数) / (訓練に参加が必要な要員数) × 100</p>	<ul style="list-style-type: none"> 炉ごと 訓練参加要員数 要員数 	<ul style="list-style-type: none"> 訓練サイクルごと 評価期間は過去1年以内
	<p>⑨重大事故等対策における操作の成立性（注4） （想定時間を満足した割合）</p>	<p>100～90.0%</p>	<p><90.0%</p>	<p><70.0%</p>	<p>設定なし</p>	<ul style="list-style-type: none"> 過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間を満足した割合。 	<ul style="list-style-type: none"> 過去1年以内（至近の訓練サイクル）の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間が設定されている件数に対する設定時間を満足した件数を評価する。 <p>【算定式】 指標値 = (至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間を満足した件数の合計) / (至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間が設定されている件数の合計) × 100</p>	<ul style="list-style-type: none"> 炉ごと 作業時間 想定時間設定件数 	<ul style="list-style-type: none"> 訓練サイクルごと 評価期間は過去1年以内
	<p>⑩重大事故等対処設備の機能故障件数（注4） （運転上の制限逸脱件数）</p>	<p>3以下</p>	<p>4以上</p>	<p>設定なし</p>	<p>設定なし</p>	<ul style="list-style-type: none"> 指標⑤と同様の定義とし、評価対象を保安規定に定める重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設に属するものを含む）の運転上の制限逸脱件数とする。 しきい値は指標⑤と同じ。 	<ul style="list-style-type: none"> 指標⑤と同様の算定方法とし、保安規定に定める重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設に属するものを含む）の運転上の制限逸脱件数を当該設備の機能故障件数と見なす。 	<ul style="list-style-type: none"> 指標⑤と同様（重大事故等対処設備） 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期ごと 評価期間は過去4四半期（1年）
<p>重大事故等対処及び大規模損壊対処</p>	<p>⑧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（注4）</p>	<p>80.0%以上</p>	<p><80.0%</p>	<p><60.0%</p>	<p>設定なし</p>	<ul style="list-style-type: none"> 過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員が参加した割合。 	<ul style="list-style-type: none"> 過去1年以内（至近の訓練サイクル）の保安規定に基づく重大事故等及び大規模損壊対応に係る訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員数を分母とした参加人数の割合。 <p>【算定式】 指標値 = (訓練における要員の参加数) / (訓練に参加が必要な要員数) × 100</p>	<ul style="list-style-type: none"> 炉ごと 訓練参加要員数 要員数 	<ul style="list-style-type: none"> 訓練サイクルごと 評価期間は過去1年以内
	<p>⑨重大事故等対策における操作の成立性（注4） （想定時間を満足した割合）</p>	<p>100～90.0%</p>	<p><90.0%</p>	<p><70.0%</p>	<p>設定なし</p>	<ul style="list-style-type: none"> 過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間を満足した割合。 	<ul style="list-style-type: none"> 過去1年以内（至近の訓練サイクル）の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間が設定されている件数に対する設定時間を満足した件数を評価する。 <p>【算定式】 指標値 = (至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間を満足した件数の合計) / (至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間が設定されている件数の合計) × 100</p>	<ul style="list-style-type: none"> 炉ごと 作業時間 想定時間設定件数 	<ul style="list-style-type: none"> 訓練サイクルごと 評価期間は過去1年以内
	<p>⑩重大事故等対処設備の機能故障件数（注4） （運転上の制限逸脱件数）</p>	<p>3以下</p>	<p>4以上</p>	<p>設定なし</p>	<p>設定なし</p>	<ul style="list-style-type: none"> 指標⑤と同様の定義とし、評価対象を保安規定に定める重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設に属するものを含む）の運転上の制限逸脱件数とする。 しきい値は指標④と同じ。 	<ul style="list-style-type: none"> 指標⑤と同様の算定方法とし、保安規定に定める重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱件数を当該設備の機能故障件数と見なす。 	<ul style="list-style-type: none"> 指標⑤と同様（重大事故等対処設備） 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期ごと 評価期間は過去4四半期（1年）
<p>運用の明確化（指標⑩の運用の明確化）</p> <p>記載の適正化（番号ずれの修正）</p>									

放射線安全	公衆に対する放射線安全	⑪放射性廃棄物の過剰放出件数	1未満	1	2以上	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ● 年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数。 ● 緑／白のしきい値は過剰放出の実績がないため、1件とした。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 法令に定める放出濃度又は保安規定に定める管理目標値を基準とする。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉ごと又は施設ごと（注5） ● 事故件数 	
	従業員に対する放射線安全	⑫被ばく線量が線量限度を超えた件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ● 年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えた件数。 ● 法令に定める「線量限度」未満の場合はなしとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ● しきい値は法令（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条）に定める「線量限度」に基づく。 ● 実効線量限度（50mSv／年、100mSv／5年（*1））を超えた件数 ● 眼の水晶体の等価線量限度（50mSv／年、100mSv／5年（*1））を超えた件数 ● 皮膚の等価線量限度（500mSv／年）を超えた件数 ● 女子の線量限度（5 mSv／3ヶ月）を超えた件数 ● 女子の腹部の等価線量限度（2 mSv）を超えた件数（*2） ● 女子の内部被ばく（1 mSv）を超えた件数（*2） （*1）5年間は平成十三年四月一日以後五年ごとに区分した各期間 （*2）妊娠の事実を知った後、出産までの期間が対象 ● 本指標は上記の6つのデータ報告要素の件数を合算する。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉ごと又は施設ごと ● 件数 	● 年度ごと
		⑬事故故障等の報告基準の実効線量（5 mSv）を超えた計画外の被ばく発生件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ● 年度期間中に法令に定める事故報告基準となる実効線量（5 mSv）を超えた件数。 ● 緑／白の基準値は報告の実績がないため、1件とした。 	<ul style="list-style-type: none"> ● しきい値は法令（実用炉則第134条等）に定める原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じた場合の実効線量（5 mSv）の基準値を超えた件数に基づく。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉ごと又は施設ごと ● 件数 	

放射線安全	公衆に対する放射線安全	⑪放射性廃棄物の過剰放出件数	1未満	1	2以上	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ● 年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数。 ● 緑／白のしきい値は過剰放出の実績がないため、1件とした。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 法令に定める放出濃度又は保安規定に定める管理目標値を基準とする。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉ごと又は施設ごと（注5） ● 事故件数 	
	従業員に対する放射線安全	⑫被ばく線量が線量限度を超えた件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ● 年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えた件数。 ● 法令に定める「線量限度」未満の場合はなしとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ● しきい値は法令（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条）に定める「線量限度」に基づく。 ● 実効線量限度（50mSv／年、100mSv／5年（*1））を超えた件数 ● 眼の水晶体の等価線量限度（50mSv／年、100mSv／5年（*1））を超えた件数 ● 皮膚の等価線量限度（500mSv／年）を超えた件数 ● 女子の線量限度（5 mSv／3ヶ月）を超えた件数 ● 女子の腹部の等価線量限度（2 mSv）を超えた件数（*2） ● 女子の内部被ばく（1 mSv）を超えた件数（*2） （*1）5年間は平成十三年四月一日以後五年ごとに区分した各期間 （*2）妊娠の事実を知った後、出産までの期間が対象 ● 本指標は上記の6つのデータ報告要素の件数を合算する。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉ごと又は施設ごと ● 件数 	● 年度ごと
		⑬事故故障等の報告基準の実効線量（5 mSv）を超えた計画外の被ばく発生件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ● 年度期間中に法令に定める事故報告基準となる実効線量（5 mSv）を超えた件数。 ● 緑／白の基準値は報告の実績がないため、1件とした。 	<ul style="list-style-type: none"> ● しきい値は法令（実用炉則第134条等）に定める原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じた場合の実効線量（5 mSv）の基準値を超えた件数に基づく。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉ごと又は施設ごと ● 件数 	

核物質防護	核物質防護	⑭侵入検知器及び監視カメラの使用不能時間割合（立入制限区域及び周辺防護区域に設置されているものに限る。）	0～ 0.08 0	> 0.08 0	設定なし	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ● 過去4四半期における立入制限区域（試験研究用等原子炉施設及び法第52条第2項第10号において規定される使用施設等を除く。）及び周辺防護区域の侵入検知器又は監視カメラが使用不能となり、これらの機器による監視機能が喪失していた時間（補償時間）の割合 	<p>【算定式】</p> <p>侵入検知器使用不能指数＝（過去4四半期の侵入検知器の補償時間）／（侵入検知器の正規化係数×8,760時間）</p> <p>監視カメラ使用不能指数＝（過去4四半期の監視カメラの補償時間）／（監視カメラの正規化係数×8,760時間）</p> <p>指標値＝（侵入検知器使用不能指数＋監視カメラ使用不能指数）／2</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉ごと又は施設ごと ● 補償時間 ● 正規化係数 	<ul style="list-style-type: none"> ● 四半期ごと <p>評価期間は過去4四半期（1年）</p>
-------	-------	--	-----------------	----------------	------	------	--	---	--	--

核物質防護	核物質防護	⑭侵入検知器及び監視カメラの使用不能時間割合（立入制限区域及び周辺防護区域に設置されているものに限る。）	0～ 0.08 0	> 0.08 0	設定なし	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ● 過去4四半期における立入制限区域（試験研究用等原子炉施設及び法第52条第2項第10号において規定される使用施設等を除く。）及び周辺防護区域の侵入検知器又は監視カメラが使用不能となり、これらの機器による監視機能が喪失していた時間（補償時間）の割合 	<p>【算定式】</p> <p>侵入検知器使用不能指数＝（過去4四半期の侵入検知器の補償時間）／（侵入検知器の正規化係数×8,760時間）</p> <p>監視カメラ使用不能指数＝（過去4四半期の監視カメラの補償時間）／（監視カメラの正規化係数×8,760時間）</p> <p>指標値＝（侵入検知器使用不能指数＋監視カメラ使用不能指数）／2</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉ごと又は施設ごと ● 補償時間 ● 正規化係数 	<ul style="list-style-type: none"> ● 四半期ごと <p>評価期間は過去4四半期（1年）</p>
-------	-------	--	-----------------	----------------	------	------	--	---	--	--

(注1) 過去4四半期における臨界時間が3,500時間未満である場合、当該評価期間では評価せず「算定範囲外（N/A）」とする。

(注2) 原子炉スクラムは原因によらず緊急的な原子炉停止を要する事態が生じているものであることから、法令報告事象のみを対象とするのではなく、原則として全ての計画外自動及び手動スクラムをカウントする。

(注3) 評価期間を12四半期とすることについては、米国はMSPI導入前に採用していた「安全系のアンアベアラビリティ」の評価期間に合わせた。

(注4) 新規規制基準に適合した保安規定が認可されていない実用発電用原子炉施設は評価対象外とする。

(注5) 「放射線安全」及び「核物質防護」については、実用発電用原子炉施設の場合は炉ごととし、核燃料施設等の場合は施設ごととする。

(注1) 過去4四半期における臨界時間が3,500時間未満である場合、当該評価期間では評価せず「算定範囲外（N/A）」とする。

(注2) 原子炉スクラムは原因によらず緊急的な原子炉停止を要する事態が生じているものであることから、法令報告事象のみを対象とするのではなく、原則として全ての計画外自動及び手動スクラムをカウントする。

(注3) 評価期間を12四半期とすることについては、米国はMSPI導入前に採用していた「安全系のアンアベアラビリティ」の評価期間に合わせた。

(注4) 新規規制基準に適合した保安規定が認可されていない実用発電用原子炉施設は評価対象外とする。

(注5) 「放射線安全」及び「核物質防護」については、実用発電用原子炉施設の場合は炉ごととし、核燃料施設等の場合は施設ごととする。

○改正履歴

改正	施行日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	<ul style="list-style-type: none"> ○運用の明確化 <ul style="list-style-type: none"> ①安全実績指標の受理について、参考とするガイドラインの追加（5.1 安全実績指標の受理） ②安全実績指標の検証について、確認の観点の明確化（6 安全実績指標の検証） ○記載の適正化 	
2	2022/06/16	○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>（改正日）</u>	<ul style="list-style-type: none"> ○安全実績指標の受理後の手続きの変更（5 安全実績指標の受理及び手続） ○運用の明確化 <ul style="list-style-type: none"> ・安全実績指標の値が「緑」を超えた場合の対応の明確化（8 安全実績指標の評価） ・指標－⑤と指標⑩の運用の明確化（別紙1） ○記載の適正化 	

○改正履歴

改正	施行日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	<ul style="list-style-type: none"> ○運用の明確化 <ul style="list-style-type: none"> ①安全実績指標の受理について、参考とするガイドラインの追加（5.1 安全実績指標の受理） ②安全実績指標の検証について、確認の観点の明確化（6 安全実績指標の検証） ○記載の適正化 	
2	2022/06/16	○記載の適正化	

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的 3</p> <p>2 適用範囲 3</p> <p>3 重要度評価区分の考え方 3</p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順 4</p> <p>5 留意事項 5</p> <p>添付1 検査指摘事項の初期評価 6</p> <p>添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領 12</p> <p>添付3 重要度評価の申立て制度 14</p> <p>添付4 リスク評価担当者に求められる役割 16</p> <p>附属書1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</p> <p>附属書2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的 3</p> <p>2 適用範囲 3</p> <p>3 重要度評価区分の考え方 3</p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順 4</p> <p>5 留意事項 5</p> <p>添付1 検査指摘事項の初期評価 6</p> <p>添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領 12</p> <p>添付3 重要度評価の申立て制度 14</p> <p>添付4 リスク評価担当者に求められる役割 16</p> <p>附属書1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</p> <p>附属書2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド</p>	<p>改正による修正</p>

- 附属書 6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド
- 附属書 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド
- 附属書 8 メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド
- 附属書 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド
- 附属書 10 核燃料施設等における重要度評価ガイド

1 目的

本ガイドは、原子力規制検査によって事業者が行う安全活動に、いずれかの監視領域に関連する検査指摘事項を確認した場合に、追加検査の要否等を判断するために、当該検査指摘事項の重要度評価区分の考え方及びその手順について定めたものである。

2 適用範囲

- (1) 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者を対象とする。
- (2) 本ガイドは、原子力規制検査実施要領（原規規発第 1912257 号-1）に基づく原子力規制検査において、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により、事業者のパフォーマンス劣化が軽微を超えるものであると判断した後に適用する。
- (3) 安全上の重要度評価において、劣化した状態（例えば、安全系のポンプの動作不能）自体は事業者のパフォーマンス劣化ではなく、むしろ、劣化した状態を引き起こした直接原因（例えば、不適切なメンテナンス手順）が、パフォーマンス劣化である。重要度評価は、リスクに影響を及ぼすパフォーマンス劣化が原因となって発生した劣化状態について、安全上の重要度を評価するものである。
- (4) 機器の故障又は作業員の不適切な操作によって引き起こされる事象に関する安全上の重要性は、当該事象に対応した検査ガイドに従って、原子力検査官により調査されるが、検査指摘事項と判断された後の重要度評価は、本ガイド及び該当する添付資料と附属書に従い処理されるものとする。

3 重要度評価区分の考え方

3.1 実用発電用原子炉施設の場合

原子力規制検査における検査指摘事項については、以下の定性的な水準及び定量的な指標による区分に基づき、安全上の重要度を示す 4 区分（「赤」、「黄」、「白」、「緑」の色付け）で評価する。実際の重要度評価は、添付 1 及び本ガイドの附属書により行う。なお、安全上の重要度を定量的に評価する際、炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器機能喪失頻度（CFF）で用いられる記号「△」は、事業者のパフォーマンス劣化の結果としての CDF（又は CFF）と当該施設における通常の CDF（又は CFF）との差分を表す。言い換えれば、定量的な重要度評価手法は、検査指摘事項において明確にされる事業者のパフォーマンス劣化から生じるリスクについて、原子炉施設の通常のリスクからの増加分を評価しているものである。検査指摘事項の定量的な重要度の説明図を別紙 1 に示す。

- 附属書 6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド
- 附属書 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド
- 附属書 8 メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド
- 附属書 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド
- 附属書 10 核燃料施設等における重要度評価ガイド

1 目的

本ガイドは、原子力規制検査によって事業者が行う安全活動に、いずれかの監視領域に関連する検査指摘事項を確認した場合に、追加検査の要否等を判断するために、当該検査指摘事項の重要度評価区分の考え方及びその手順について定めたものである。

2 適用範囲

- (1) 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者を対象とする。
- (2) 本ガイドは、原子力規制検査実施要領（原規規発第 1912257 号-1）に基づく原子力規制検査において、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により、事業者のパフォーマンス劣化が軽微を超えるものであると判断した後に適用する。
- (3) 安全上の重要度評価において、劣化した状態（例えば、安全系のポンプの動作不能）自体は事業者のパフォーマンス劣化ではなく、むしろ、劣化した状態を引き起こした直接原因（例えば、不適切なメンテナンス手順）が、パフォーマンス劣化である。重要度評価は、リスクに影響を及ぼすパフォーマンス劣化が原因となって発生した劣化状態について、安全上の重要度を評価するものである。
- (4) 機器の故障又は作業員の不適切な操作によって引き起こされる事象に関する安全上の重要性は、当該事象に対応した検査ガイドに従って、原子力検査官により調査されるが、検査指摘事項と判断された後の重要度評価は、本ガイド及び該当する添付資料と附属書に従い処理されるものとする。

3 重要度評価区分の考え方

3.1 実用発電用原子炉施設の場合

原子力規制検査における検査指摘事項については、以下の定性的な水準及び定量的な指標による区分に基づき、安全上の重要度を示す 4 区分（「赤」、「黄」、「白」、「緑」の色付け）で評価する。実際の重要度評価は、添付 1 及び本ガイドの附属書により行う。なお、安全上の重要度を定量的に評価する際、炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器機能喪失頻度（CFF）で用いられる記号「△」は、事業者のパフォーマンス劣化の結果としての CDF（又は CFF）と当該施設における通常の CDF（又は CFF）との差分を表す。言い換えれば、定量的な重要度評価手法は、検査指摘事項において明確にされる事業者のパフォーマンス劣化から生じるリスクについて、原子炉施設の通常のリスクからの増加分を評価しているものである。検査指摘事項の定量的な重要度の説明図を別紙 1 に示す。

(1) 赤：安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

$$\triangle CDF > 10^{-4} \quad (10^{-4} \text{を超える})$$

$$\triangle CFF > 10^{-5} \quad (10^{-5} \text{を超える})$$

(2) 黄：安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下が大きい水準

$$10^{-5} < \triangle CDF \leq 10^{-4} \quad (10^{-5} \text{から} 10^{-4} \text{までの範囲})$$

$$10^{-6} < \triangle CFF \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{から} 10^{-5} \text{までの範囲})$$

(3) 白：安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準

$$10^{-6} < \triangle CDF \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{から} 10^{-5} \text{までの範囲})$$

$$10^{-7} < \triangle CFF \leq 10^{-6} \quad (10^{-7} \text{から} 10^{-6} \text{までの範囲})$$

(4) 緑：安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準

$$\triangle CDF \leq 10^{-6} \quad (10^{-6} \text{以下})$$

$$\triangle CFF \leq 10^{-7} \quad (10^{-7} \text{以下})$$

3.2 核燃料施設等の場合

原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準を「追加対応なし」、それよりも安全確保の機能又は性能への影響がある水準を「追加対応あり」の2区分で評価する。実際の重要度評価は、添付1及び本ガイドの附属書により行う。

4 検査指摘事項の重要度評価手順

4.1 検査指摘事項の初期評価

実用発電用原子炉施設において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付1の手順及び附属書に沿って原子力検査官が初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「緑」と判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

核燃料施設等において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付1の手順及び附属書に沿って原子力検査官及び担当部門が検査評価室と協議の上、初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「追加対応なし」と判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

4.2 SERP

初期評価により、実用発電用原子炉施設において、検査指摘事項が「緑」を超えると判断された場合、及び、核燃料施設等において検査指摘事項が「追加対応あり」の可能性があると判断された場合については、添付2の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成されるSERPにおいて重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って深刻度や規制措置についても検討を行う。

また、実際の重要度評価にあたっては、原子力規制庁のリスク評価担当者¹が中心的な役割を担

(1) 赤：安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

$$\triangle CDF > 10^{-4} \quad (10^{-4} \text{を超える})$$

$$\triangle CFF > 10^{-5} \quad (10^{-5} \text{を超える})$$

(2) 黄：安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下が大きい水準

$$10^{-5} < \triangle CDF \leq 10^{-4} \quad (10^{-5} \text{から} 10^{-4} \text{までの範囲})$$

$$10^{-6} < \triangle CFF \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{から} 10^{-5} \text{までの範囲})$$

(3) 白：安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準

$$10^{-6} < \triangle CDF \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{から} 10^{-5} \text{までの範囲})$$

$$10^{-7} < \triangle CFF \leq 10^{-6} \quad (10^{-7} \text{から} 10^{-6} \text{までの範囲})$$

(4) 緑：安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準

$$\triangle CDF \leq 10^{-6} \quad (10^{-6} \text{以下})$$

$$\triangle CFF \leq 10^{-7} \quad (10^{-7} \text{以下})$$

3.2 核燃料施設等の場合

原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準を「追加対応なし」、それよりも安全確保の機能又は性能への影響がある水準を「追加対応あり」の2区分で評価する。実際の重要度評価は、添付1及び本ガイドの附属書により行う。

4 検査指摘事項の重要度評価手順

4.1 検査指摘事項の初期評価

実用発電用原子炉施設において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付1の手順及び附属書に沿って原子力検査官が初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「緑」と判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

核燃料施設等において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付1の手順及び附属書に沿って原子力検査官及び担当部門が検査評価室と協議の上、初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「追加対応なし」と判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

4.2 SERP

初期評価により、実用発電用原子炉施設において、検査指摘事項が「緑」を超えると判断された場合、及び、核燃料施設等において検査指摘事項が「追加対応あり」の可能性があると判断された場合については、添付2の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成されるSERPにおいて重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って深刻度や規制措置についても検討を行う。

また、実際の重要度評価にあたっては、原子力規制庁のリスク評価担当者¹が中心的な役割を担

うことが期待される。

¹添付4参照。

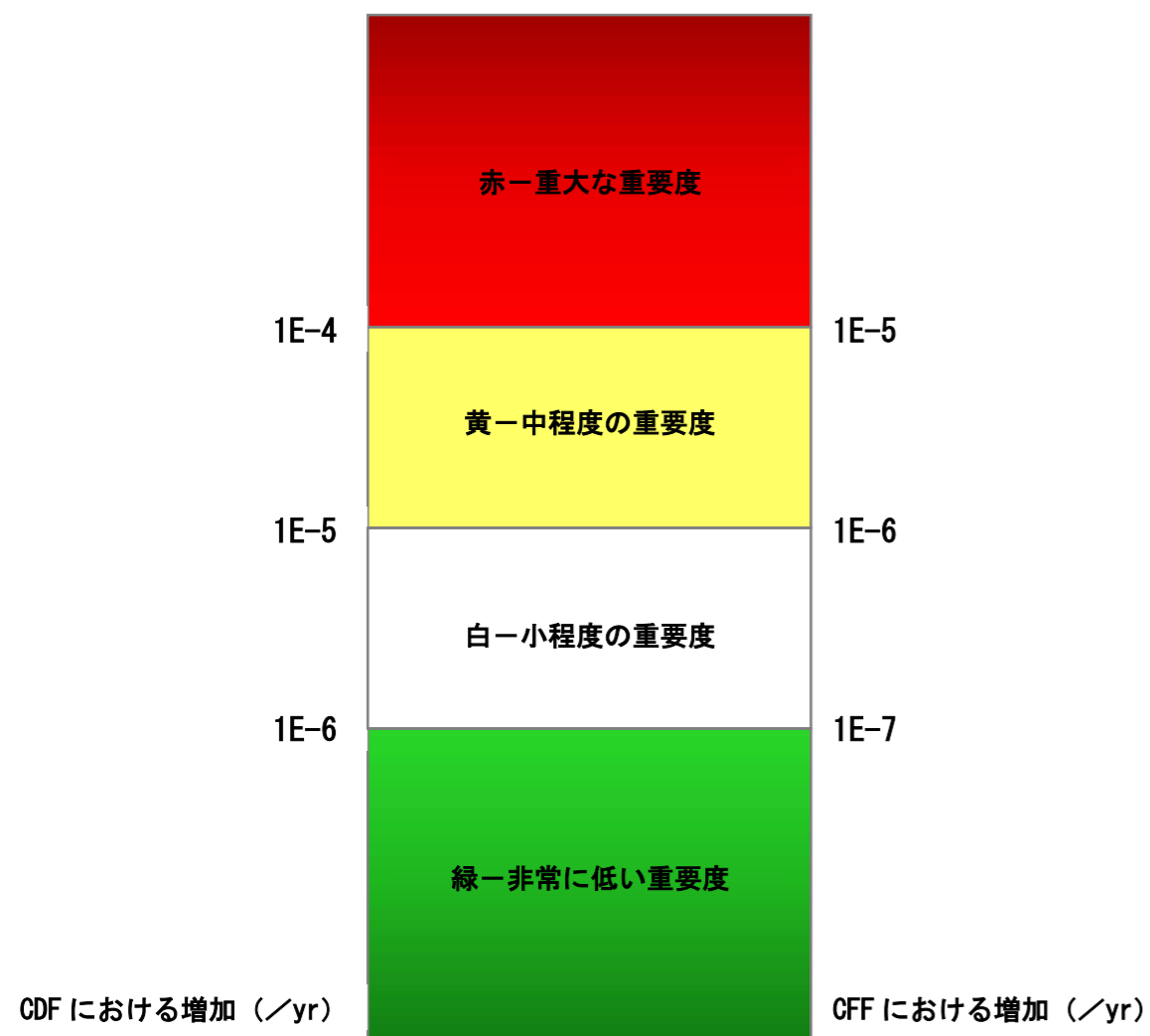
4.3 最終決定に対する申立て

SERP による最終的な重要度の評価結果を書面により通知した日から7日以内に事業者が異議を申し立てた場合には、添付3に定める手順に沿って対応する。

5 留意事項

検査指摘事項の重要度評価に当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。ある検査指摘事項の重要度評価区分について事業者と考えに相違がある場合、原子力安全に一義的な責任を有する事業者は、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠を持って説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には、事業者の考えを踏まえた評価区分変更を検討する必要はない。

別紙1 検査指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）



うことが期待される。

¹添付4参照。

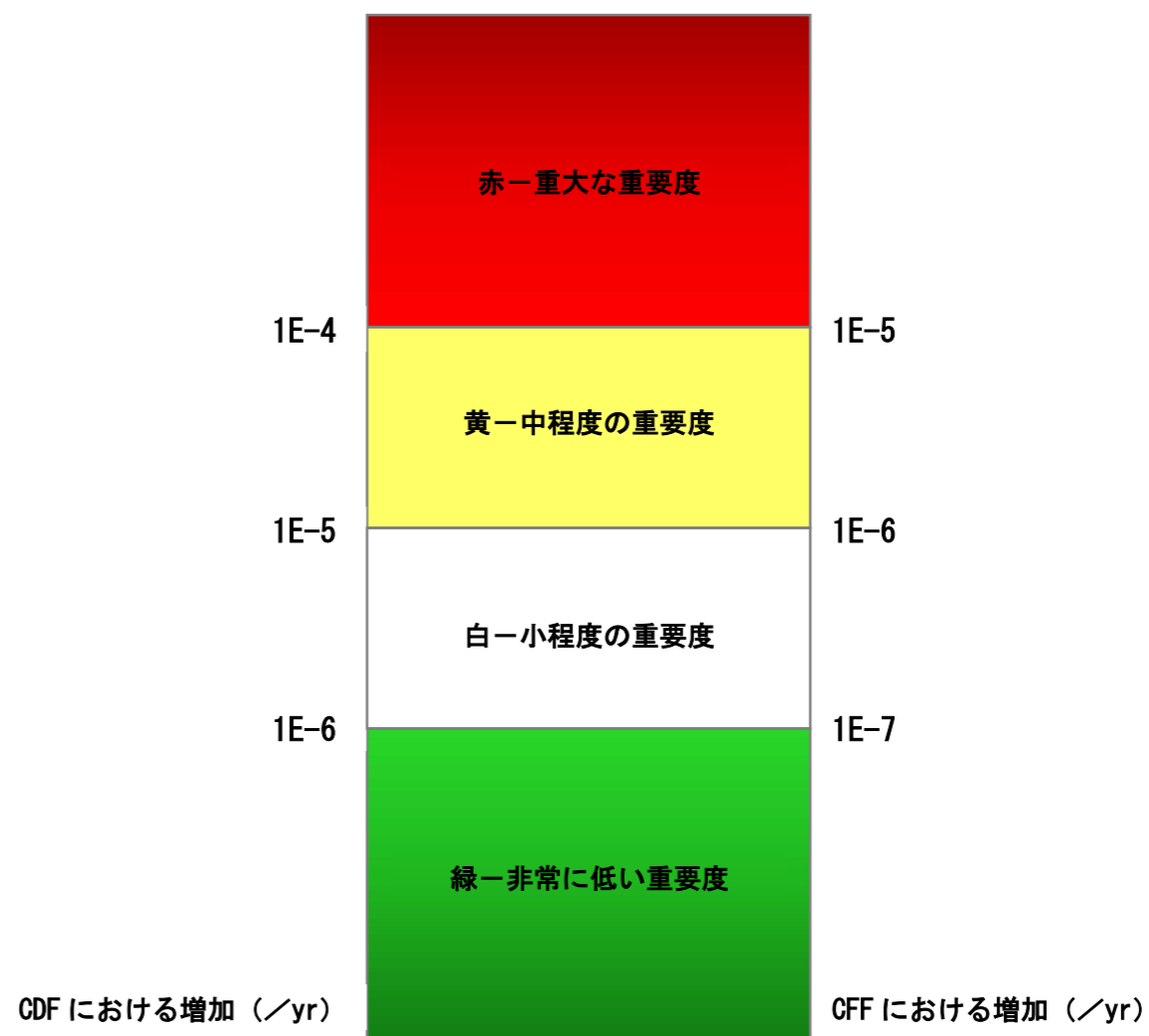
4.3 最終決定に対する申立て

SERP による最終的な重要度の評価結果を書面により通知した日から7日以内に事業者が異議を申し立てた場合には、添付3に定める手順に沿って対応する。

5 留意事項

検査指摘事項の重要度評価に当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。ある検査指摘事項の重要度評価区分について事業者と考えに相違がある場合、原子力安全に一義的な責任を有する事業者は、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠を持って説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には、事業者の考えを踏まえた評価区分変更を検討する必要はない。

別紙1 検査指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）



注記：全ての監視領域及び重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○運用の明確化 ①「検査指摘事項についての総合的な情報シート」の作成について、重要度評価に際し、必須でないことの運用を明確化（添付1） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・核燃料施設等の重要度評価の運用を明確化 ・最新のNRCの検査ガイド（IMC0609 Attachment4）を反映 ○記載の適正化	
<u>3</u>		<u>○運用の明確化</u> <u>・拡大防止・影響緩和として非常用ディーゼル発電機を明記（添付1 表2）</u> <u>○重要度評価ガイド附属書4の改正内容を反映（添付1 表2）</u> <u>○記載の適正化</u>	

添付1 検査指摘事項の初期評価

1 重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件

原子力規制検査において、事業者のパフォーマンス劣化が確認された事象で、軽微を超えるものは検査指摘事項となり、重要度評価の対象となる。一方、事業者のパフォーマンス劣化が確認された事象で、軽微と判断されたものは検査指摘事項とならず重要度評価の対象ではない。

2 重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価

原子力検査官は、検査指摘事項に対する初期の評価（事象の整理）を以下のとおり行う。

2.1 検査指摘事項についての総合的な情報の収集、整理

情報の収集、整理に当たっては、以下に留意し、必要に応じ表1を活用することができる。

- (1) 当該検査指摘事項が確認された検査の過程で使用された関係文書と参考資料を記述する。
- (2) パフォーマンス劣化があると判断した根拠、及び軽微を超えるものと判断した根拠を記載する。
- (3) 劣化状態に関する事実関係又は体制又は手順等の劣化に関する事実関係を記載する。（劣化した機器に係る状態の場合は、影響を受けた構築物、系統及び機器（SSC）、それらの関連機能並

注記：全ての監視領域及び重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○運用の明確化 ①「検査指摘事項についての総合的な情報シート」の作成について、重要度評価に際し、必須でないことの運用を明確化（添付1） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・核燃料施設等の重要度評価の運用を明確化 ・最新のNRCの検査ガイド（IMC0609 Attachment4）を反映 ○記載の適正化	

添付1 検査指摘事項の初期評価

1 重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件

原子力規制検査において、事業者のパフォーマンス劣化が確認された事象で、軽微を超えるものは検査指摘事項となり、重要度評価の対象となる。一方、事業者のパフォーマンス劣化が確認された事象で、軽微と判断されたものは検査指摘事項とならず重要度評価の対象ではない。

2 重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価

原子力検査官は、検査指摘事項に対する初期の評価（事象の整理）を以下のとおり行う。

2.1 検査指摘事項についての総合的な情報の収集、整理

情報の収集、整理に当たっては、以下に留意し、必要に応じ表1を活用することができる。

- (1) 当該検査指摘事項が確認された検査の過程で使用された関係文書と参考資料を記述する。
- (2) パフォーマンス劣化があると判断した根拠、及び軽微を超えるものと判断した根拠を記載する。
- (3) 劣化状態に関する事実関係又は体制又は手順等の劣化に関する事実関係を記載する。（劣化した機器に係る状態の場合は、影響を受けた構築物、系統及び機器（SSC）、それらの関連機能並

びに安全性に対する影響を記載する。体制又は手順等の劣化の場合は、影響を受けた体制又は手順等を記載するとともに、その劣化が安全性にどのような影響を与えたのかを説明する。）

(4) 当該指摘事項と劣化状態、体制又は手順等の劣化の論理的な結び付きを記述する。

2.2 監視領域（小分類）の特定（表2）

(1) 実用発電用原子炉施設の場合

a. 当該指摘事項に基づく劣化状態、体制又は手順等の劣化により影響を受けた監視領域（小分類）の各ボックスにチェックする。（該当するボックスを全てチェック）

- ・発生防止
- ・拡大防止・影響緩和
- ・閉じ込めの維持
- ・重大事故等対処及び大規模損壊対処
- ・従業員に対する放射線安全
- ・公衆に対する放射線安全

b. 全てのチェックしたボックスのレビューを行い、どの監視領域（小分類）が劣化状態、体制又は手順等の劣化による影響を受けたのかを確認する。

(2) 核燃料施設等の場合

「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」を参考に、監視領域（小分類）の特定を行う。

2.3 適用する重要度評価手法（附属書）の選定（表3）

(1) 影響を受けた監視領域（小分類）を特定した後、表3に基づき適用する重要度評価手法を選定する。

(2) 複数の監視領域（小分類）が影響を受け、複数の重要度評価手法が示される場合、原子力検査官は、状況に対して合理的な判断を行い、適用する1つの重要度評価手法を特定する。

(3) 複数の監視領域（小分類）が影響を受けたが、1つの重要度評価手法へのルートしか示されない場合、原子力検査官は、状況に対して合理的な判断を行い1つの監視領域（小分類）を特定する。

びに安全性に対する影響を記載する。体制又は手順等の劣化の場合は、影響を受けた体制又は手順等を記載するとともに、その劣化が安全性にどのような影響を与えたのかを説明する。）

(4) 当該指摘事項と劣化状態、体制又は手順等の劣化の論理的な結び付きを記述する。

2.2 監視領域（小分類）の特定（表2）

(1) 実用発電用原子炉施設の場合

a. 当該指摘事項に基づく劣化状態、体制又は手順等の劣化により影響を受けた監視領域（小分類）の各ボックスにチェックする。（該当するボックスを全てチェック）

- ・発生防止
- ・拡大防止・影響緩和
- ・閉じ込めの維持
- ・重大事故等対処及び大規模損壊対処
- ・従業員に対する放射線安全
- ・公衆に対する放射線安全

b. 全てのチェックしたボックスのレビューを行い、どの監視領域（小分類）が劣化状態、体制又は手順等の劣化による影響を受けたのかを確認する。

(2) 核燃料施設等の場合

「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」を参考に、監視領域（小分類）の特定を行う。

2.3 適用する重要度評価手法（附属書）の選定（表3）

(1) 影響を受けた監視領域（小分類）を特定した後、表3に基づき適用する重要度評価手法を選定する。

(2) 複数の監視領域（小分類）が影響を受け、複数の重要度評価手法が示される場合、原子力検査官は、状況に対して合理的な判断を行い、適用する1つの重要度評価手法を特定する。

(3) 複数の監視領域（小分類）が影響を受けたが、1つの重要度評価手法へのルートしか示されない場合、原子力検査官は、状況に対して合理的な判断を行い1つの監視領域（小分類）を特定する。

表 1 検査指摘事項の総合的な情報シート

<u>関係する文書と参考資料：</u>
<u>検査指摘事項の内容：</u>
<u>劣化状態又はプログラムの脆弱性についての事実関係の説明：</u>
<u>検査指摘事項を劣化状態又は手順等の脆弱性に結び付ける論理的な関連性：</u>

表 1 検査指摘事項の総合的な情報シート

<u>関係する文書と参考資料：</u>
<u>検査指摘事項の内容：</u>
<u>劣化状態又はプログラムの脆弱性についての事実関係の説明：</u>
<u>検査指摘事項を劣化状態又は手順等の脆弱性に結び付ける論理的な関連性：</u>

表2 劣化状態又はプログラムの脆弱性により影響を受けた監視領域

(✓) 適切なボックスをチェックすること。

発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持
<input type="checkbox"/> A. LOCAの起因となる事象(例:加圧器ヒータースリーブ、原子炉圧力容器貫通配管、制御棒駆動機構ノズル、加圧器逃し弁及び逃し安全弁からの原子炉冷却材漏えい並びに、インタフェース・システムLOCAに関する事項など) <input type="checkbox"/> B. 過渡事象の起因となる事象(例:原子炉/タービン・トリップ、外部電源喪失、主蒸気/給水配管の劣化、内部火災、内部溢水など) <input type="checkbox"/> C. サポート系統に係る起因事象(例: <u>直流電源喪失</u> 、 <u>原子炉補機冷却水系喪失</u> 、海水系喪失及び制御用空気系など) <input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象 <input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起因事象(火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> A. 緩和系 <input type="checkbox"/> 崩壊熱除去機能の劣化 <input type="checkbox"/> 短期炉心冷却機能の劣化 <input type="checkbox"/> <u>一次系</u> (例:安全注入系(PWRのみ)、主給水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系(BWRのみ)、高圧系、低圧系(PWR、BWR両方)) <input type="checkbox"/> 二次系(PWRのみ)(例:補助給水系、主給水系、主蒸気逃し弁など) <input type="checkbox"/> 長期炉心冷却機能の劣化(例:ECCS サンプ再循環、圧力抑制プールなど) <input type="checkbox"/> <u>非常用ディーゼル発電機</u> <input type="checkbox"/> B. 外部事象影響緩和系(例:地震/火災/溢水/異常気象の防護機能の劣化) <input type="checkbox"/> C. 原子炉保護系 <input type="checkbox"/> D. 消防隊	<input type="checkbox"/> A. 燃料被覆管の健全性 <input type="checkbox"/> 反応度管理(例:許可されている出力限度の超過、制御棒の誤動作、不注意による原子炉冷却系の希釈又は冷水の注入) <input type="checkbox"/> 異物排除プログラムの管理に係る失敗(例:ルースパーツ) <input type="checkbox"/> B. プラントの擾乱に対する緩和機能としての原子炉冷却系(RCS)バウンダリ(例:加圧熱衝撃など) 注意:漏えいなど、このほかの全てのRCSバウンダリに関する事項は、発生防止の監視領域において考慮される。 <input type="checkbox"/> C. 原子炉格納容器の閉じ込め <input type="checkbox"/> 実際の破損又はバイパス(例:貫通部シール、ISLOCAに係る隔離弁、ベント及びページ・システムからの漏えい、圧力抑制プールの機能維持に必要な構築物、系統及び機器の故障など) <input type="checkbox"/> 熱除去、水素又は圧力制御系の劣化 <input type="checkbox"/> D. 制御室、補助建屋/原子炉建屋又は使用済燃料建屋の閉じ込め。 <input type="checkbox"/> E. 使用済燃料プール <input type="checkbox"/> 未臨界状態の維持 <input type="checkbox"/> 使用済燃料プールの水量及び水温(例:冷却) <input type="checkbox"/> 燃料取扱い

表2 劣化状態又はプログラムの脆弱性により影響を受けた監視領域

(✓) 適切なボックスをチェックすること。

発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持
<input type="checkbox"/> A. LOCAの起因となる事象(例:加圧器ヒータースリーブ、原子炉圧力容器貫通配管、制御棒駆動機構ノズル、加圧器逃し弁及び逃し安全弁からの原子炉冷却材漏えい並びに、インタフェース・システムLOCAに関する事項など) <input type="checkbox"/> B. 過渡事象の起因となる事象(例:原子炉/タービン・トリップ、外部電源喪失、主蒸気/給水配管の劣化、内部火災、内部溢水など) <input type="checkbox"/> C. サポート系統に係る起因事象(例: <u>直流電源喪失</u> 、 <u>交流電源喪失</u> 、 <u>原子炉補機冷却水系喪失</u> 、海水系喪失及び制御用空気系など) <input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象 <input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起因事象(火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> A. 緩和系 <input type="checkbox"/> 崩壊熱除去機能の劣化 <input type="checkbox"/> 短期炉心冷却機能の劣化 <input type="checkbox"/> <u>一次系</u> (例:安全注入系(PWRのみ)、主給水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系(BWRのみ)、高圧系、低圧系(PWR、BWR両方)) <input type="checkbox"/> 二次系(PWRのみ)(例:補助給水系、主給水系、主蒸気逃し弁など) <input type="checkbox"/> 長期炉心冷却機能の劣化(例:ECCS サンプ再循環、圧力抑制プールなど) <input type="checkbox"/> <u>(新設)</u> <input type="checkbox"/> B. 外部事象影響緩和系(例:地震/火災/溢水/異常気象の防護機能の劣化) <input type="checkbox"/> C. 原子炉保護系 <input type="checkbox"/> D. 消防隊	<input type="checkbox"/> A. 燃料被覆管の健全性 <input type="checkbox"/> 反応度管理(例:許可されている出力限度の超過、制御棒の誤動作、不注意による原子炉冷却系の希釈又は冷水の注入) <input type="checkbox"/> 異物排除プログラムの管理に係る失敗(例:ルースパーツ) <input type="checkbox"/> B. プラントの擾乱に対する緩和機能としての原子炉冷却系(RCS)バウンダリ(例:加圧熱衝撃など) 注意:漏えいなど、このほかの全てのRCSバウンダリに関する事項は、発生防止の監視領域において考慮される。 <input type="checkbox"/> C. 原子炉格納容器の閉じ込め <input type="checkbox"/> 実際の破損又はバイパス(例:貫通部シール、ISLOCAに係る隔離弁、ベント及びページ・システムからの漏えい、圧力抑制プールの機能維持に必要な構築物、系統及び機器の故障など) <input type="checkbox"/> 熱除去、水素又は圧力制御系の劣化 <input type="checkbox"/> D. 制御室、補助建屋/原子炉建屋又は使用済燃料建屋の閉じ込め。 <input type="checkbox"/> E. 使用済燃料プール <input type="checkbox"/> 未臨界状態の維持 <input type="checkbox"/> 使用済燃料プールの水量及び水温(例:冷却) <input type="checkbox"/> 燃料取扱い

記載の適正化

記載の適正化(最新の米国NRCのガイドに合わせる)

運用の明確化(拡大防止・影響緩和として非常用ディーゼル発電機を明記)

重大事故等対処及び大規模損壊対処	従業員に対する放射線安全	公衆に対する放射線安全
<input type="checkbox"/> 重大事故等及び大規模損壊対応の訓練計画の不遵守 <input type="checkbox"/> 実際の事象に対する実行の問題 <input type="checkbox"/> 重大事故等対処設備の機能劣化	<input type="checkbox"/> ALARA に関する計画又は作業の管理 <input type="checkbox"/> 被ばく又は過剰被ばくの問題 <input type="checkbox"/> 線量評価能力の劣化	<input type="checkbox"/> 放射性気体 <u>及び液体廃棄物の放出</u> 管理 <input type="checkbox"/> 放射線環境監視 <input type="checkbox"/> <u>管理区域境界の管理</u> <input type="checkbox"/> 放射性固体廃棄物 <u>の管理</u> <input type="checkbox"/> 放射性物質の輸送
核物質防護		
/		

重大事故等対処及び大規模損壊対処	従業員に対する放射線安全	公衆に対する放射線安全
<input type="checkbox"/> 重大事故等及び大規模損壊対応の訓練計画の不遵守 <input type="checkbox"/> 実際の事象に対する実行の問題 <input type="checkbox"/> 重大事故等対処設備の機能劣化	<input type="checkbox"/> ALARA に関する計画又は作業の管理 <input type="checkbox"/> 被ばく又は過剰被ばくの問題 <input type="checkbox"/> 線量評価能力の劣化	<input type="checkbox"/> 放射性気体 <u>又は廃液の排出</u> 管理 <input type="checkbox"/> 放射線環境監視 <input type="checkbox"/> <u>(新設)</u> <input type="checkbox"/> 放射性固体廃棄物 <u>管理</u> <input type="checkbox"/> 放射性物質の輸送
核物質防護		
/		

記載の適正化

重要度評価ガイド
附属書 4 の改正内容の反映

記載の適正化

表 3 重要度評価の附属書の選定ルート

<p>検査指摘事項及びそれに伴う劣化状態又はプログラムの脆弱性が事業者の以下の監視領域の中に存在している場合：</p> <ol style="list-style-type: none"> 核燃料施設等の場合は、附属書 10 に進むこと。 公衆に対する放射線安全の監視領域の場合は、附属書 4 に進むこと。 従業員に対する放射線安全の監視領域の場合は、附属書 3 に進むこと。 発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持又は重大事故等対処及び大規模損壊対処の監視領域の場合は、以下に進むこと。 <p>A. から D. までについて、「はい」又は「いいえ」の質問に答えること。A. から D. までの全ての質問に対する答えが「いいえ」の場合は、附属書 1 に進むこと。</p> <p>A. 重大事故等対処及び大規模損壊対処：</p> <p>検査指摘事項は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での重大事故等対処及び大規模損壊対処等に係る計画、設備、機器、体制、作業員の線量措置及び手順の整備と実施に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 2 に進むこと。</p> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>B. 停止、燃料取替及び強制停止：</p> <p>検査指摘事項は、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去又は余熱除去により通常の温度及び圧力に管理されている状況における作業、操作、事象又は劣化状態に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 6 に進むこと。</p> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>C. メンテナンスのリスク評価：</p> <p>検査指摘事項は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での保守活動の実施に伴うリスクに対する事業者の評価及び管理に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 8 に進むこと。</p>

表 3 重要度評価の附属書の選定ルート

<p>検査指摘事項及びそれに伴う劣化状態又はプログラムの脆弱性が事業者の以下の監視領域の中に存在している場合：</p> <ol style="list-style-type: none"> 核燃料施設等の場合は、附属書 10 に進むこと。 公衆に対する放射線安全の監視領域の場合は、附属書 4 に進むこと。 従業員に対する放射線安全の監視領域の場合は、附属書 3 に進むこと。 発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持又は重大事故等対処及び大規模損壊対処の監視領域の場合は、以下に進むこと。 <p>A. から D. までについて、「はい」又は「いいえ」の質問に答えること。A. から D. までの全ての質問に対する答えが「いいえ」の場合は、附属書 1 に進むこと。</p> <p>A. 重大事故等対処及び大規模損壊対処：</p> <p>検査指摘事項は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での重大事故等対処及び大規模損壊対処等に係る計画、設備、機器、体制、作業員の線量措置及び手順の整備と実施に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 2 に進むこと。</p> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>B. 停止、燃料取替及び強制停止：</p> <p>検査指摘事項は、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去又は余熱除去により通常の温度及び圧力に管理されている状況における作業、操作、事象又は劣化状態に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 6 に進むこと。</p> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>C. メンテナンスのリスク評価：</p> <p>検査指摘事項は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での保守活動の実施に伴うリスクに対する事業者の評価及び管理に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 8 に進むこと。</p>

「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

D. 火災防護：

1. 検査指摘事項は、消防や消火活動等の不具合に関係しているか。

「はい」の場合は、**附属書1**に進むこと。

「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

2. 検査指摘事項は、以下の事項に関係しているか。

(1) 仮置可燃物、仮置発火源又は火気使用作業による火災の発生防止及び管理を十分に実施できていない。

(2) 固定式の火災防護システム、又は、火災を封じ込める能力に影響を及ぼすか。

(3) 火災発生の際にプラントの安全停止状態を達成・維持する能力に影響を及ぼすか。

「はい」の場合は、**附属書5**に進むこと。

「いいえ」の場合は、**附属書1**に進むこと。

「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

D. 火災防護：

1. 検査指摘事項は、消防や消火活動等の不具合に関係しているか。

「はい」の場合は、**附属書1**に進むこと。

「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

2. 検査指摘事項は、以下の事項に関係しているか。

(1) 仮置可燃物、仮置発火源又は火気使用作業による火災の発生防止及び管理を十分に実施できていない。

(2) 固定式の火災防護システム、又は、火災を封じ込める能力に影響を及ぼすか。

(3) 火災発生の際にプラントの安全停止状態を達成・維持する能力に影響を及ぼすか。

「はい」の場合は、**附属書5**に進むこと。

「いいえ」の場合は、**附属書1**に進むこと。

添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領

1 重要度評価・規制措置会合の開催

「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり」の可能性があると読み替える。以下同じ。）と判断される検査指摘事項の重要度について評価等を行うため別紙のとおり重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。

2 SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 暫定評価のためのSERPの実施

- (1) SERPは、検査指摘事項について「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性があると判断した場合に開催され、重要度を評価するとともに、法令や規制要件等の違反の有無、深刻度及び規制措置についても検討を行う。
- (2) SERPの結果、検査指摘事項の重要度を「緑」（核燃料施設等においては「追加対応なし」）かつ深刻度IVで規制措置不要と判断した場合には、この評価が最終の結果となる。
- (3) 初期評価の結果、「緑」を超えると考えられる検査指摘事項については、本ガイドに沿って重要度評価を行う。評価結果に関しては、「GI0009 重要度評価等に係る事務手順運用ガイド」の様式に沿って重要度等評価書を取りまとめる。
- (4) 合理的な判断を行うための十分な情報がなく、かつその情報が重要度等の結果に著しい影響を及ぼす場合には、重要度を「緑」を超えるものとする事ができる。

2.2 評価結果の通知

- (1) SERPにおける重要度評価の結果、「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超えると判断した場合には、暫定的な重要度等の評価結果を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で事業者に対し書面で通知するとともに、必要に応じて最終的に重要度等を評価するための追加情報を要求する。
- (2) その際、以下についても併せて事業者に対し通知する。
 - ✓ 当該重要度評価結果に対して公開の意見聴取会又は書面にて意見を述べる事ができること
 - ✓ 通知日から7日以内に事業者から意見陳述の要望がなかった場合には、通知の日付けをもって当該重要度評価結果が最終的な重要度評価結果となること

2.3 重要度評価に対する事業者からの意見聴取

事業者から意見陳述の要望があった場合には、意見聴取等を行う。事業者から直接意見を述べることを要望された場合には、公開の意見聴取会を開催する。

2.4 意見聴取会後のSERPの実施

意見聴取会又は事業者からの意見を踏まえ、重要度評価、深刻度又は重要度等評価書を変更する必要があるかどうか及び規制措置を検討するためSERPを開催する。

2.5 最終的な評価結果の通知

- (1) 最終的な重要度の評価結果等については、改めて原子力規制委員会に報告し、その了承を得た

添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領

1 重要度評価・規制措置会合の開催

「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり」の可能性があると読み替える。以下同じ。）と判断される検査指摘事項の重要度について評価等を行うため別紙のとおり重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。

2 SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 暫定評価のためのSERPの実施

- (1) SERPは、検査指摘事項について「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性があると判断した場合に開催され、重要度を評価するとともに、法令や規制要件等の違反の有無、深刻度及び規制措置についても検討を行う。
- (2) SERPの結果、検査指摘事項の重要度を「緑」（核燃料施設等においては「追加対応なし」）かつ深刻度IVで規制措置不要と判断した場合には、この評価が最終の結果となる。
- (3) 初期評価の結果、「緑」を超えると考えられる検査指摘事項については、本ガイドに沿って重要度評価を行う。評価結果に関しては、「GI0009 重要度評価等に係る事務手順運用ガイド」の様式に沿って重要度等評価書を取りまとめる。
- (4) 合理的な判断を行うための十分な情報がなく、かつその情報が重要度等の結果に著しい影響を及ぼす場合には、重要度を「緑」を超えるものとする事ができる。

2.2 評価結果の通知

- (1) SERPにおける重要度評価の結果、「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超えると判断した場合には、暫定的な重要度等の評価結果を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で事業者に対し書面で通知するとともに、必要に応じて最終的に重要度等を評価するための追加情報を要求する。
- (2) その際、以下についても併せて事業者に対し通知する。
 - ✓ 当該重要度評価結果に対して公開の意見聴取会又は書面にて意見を述べる事ができること
 - ✓ 通知日から7日以内に事業者から意見陳述の要望がなかった場合には、通知の日付けをもって当該重要度評価結果が最終的な重要度評価結果となること

2.3 重要度評価に対する事業者からの意見聴取

事業者から意見陳述の要望があった場合には、意見聴取等を行う。事業者から直接意見を述べることを要望された場合には、公開の意見聴取会を開催する。

2.4 意見聴取会後のSERPの実施

意見聴取会又は事業者からの意見を踏まえ、重要度評価、深刻度又は重要度等評価書を変更する必要があるかどうか及び規制措置を検討するためSERPを開催する。

2.5 最終的な評価結果の通知

- (1) 最終的な重要度の評価結果等については、改めて原子力規制委員会に報告し、その了承を得

上で、事業者に対して書面により通知する。

(2) なお、通知の日から7日以内に申立てがない場合には評価が確定することについても併せて通知する。

3 規制措置の検討について

検査指摘事項の評価結果等に基づき、法に基づく措置命令（運転の停止等の保安措置命令、保安規定の変更命令、報告徴収命令等）等を含む規制措置を行う場合には、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。

4 SERP における検討期間について

本実施要領における検討期間については、原子力検査官が「緑」を超える可能性があるとして判断し検査報告書が取りまとめられた段階から概ね90日程度を目途に最終的な重要度の評価結果等の通知を行うべく、検討の計画を行う。

別紙

重要度評価・規制措置会合（SERP）の開催について

1 趣旨

令和2年4月から施行された改正法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制委員会は、施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、原子力事業者に対する追加検査の要否等を判断することとなる。

このため、「緑」を超える可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり」の可能性があると読み替える。以下同じ。）検査指摘事項の重要度及び深刻度を評価するとともに、規制措置に関する検討を行うため、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。

2 検討事項

「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき、以下の事項について検討を行う。

- (1) 「緑」を超える又は「追加対応あり」の可能性のある検査指摘事項の重要度評価及び深刻度評価
- (2) 重要度評価等結果に基づく規制措置の案
- (3) 対応区分の変更（判断が困難な事例に限る。）
- (4) その他

3 構成員

以下のとおりとする。なお、SERPの主査は、必要に応じて構成員を追加することができる。

- 担当部門管理官（主査）
- 検査監督総括課長

た上で、事業者に対して書面により通知する。

(2) なお、通知の日から7日以内に申立てがない場合には評価が確定することについても併せて通知する。

3 規制措置の検討について

検査指摘事項の評価結果等に基づき、法に基づく措置命令（運転の停止等の保安措置命令、保安規定の変更命令、報告徴収命令等）等を含む規制措置を行う場合には、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。

4 SERP における検討期間について

本実施要領における検討期間については、原子力検査官が「緑」を超える可能性があるとして判断し検査報告書が取りまとめられた段階から概ね90日程度を目途に最終的な重要度の評価結果等の通知を行うべく、検討の計画を行う。

別紙

重要度評価・規制措置会合（SERP）の開催について

1 趣旨

令和2年4月から施行された改正法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制委員会は、施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、原子力事業者に対する追加検査の要否等を判断することとなる。

このため、「緑」を超える可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり」の可能性があると読み替える。以下同じ。）検査指摘事項の重要度及び深刻度を評価するとともに、規制措置に関する検討を行うため、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。

2 検討事項

「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき、以下の事項について検討を行う。

- (1) 「緑」を超える又は「追加対応あり」の可能性のある検査指摘事項の重要度評価及び深刻度評価
- (2) 重要度評価等結果に基づく規制措置の案
- (3) 対応区分の変更（判断が困難な事例に限る。）
- (4) その他

3 構成員

以下のとおりとする。なお、SERPの主査は、必要に応じて構成員を追加することができる。

- 担当部門管理官（主査）
- 検査監督総括課長

○検査評価室長

添付3 重要度評価の申立て制度

1 目的

本文書は、「白」、「黄」又は「赤」とされた検査指摘事項（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の重要度等の評価結果に対する事業者からの申立て制度について定めるものである。なお、本申立て制度は、原子炉等規制法に基づく原子力規制検査における重要度等の評価に関するものであり、行政不服審査法に基づく異議申立てとは異なるものである。

2 申立ての前提

原子力規制庁は、検査指摘事項の最終的な重要度評価等の結果に関して、以下の項目を完了しているものとする。なお、原子力規制庁が事業者に対し検査指摘事項の暫定的な重要度評価等を通知した後、事業者が意見聴取会の開催等、意見を述べることを求めなかった場合には、申立てを行うことができない。

- (1) 原子力検査官は、検査気付き事項について、その時点で利用できる限りの情報を用いて事業者のパフォーマンス劣化を明確にし、検査指摘事項が「緑」を超える可能性がある判断。
- (2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な重要度評価ガイドの附属書を用いて検査指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える）を評価。
- (3) 暫定的に評価された検査指摘事項について、SERP において評価が行われている。その後、原子力規制庁は、事業者に暫定的な結果を通知し、意見陳述の機会があることを提示。
- (4) 事業者が、意見陳述を要望した場合は、原子力規制庁は意見を聴取し、追加的な情報を踏まえ評価を変更する必要があるか否かを検討し、最終的な評価結果を通知。

3 申立ての要件

「2 申立ての前提」を満足しており、かつ申立てが以下の項目のいずれかに当てはまる場合には申立てを受理するものとする。

- (1) 原子力規制庁による重要度評価等のプロセスが、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」等と一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。
- (2) 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度等の評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。
- (3) 事業者が意見陳述の時点で整理が間に合わなかった新しい情報がある場合。ただし、新しい情報については、以下のいずれにも該当する場合に考慮される。
 - a. 意見陳述の際に事業者から追加的な新たな情報を整理していることが表明されている
 - b. 新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすことが明らかである
 - c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある

なお、整理に認められる期間については、最終的な重要度評価等の結果を通知するまでの検討期間の目安である 90 日程度を超えないことを原則とする。

4 申立てに対する判定会合

○検査評価室長

添付3 重要度評価の申立て制度

1 目的

本文書は、「白」、「黄」又は「赤」とされた検査指摘事項（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の重要度等の評価結果に対する事業者からの申立て制度について定めるものである。なお、本申立て制度は、原子炉等規制法に基づく原子力規制検査における重要度等の評価に関するものであり、行政不服審査法に基づく異議申立てとは異なるものである。

2 申立ての前提

原子力規制庁は、検査指摘事項の最終的な重要度評価等の結果に関して、以下の項目を完了しているものとする。なお、原子力規制庁が事業者に対し検査指摘事項の暫定的な重要度評価等を通知した後、事業者が意見聴取会の開催等、意見を述べることを求めなかった場合には、申立てを行うことができない。

- (1) 原子力検査官は、検査気付き事項について、その時点で利用できる限りの情報を用いて事業者のパフォーマンス劣化を明確にし、検査指摘事項が「緑」を超える可能性がある判断。
- (2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な重要度評価ガイドの附属書を用いて検査指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える）を評価。
- (3) 暫定的に評価された検査指摘事項について、SERP において評価が行われている。その後、原子力規制庁は、事業者に暫定的な結果を通知し、意見陳述の機会があることを提示。
- (4) 事業者が、意見陳述を要望した場合は、原子力規制庁は意見を聴取し、追加的な情報を踏まえ評価を変更する必要があるか否かを検討し、最終的な評価結果を通知。

3 申立ての要件

「2 申立ての前提」を満足しており、かつ申立てが以下の項目のいずれかに当てはまる場合には申立てを受理するものとする。

- (1) 原子力規制庁による重要度評価等のプロセスが、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」等と一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。
- (2) 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度等の評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。
- (3) 事業者が意見陳述の時点で整理が間に合わなかった新しい情報がある場合。ただし、新しい情報については、以下のいずれにも該当する場合に考慮される。
 - a. 意見陳述の際に事業者から追加的な新たな情報を整理していることが表明されている
 - b. 新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすことが明らかである
 - c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある

なお、整理に認められる期間については、最終的な重要度評価等の結果を通知するまでの検討期間の目安である 90 日程度を超えないことを原則とする。

4 申立てに対する判定会合

事業者からの申立てが、「3 申立ての要件」に合致するか判定するとともに、申立て内容の妥当性について検討を行うため別紙のとおり「申立てに対する判定会合」を開催する。判定会合においては、以下のいずれかの判断を行い、申立てに対する決定書について検討を行う。

- (1) 事業者の申立てが要件を満たさないために棄却することが適当
- (2) 重要度評価等結果の記載に不十分な点があるため、当該結果についてより詳細な説明が必要
- (3) 重要度評価等の過程に問題があり、当該評価のやり直しが必要

5 申立て手順

5.1 申立てプロセス

- (1) 事業者から申立てがあった場合には、判定会合の構成員は事業者から公開の場で異議の内容を聴取し、これを踏まえて判定会合で申立て内容の妥当性等について検討を行い、決定書案について検討を行う。
- (2) 申立てに対する判定会合の結果、4(2)と判断された場合には、重要度評価等の結果の記載の修正について検討を行う。
- (3) 申立てに対する判定会合の結果、4(3)と判断された場合には、SERP を開催して、重要度評価をやり直す。その結果の妥当性等については、改めて判定会合を開催し検討を行う。

5.2 原子力規制委員会での審議及び事業者への通知

申立てに対する決定書案及び重要度評価等の結果（変更がある場合に限る。）については、原子力規制委員会で審議及び決定を得た上で、事業者に対し通知する。

別紙

申立てに対する判定会合の開催について

1 設置の趣旨

原子力規制庁が最終評価した検査指摘事項の重要度について、事業者は原子力規制委員会に対し申立てを行うことができる。

重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容に関する妥当性等について検討を行うため、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき申立てに対する判定会合を開催する。

2 検討事項

「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき、以下の事項について検討を行う。

- (1) 重要度評価等の結果に対する事業者等からの申立て内容が要件に合致するか
- (2) 重要度評価等の結果に対する事業者等からの申立て内容の妥当性等
- (3) その他

3 会合の構成員

事業者からの申立てが、「3 申立ての要件」に合致するか判定するとともに、申立て内容の妥当性について検討を行うため別紙のとおり「申立てに対する判定会合」を開催する。判定会合においては、以下のいずれかの判断を行い、申立てに対する決定書について検討を行う。

- (1) 事業者の申立てが要件を満たさないために棄却することが適当
- (2) 重要度評価等結果の記載に不十分な点があるため、当該結果についてより詳細な説明が必要
- (3) 重要度評価等の過程に問題があり、当該評価のやり直しが必要

5 申立て手順

5.1 申立てプロセス

- (1) 事業者から申立てがあった場合には、判定会合の構成員は事業者から公開の場で異議の内容を聴取し、これを踏まえて判定会合で申立て内容の妥当性等について検討を行い、決定書案について検討を行う。
- (2) 申立てに対する判定会合の結果、4(2)と判断された場合には、重要度評価等の結果の記載の修正について検討を行う。
- (3) 申立てに対する判定会合の結果、4(3)と判断された場合には、SERP を開催して、重要度評価をやり直す。その結果の妥当性等については、改めて判定会合を開催し検討を行う。

5.2 原子力規制委員会での審議及び事業者への通知

申立てに対する決定書案及び重要度評価等の結果（変更がある場合に限る。）については、原子力規制委員会で審議及び決定を得た上で、事業者に対し通知する。

別紙

申立てに対する判定会合の開催について

1 設置の趣旨

原子力規制庁が最終評価した検査指摘事項の重要度について、事業者は原子力規制委員会に対し申立てを行うことができる。

重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容に関する妥当性等について検討を行うため、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき申立てに対する判定会合を開催する。

2 検討事項

「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき、以下の事項について検討を行う。

- (1) 重要度評価等の結果に対する事業者等からの申立て内容が要件に合致するか
- (2) 重要度評価等の結果に対する事業者等からの申立て内容の妥当性等
- (3) その他

3 会合の構成員

以下のとおりとする。なお、判定会合の主査は、申立ての内容等に応じて構成員を追加することができる。

○構成員

- ・原子力規制検査担当指定職（主査）
- ・検査監督総括課長
- ・担当部門管理官
- ・検査評価室長

添付4 リスク評価担当者に求められる役割

原子力規制庁のリスク評価担当者は、リスク情報を活用した重要度評価を担当し、リスクに関する他の職員を支援する技術担当者であることが期待される。さらに、リスク評価担当者は確率論的リスク評価（PRA）研究職員と緊密に連携して、リスク情報に基づいた規制活動の効果的な運用を行う。具体的に求められる役割は、以下のとおり。

1 リスク情報に基づいた規制活動

- (1)原子力規制庁のリスク情報に基づいた規制活動全般を支援し、原子力規制庁の使命の達成に貢献する。
- (2)これらの貢献は、原子力規制検査全体に関連するリスク情報に基づいた活動を行うことにより達成する。

2 リスク情報を活用した重要度評価の実施

- (1)定量的及び定性的な評価手法と適用可能なガイドを使用して、原子力規制検査における検査指摘事項の重要度を評価する。
- (2)重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）での重要度の評価のために、原子力検査官と協力して検査結果、リスク分析の詳細及び関連情報の概要を含む重要度評価結果を取りまとめる。
- (3)リスク情報に基づいた効果的な意思決定を支援するために、重要度評価に基づいて、提案又は推奨事項をSERPに提供する。

3 原子力検査官を含む原子力規制庁職員への支援の提供

- (1)リスク情報を使用した検査計画及び関連するガイドの適用に対する重要度評価手順について、原子力規制庁職員を支援する。
- (2)原子力検査官と連絡を取り、リスク情報を活用した検査の適用に関して共通理解を得る。

4 重要度評価プログラムの継続的改善

- (1)重要度評価プログラムの改善のために関連の会議に参加する。
- (2)重要度評価関連のガイドの改善、関連する文書と付録、その他の原子力規制検査関連のガイドと検査手順の改善に係る検討に参画する。

以下のとおりとする。なお、判定会合の主査は、申立ての内容等に応じて構成員を追加することができる。

○構成員

- ・原子力規制検査担当指定職（主査）
- ・検査監督総括課長
- ・担当部門管理官
- ・検査評価室長

添付4 リスク評価担当者に求められる役割

原子力規制庁のリスク評価担当者は、リスク情報を活用した重要度評価を担当し、リスクに関する他の職員を支援する技術担当者であることが期待される。さらに、リスク評価担当者は確率論的リスク評価（PRA）研究職員と緊密に連携して、リスク情報に基づいた規制活動の効果的な運用を行う。具体的に求められる役割は、以下のとおり。

1 リスク情報に基づいた規制活動

- (1)原子力規制庁のリスク情報に基づいた規制活動全般を支援し、原子力規制庁の使命の達成に貢献する。
- (2)これらの貢献は、原子力規制検査全体に関連するリスク情報に基づいた活動を行うことにより達成する。

2 リスク情報を活用した重要度評価の実施

- (1)定量的及び定性的な評価手法と適用可能なガイドを使用して、原子力規制検査における検査指摘事項の重要度を評価する。
- (2)重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）での重要度の評価のために、原子力検査官と協力して検査結果、リスク分析の詳細及び関連情報の概要を含む重要度評価結果を取りまとめる。
- (3)リスク情報に基づいた効果的な意思決定を支援するために、重要度評価に基づいて、提案又は推奨事項をSERPに提供する。

3 原子力検査官を含む原子力規制庁職員への支援の提供

- (1)リスク情報を使用した検査計画及び関連するガイドの適用に対する重要度評価手順について、原子力規制庁職員を支援する。
- (2)原子力検査官と連絡を取り、リスク情報を活用した検査の適用に関して共通理解を得る。

4 重要度評価プログラムの継続的改善

- (1)重要度評価プログラムの改善のために関連の会議に参加する。
- (2)重要度評価関連のガイドの改善、関連する文書と付録、その他の原子力規制検査関連のガイドと検査手順の改善に係る検討に参画する。

<p>(3) 関係部署と連携し、リスク評価で使用する PRA モデルの品質を確保する。</p>	<p>(3) 関係部署と連携し、リスク評価で使用する PRA モデルの品質を確保する。</p>	
---	---	--

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
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">附属書 2</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 2_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲..... 1</p> <p>2 法令等により事業者に要求されている事項..... 1</p> <p>2.1 <u>平時における重大事故等対処等に係る設備・機器</u>及び体制の整備..... 1</p> <p>2.2 <u>緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動</u>..... 1</p> <p>3 重要度評価の基本的考え方..... 2</p> <p>4 重要度評価の方法..... 2</p> <p>4.1 <u>平時における重大事故等対処等に係る設備・機器</u>及び体制の整備に関する不適合..... 2</p> <p>4.2 <u>緊急事態等の発生時における運用手順等</u>に基づく活動の不実施..... 3</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">附属書 2</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 2_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲..... 1</p> <p>2 法令等により事業者に要求されている事項..... 1</p> <p>2.1 <u>設備・機器</u>及び体制の整備..... 1</p> <p>2.2 <u>施設の保全のための活動</u>..... 1</p> <p>3 重要度評価の基本的考え方..... 2</p> <p>4 重要度評価の方法..... 2</p> <p>4.1 <u>設備・機器</u>及び体制の整備に関する不適合..... 2</p> <p>4.2 <u>運用手順等</u>に基づく活動の不実施..... 3</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化</p>

1 適用範囲

本附属書においては、原子力規制検査において特定された重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、以下に関する重要度の評価に適用する。

- 平時における重大事故等対処及び大規模損壊対処に係る設備・機器及び体制の整備に関する事項
- 緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動の不実施に関する事項

2 法令等により事業者により要求されている事項

2.1 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

事業者は、法令等により重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全（以下「施設の保全」という。）に関する措置として、設備・機器及び体制の整備（教育及び訓練に関することも含まれる。以下同じ。）に関し、平時において、以下に掲げる措置を講ずることが求められている。

- (1) 施設の保全のための活動を行うために必要な計画を策定すること
- (2) 施設の保全のための活動を行うために必要な要員（対策要員）を配置すること
- (3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年1回以上定期的に実施すること
- (4) 施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、消火ホースその他の資機材を備え付けること
- (5) 施設の保全のための活動を行うために必要な事項を定め、これを対策要員に守らせること
- (6) その他、施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備に関すること
- (7) (1)～(6)の措置について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講ずること
- (8) 緊急時の線量等の措置

2.2 緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動

事業者は、法令等により重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における施設の保全に関する措置として、以下に掲げる運用手順等を定め、緊急事態等の発生時において、対策要員に遵守させることが求められている。具体的には保安規定の中の「重大事故等及び大規模損壊対応要領」において、これら運用手順等が定められている。

- (1) 重大事故等発生時における施設の保全のための対応
 - 共通事項（アクセスルートの確保等）
 - 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 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手順等
 - 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
 - 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手順等
 - 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1 適用範囲

本附属書においては、原子力規制検査において特定された重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、以下に関する重要度の評価に適用する。

- 重大事故等対処及び大規模損壊対処に係る設備・機器及び体制の整備に関する事項
- 緊急事態における運用手順等に基づく活動の不実施に関する事項

2 法令等により事業者により要求されている事項

2.1 設備・機器及び体制の整備

事業者は、法令等により重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のための活動を行う設備・機器及び体制の整備に関し、以下に掲げる措置を講ずることが求められている。

- (1) 施設の保全のための活動を行うために必要な計画を策定すること
- (2) 施設の保全のための活動を行うために必要な要員（対策要員）を配置すること
- (3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年1回以上定期的に実施すること
- (4) 施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、消火ホースその他の資機材を備え付けること
- (5) 施設の保全のための活動を行うために必要な事項を定め、これを対策要員に守らせること
- (6) その他、施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備に関すること
- (7) (1)～(6)の措置について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講ずること
- (8) 緊急時の線量等の措置

2.2 施設の保全のための活動

事業者は、法令等により重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のための活動に関して、以下に掲げる運用手順等を定め、これを対策要員に守らせることが求められている。具体的には保安規定の中の「重大事故等及び大規模損壊対応要領」において、これら運用手順等が定められている。

- (1) 重大事故等発生時における施設の保全のための対応
 - 共通事項（アクセスルートの確保等）
 - 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 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手順等
 - 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
 - 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手順等
 - 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）

運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）

運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）

- 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
- 電源の確保に関する手順等
- 事故時の計装に関する手順等
- 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 監視測定等に関する手順等
- 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 通信連絡に関する手順等炉心の著しい損傷を防止するための対策

(2) 大規模損壊発生時における施設の保全のための対応

- 以下に関する手順等
 - ・大規模な火災が発生した場合における消火活動
 - ・炉心の著しい損傷を緩和するための対策
 - ・原子炉格納容器の破損を緩和するための対策
 - ・使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するため対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策
 - ・放射性物質の放出を低減するための対策
 - ・重大事故等対策における要求事項の一部手順
 - ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順

3 重要度評価の基本的考え方

「2 法令等により事業者に要求されている事項」に掲げられた事項に係る検査指摘事項のうち、発生防止、拡大防止・影響緩和及び閉じ込めの維持の監視領域の視点と同様の機能を有する措置（以下「防止等措置」という。）に関連するものについては、他の附属書（評価ガイド）を準用して評価を行う。

その他、防止等措置以外の検査指摘事項又は緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動の不実施等の検査指摘事項については、本附属書に記載された手法を用いて評価を行う。

4 重要度評価の方法

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

「2.1 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」に掲げる事項の不適合に係る検査指摘事項に関する重要度について以下のとおり評価を行う（図参照）。

(削る)

- 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
- 電源の確保に関する手順等
- 事故時の計装に関する手順等
- 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 監視測定等に関する手順等
- 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 通信連絡に関する手順等炉心の著しい損傷を防止するための対策

(2) 大規模損壊発生時における施設の保全のための対応

- 以下に関する手順等
 - ・大規模な火災が発生した場合における消火活動
 - ・炉心の著しい損傷を緩和するための対策
 - ・原子炉格納容器の破損を緩和するための対策
 - ・使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するため対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策
 - ・放射性物質の放出を低減するための対策
 - ・重大事故等対策における要求事項の一部手順
 - ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順

3 重要度評価の基本的考え方

「2 法令等により事業者に要求されている事項」に掲げられた事項に係る検査指摘事項のうち、発生防止、拡大防止・影響緩和及び閉じ込めの維持の監視領域の視点と同様の機能を有する措置（以下「防止等措置」という。）に関連するものについては、他の附属書（評価ガイド）を準用して評価を行う。

その他、防止等措置以外の検査指摘事項又は緊急事態が発生した際の運用手順に基づく活動の不実施等の検査指摘事項については、本附属書に記載された手法を用いて評価を行う。

4 重要度評価の方法

4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合

「2.1 設備・機器及び体制の整備」に掲げる重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のために法令で求められている事項の不適合に係る検査指摘事項に関する重要度について以下のとおり評価を行う。

(1) 評価の基準

a. 防止等措置に係る指摘事項の場合

防止等措置に関連する検査指摘事項については、以下の附属書を準用して評価を行う。

- ・附属書1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド
- ・附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド
- ・附属書6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド
- ・附属書7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド
- ・附属書9 定性的な判断基準に関する重要度評価ガイド

附属書の選定にあたっては、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の添

記載の適正化

運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）

記載の適正化（(1)と(2)の記載を整理）

付1（検査指摘事項の初期評価）を参照すること。

b. 防止等措置以外に係る検査指摘事項の場合

以下の基準で評価を行う。

<「白」と評価>

○実際の緊急事態の際に施設の保全のための活動が十分に機能しないと判断される場合。

<「緑」と評価>

○上記以外の場合。

(2) 重要度の評価

以下の手順で重要度の評価を行う（図参照）。

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

b. 防止等措置に関連する場合は他の附属書を準用して重要度を評価

c. b. に該当しない場合は、緊急事態の際、施設の保全のための活動が十分に機能するかについて評価を行い、機能しないと判断する場合には、重要度を「白」と評価

(新設)

(新設)

4.2 運用手順等に基づく活動の不実施

「2.2 施設の保全のための活動」に掲げる緊急事態における運用手順等の不実施に係る重要度について以下のとおり評価を行う。なお、防止等措置に関するもので、「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」により重要度評価が可能なものについては、「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」による手法で評価を行うものとする。

(1) 評価の基準

重要度の評価は、以下の基準で判断を行う。

赤：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できず、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合

黄：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的は達成されたが、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合

白：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できなかったが、その他の措置等により、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できたと判断する場合

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

b. 防止等措置に関連する場合は他の附属書を準用して重要度を評価

・以下の附属書を準用して評価を行う。

附属書1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド

附属書6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

附属書7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド

附属書9 定性的な判断基準に関する重要度評価ガイド

・附属書の選定にあたっては、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の添付1（検査指摘事項の初期評価）を参照すること。

防止等措置に関連しない検査指摘事項の場合はc. に進む。

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

○機能しないと判断する場合は、「白」とする。

○機能すると判断する場合は、「緑」とする。

4.2 緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動の不実施

「2.2 緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動」に掲げる緊急事態等の発生時における運用手順等の不実施に係る重要度について以下のとおり評価を行う。なお、防止等措置に関するもので、「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」により重要度評価が可能なものについては、「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」による手法で評価を行うものとする。

(削る)

運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）

記載の適正化（(1)と(2)の記載を整理）

緑：緊急事態等の発生時に、運用手順から大幅に逸脱した対応が行われたが、目的は達成され重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できた場合

以下の手順で重要度の評価を行う。

- a. 不実施を指摘された施設の保全のための活動・手順を特定する
- b. その検査指摘事項の重大事故等対処及び大規模損壊対処への影響を確認する
- c. その影響の重要度を評価する

重要度の評価は、以下の基準で判断を行う。

赤：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できず、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合

黄：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的は達成されたが、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合

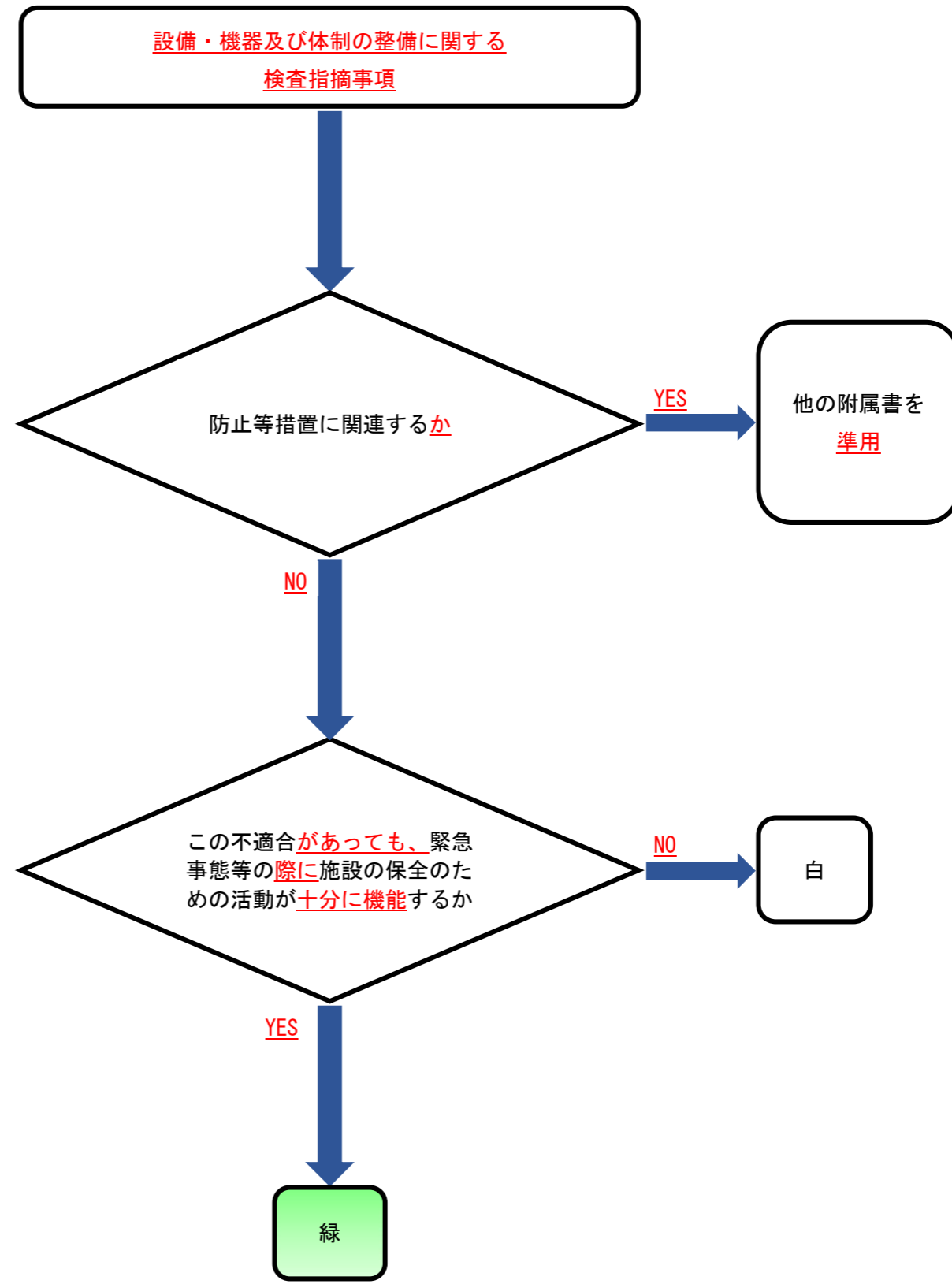
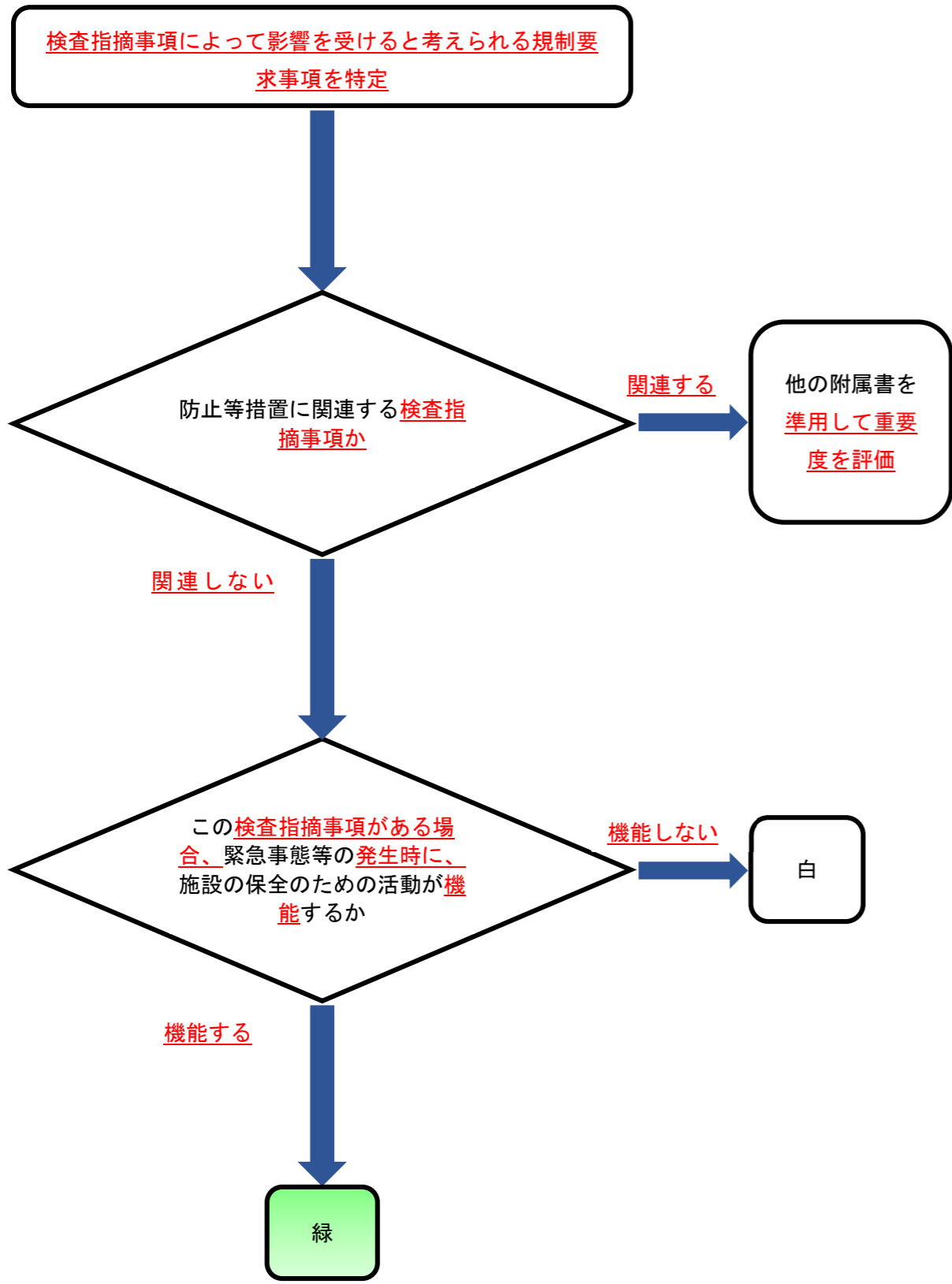
白：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できなかったが、その他の措置等により、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できたと判断する場合

緑：緊急事態等の発生時に、運用手順から大幅に逸脱した対応が行われたが、目的は達成され重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できた場合

(2) 重要度の評価

以下の手順で重要度の評価を行う。

- a. 不実施を指摘された施設の保全のための活動・手順を特定する
- b. その検査指摘事項の重大事故等対処及び大規模損壊対処への影響を確認する
- c. その影響の重要度を評価する



記載の適正化（図と本文の整合）

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

図 設備・機器及び体制の整備に関する不適合に対する重要度評価フロー

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>（改正日）</u>	○ <u>運用の明確化</u> ・ <u>平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化（1 適用範囲、2 法令により事業者に要求されている事項、4 重要度評価の方法）</u> ○ <u>記載の適正化</u>	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書4
公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">附属書 4</p> <p style="text-align: center;">公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 4_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>適用範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1</p> <p>1 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理、放射線環境監視・・・・・・・・ 1</p> <p> 1.1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1</p> <p> 1.2 重要度評価プロセス・・・・・・・・ 1</p> <p>2 放射性固体廃棄物の管理・・・・・・・・ 2</p> <p> 2.1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 2</p> <p> 2.2 重要度評価プロセス・・・・・・・・ 2</p> <p><u>3 管理区域の区域管理・・・・・・・・ 3</u></p> <p> <u>3.1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3</u></p> <p> <u>3.2 重要度評価プロセス・・・・・・・・ 3</u></p> <p><u>4 運搬・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 4</u></p> <p> <u>4.1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 4</u></p> <p> <u>4.2 重要度評価プロセス・・・・・・・・ 4</u></p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">附属書 4</p> <p style="text-align: center;">公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 4_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>適用範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1</p> <p>1 放射性気体及び放射性液体廃棄物の排出管理、放射線環境監視・・・・ 1</p> <p> 1.1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1</p> <p> 1.2 重要度評価プロセス・・・・・・・・ 1</p> <p>2 放射性固体廃棄物の管理・・・・・・・・ 2</p> <p> 2.1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 2</p> <p> 2.2 重要度評価プロセス・・・・・・・・ 2</p> <p>(新設)</p> <p><u>3 運搬・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3</u></p> <p> <u>3.1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3</u></p> <p> <u>3.2 重要度評価プロセス・・・・・・・・ 3</u></p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

<p>適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された検査指摘事項うち、<u>公衆の放射線安全</u>に関する重要度の評価に適用する。</p> <p>なお、核燃料施設等の重要度評価に本ガイドを適用する場合は、「緑」を「追加対応なし」、「白」以上を「追加対応あり」と読み替える。</p> <p>1 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理、放射線環境監視</p> <p>1.1 目的</p> <p>原子力施設においては、施設周辺の<u>公衆</u>の被ばく線量を法令で定める事業所等の境界又は周辺監視区域外の線量限度に対し、合理的に達成可能な限り低く（ALARA）維持するために、放射性気体及び液体廃棄物の放出管理が適切に行われている必要がある。</p> <p>原子力規制検査においては、事業者が放射性液体廃棄物の放出管理及び機器の機能の維持、並びに放射性気体廃棄物の放出管理プロセスの維持を適切に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて重要度の評価を行う。</p> <p>また、原子力規制検査においては、事業者が関連法令等を踏まえた的確な運用管理を放射線環境監視計画（事業者が作成する周辺環境モニタリング計画）に定め、これが確実に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて重要度評価を行う。</p> <p>1.2 重要度評価プロセス</p> <p>(1) 「緑」と判断される場合</p> <p>a. 放射性気体及び液体廃棄物の管理に関する法令、保安規定又は事業者が定める放出管理の手順等の違反。</p> <p>b. 常用の放出経路とは別に、施設内又は施設外で放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいの兆候が確認されたが、事業者による事象や影響の特定が可能な場合。</p> <p>c. 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる<u>公衆の実効線量</u>が、<u>50 マイクロシーベルト¹⁾以下</u>の場合。</p> <p>d. 事業者の周辺環境モニタリング計画が、関係法令、技術仕様書及び関連マニュアルと整合していない等により、周辺環境のモニタリングが的確に実施できていないと判断される場合。</p> <p>(2) 「白」と判断される場合</p> <p>a. 事業者が、放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいに気付かず、決められた手順・手法による<u>公衆の被ばく線量</u>や環境に対する影響を評価できない等の重大な不備がある場合。その例としては、以下があるが、実際には、例の考え方にに基づき、これらに限定せず、具体的な事実に基づき判断すること。</p> <p>＜重大な不備例＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓事業者が定める手順どおりに、放出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、放出し又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の性質特定に大きな不備が見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合 ✓（計画的、非計画的のいずれの場合であっても）放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、<u>公衆の被ばく線量</u>が著しく低く見積もられている場合 ✓放出又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の測定機器等に重大な欠陥があり、その 	<p>適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された検査指摘事項うち、<u>公衆被ばくに対する放射線防護</u>に関する重要度の評価に適用する。</p> <p>なお、核燃料施設等の重要度評価に本ガイドを適用する場合は、「緑」を「追加対応なし」、「白」以上を「追加対応あり」と読み替える。</p> <p>1 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理、放射線環境監視</p> <p>1.1 目的</p> <p>原子力施設においては、施設周辺の<u>一般公衆</u>の被ばく線量を法令で定める事業所等の境界又は周辺監視区域外の線量限度に対し、合理的に達成可能な限り低く（ALARA）維持するために、放射性気体及び液体廃棄物の放出管理が適切に行われている必要がある。</p> <p>原子力規制検査においては、事業者が放射性液体廃棄物の放出管理及び機器の機能の維持、並びに放射性気体廃棄物の放出管理プロセスの維持を適切に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて重要度の評価を行う。</p> <p>また、原子力規制検査においては、事業者が関連法令等を踏まえた的確な運用管理を放射線環境監視計画（事業者が作成する周辺環境モニタリング計画）に定め、これが確実に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて重要度評価を行う。</p> <p>1.2 重要度評価プロセス</p> <p>(1) 「緑」と判断される場合</p> <p>a. 放射性気体及び液体廃棄物の管理に関する法令、保安規定又は事業者が定める放出管理の手順等の違反。</p> <p>b. 常用の放出経路とは別に、施設内又は施設外で放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいの兆候が確認されたが、事業者による事象や影響の特定が可能な場合。</p> <p>c. 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる<u>公衆の放射線量</u>が、<u>50 マイクロシーベルト¹⁾より小さい</u>場合。</p> <p>d. 事業者の周辺環境モニタリング計画が、関係法令、技術仕様書及び関連マニュアルと整合していない等により、周辺環境のモニタリングが的確に実施できていないと判断される場合。</p> <p>(2) 「白」と判断される場合</p> <p>a. 事業者が、放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいに気付かず、決められた手順・手法による<u>公衆への被ばく</u>や環境に対する影響を評価できない等の重大な不備がある場合。その例としては、以下があるが、実際には、例の考え方にに基づき、これらに限定せず、具体的な事実に基づき判断すること。</p> <p>＜重大な不備例＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓事業者が定める手順どおりに、放出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、放出し又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の性質特定に大きな不備が見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合 ✓（計画的、非計画的のいずれの場合であっても）放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、<u>被ばくの程度</u>が著しく低く見積もられている場合 ✓放出又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の測定機器等に重大な欠陥があり、その 	<p>記載の適正化（ガイドのタイトルに表現を統一）</p> <p>記載の適正化（平仄合わせ）</p> <p>記載の適正化（法令の文言、誤記修正）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	--

<p>結果、放射性気体及び液体の放出の性質特定に大きな誤りが見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合</p> <p>✓放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいにより、<u>公衆の被ばく線量</u>を評価するためのデータ（計測データ、サンプルデータ等）が全く存在しない場合</p> <p>b. 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる<u>公衆の実効線量</u>が 50 マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1 ミリシーベルト²⁾以下である場合。</p> <p>(3)「黄」と判断される場合 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる<u>公衆の実効線量</u>が 1 ミリシーベルト²⁾を超え、5 ミリシーベルト³⁾以下である場合。</p> <p>(4)「赤」と判断される場合 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる<u>公衆の実効線量</u>が 5 ミリシーベルト³⁾を超える場合。</p>	<p>結果、放射性気体及び液体の放出の性質特定に大きな誤りが見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合</p> <p>✓放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいにより、<u>公衆が被ばくした放射線量</u>を評価するためのデータ（計測データ、サンプルデータ等）が全く存在しない場合</p> <p>b. 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる<u>放射性物質の線量</u>が 50 マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1 ミリシーベルト²⁾以下である場合。</p> <p>(3)「黄」と判断される場合 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる<u>放射性物質の線量</u>が 1 ミリシーベルト²⁾を超え、5 ミリシーベルト³⁾以下である場合。</p> <p>(4)「赤」と判断される場合 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる<u>放射性物質の線量</u>が 5 ミリシーベルト³⁾を超える場合。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（法令の文言）</p> <p>記載の適正化（法令の文言）</p> <p>記載の適正化（法令の文言）</p>
<p>2 放射性固体廃棄物の管理</p> <p>2.1 目的</p> <p>原子力施設において発生する放射性固体廃棄物の管理においては、放射性固体廃棄物に起因した放射線による公衆に対する被ばく抑制のため、放射性固体廃棄物が定められた方法に従って処理され、発電所構内に貯蔵し又は保管する際は法令等に基づいて適切な措置が講じられている必要がある。原子力規制検査においては、これらの措置が適切に行われているかどうかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて重要度評価を行う。</p> <p>2.2 重要度評価プロセス</p> <p>(1)「緑」と判断される場合 放射性固体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める管理の手順等に違反があり、<u>これによる公衆の実効線量</u>が 50 マイクロシーベルト¹⁾以下の場合。</p> <p>(2)「白」と判断される場合 放射性固体廃棄物による<u>公衆の実効線量</u>が、50 マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1 ミリシーベルト²⁾以下である場合。</p> <p>(3)「黄」と判断される場合 放射性固体廃棄物による<u>公衆の実効線量</u>が、1 ミリシーベルト²⁾を超えるが、5 ミリシーベルト³⁾以下である場合。</p> <p>(4)「赤」と判断される場合 放射性固体廃棄物による<u>公衆の実効線量</u>が、5 ミリシーベルト³⁾を超える場合。</p>	<p>2 放射性固体廃棄物の管理</p> <p>2.1 目的</p> <p>原子力施設において発生する放射性固体廃棄物の管理においては、放射性固体廃棄物に起因した放射線による公衆に対する被ばく抑制のため、放射性固体廃棄物が定められた方法に従って処理され、発電所構内に貯蔵し又は保管する際は法令等に基づいて適切な措置が講じられている必要がある。原子力規制検査においては、これらの措置が適切に行われているかどうかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて重要度評価を行う。</p> <p>2.2 重要度評価プロセス</p> <p>(1)「緑」と判断される場合 放射性固体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める管理の手順等に違反があり、<u>当該放射線に係る公衆に対する実効線量</u>が 50 マイクロシーベルト¹⁾以下の場合。</p> <p>(2)「白」と判断される場合 放射性固体廃棄物による<u>放射線に係る公衆に対する実効線量</u>が、50 マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1 ミリシーベルト²⁾以下である場合。</p> <p>(3)「黄」と判断される場合 放射性固体廃棄物による<u>放射線に係る公衆に対する実効線量</u>が、1 ミリシーベルト²⁾を超えるが、5 ミリシーベルト³⁾以下である場合。</p> <p>(4)「赤」と判断される場合 放射性固体廃棄物による<u>放射線に係る公衆に対する実効線量</u>が、5 ミリシーベルト³⁾を超える場合。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

3 管理区域の区域管理

(新設)

3.1 目的

原子力施設においては、不用意な公衆の被ばく及び放射性物質の拡散を防止し、放射線業務従事者の被ばく管理を適正に行うため、放射線被ばくのおそれのある区域を他の一般区域から壁、柵等により隔離した管理区域を設定し、法令等に基づいて立入制限等の適切な措置が講じられている必要がある。

この管理区域の設定等に関して、公衆被ばくに係る検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて重要度評価を行う。

3.2 重要度評価プロセス

(1)「緑」と判断される場合

管理区域の設定及び同境界の測定管理等に関する法令、保安規定又は事業者が定める管理の手順等に誤りがあり、滞在時間を考慮した管理区域境界外側における外部放射線に係る線量が、1.3 ミリシーベルト/3 ヶ月⁴⁾以下である場合。

(2)「白」と判断される場合

滞在時間を考慮した管理区域境界外側における外部放射線に係る線量が、1.3 ミリシーベルト/3 ヶ月を超えるが、2.6 ミリシーベルト/3 ヶ月以下である場合。

(3)「黄」と判断される場合

滞在時間を考慮した管理区域境界外側における外部放射線に係る線量が、2.6 ミリシーベルト/3 ヶ月を超えるが、6.5 ミリシーベルト/3 ヶ月以下である場合

(4)「赤」と判断される場合

滞在時間を考慮した管理区域境界外側における外部放射線に係る線量が、6.5 ミリシーベルト/3 ヶ月を超える場合

4 運搬

4.1 目的

原子力施設においては、核燃料物質等を施設構内において運搬又は施設構外へ搬出する際には、法令等に基づいて適切な措置が講じられることが求められている。

このため、原子力規制検査においては、事業者が実施するこれらの措置が、関係する法令に基づいて放射線障害防止の措置が適切に講じられ管理された状態で行われているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて重要度評価を行う。

4.2 重要度評価プロセス

(1)核燃料物質等の運搬に係る線量当量率及び表面密度限度の超過

本項目は、事業者が核燃料物質等の容器への封入や施設外への運搬が適切に行われなかったため、線量当量率又は表面密度の規制値を超えた場合の検査指摘事項に適用される。これらの運搬に係る放射線の線量当量率及び放射性物質の表面密度限度の規制値については、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示(平成2年科学技術庁告示第5号)に規定されている。重要度の評価に当たっては、この規制値や公衆が輸送物に接近

3 運搬

3.1 目的

原子力施設においては、核燃料物質等を施設構内において運搬又は施設構外へ搬出する際には、法令等に基づいて適切な措置が講じられることが求められている。

このため、原子力規制検査においては、事業者が実施するこれらの措置が、関係する法令に基づいて放射線障害防止の措置が適切に講じられ管理された状態で行われているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて重要度評価を行う。

3.2 重要度評価プロセス

(1)核燃料物質等の運搬に係る線量当量率及び表面密度限度の超過

本項目は、事業者が核燃料物質等の容器への封入や施設外への運搬が適切に行われなかったため、線量当量率又は表面密度の規制値を超えた場合の検査指摘事項に適用される。これらの運搬に係る放射線の線量当量率及び放射性物質の表面密度限度の規制値については、核燃料物質等の工場又は事業所の外におえる運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示(平成2年科学技術庁告示第5号)に規定されている。重要度の評価に当たっては、この規制値や公衆が輸送物に接近

過去の指摘事項踏まえ、管理区域の区域管理に関する記載を追記

記載の適正化

する可能性があったかを考慮し、公衆放射線安全上のリスクの程度に応じて判断する。

a. 以下の場合「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。

- ✓線量当量率の規制値を超えたが、公衆が輸送物に接近する可能性がなかった場合で、規制値の2倍以内である場合
- ✓表面密度限度の規制値を超えたが、規制値の5倍以内である場合

b. 以下の場合「白」と評価され、規制限度を超えていて、公衆放射線安全上のリスクがある程度存在すると判断される。

- ✓線量当量率の規制値を超え、かつ公衆が輸送物に接近する可能性があった場合で、規制値の5倍以内である場合
- ✓公衆が輸送物に接近する可能性がなかったが、線量当量率の規制値の2倍を超えた場合で、規制値の5倍以内である場合
- ✓表面密度限度の規制値の5倍を超えたが、規制値の50倍以下であった場合

c. 以下の場合「黄」と評価され、規制限度を大きく超えていて、公衆放射線安全上のリスクが高まっていると判断される。

- ✓線量当量率の規制値の5倍を超えたが、規制値の10倍以下であった場合
- ✓表面密度限度の規制値の50倍を超えたが、規制値の100倍以下であった場合

d. 以下の場合「赤」と評価され、規制限度を大きく超過していて、公衆に対する実際の危険が生じていると判断される。

- ✓線量当量率の規制値の10倍を超えた場合
- ✓施設の敷地外の汚染を伴い、表面密度限度の規制値の100倍を超える場合

(2) 運搬中における輸送物の破損

本項目は、事業者が核燃料物質等の容器への封入や施設外への運搬が適切に行われなかったため、輸送物の破損が生じた場合の検査指摘事項に適用される。

a. 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和53年12月28日総理府令第57号）（以下「外運搬規則」という。）第3条第1項第1号に掲げるL型輸送物、又は第2号に掲げるA型輸送物若しくは同条第2項に掲げるIP-1型輸送物、IP-2型輸送物、若しくはIP-3型輸送物（以下「A型輸送物等」という。）について、輸送物の内容物が喪失されなかった場合には、「緑」と評価され、公衆放射線安全上のリスクがほとんどないと判断される。

b. A型輸送物等として分類されており、輸送物の内容物の喪失を伴い、公衆の実効線量が0.25ミリシーベルト以下又は従業員の実効線量が50ミリシーベルト以下の場合には「白」と評価され、公衆及び従業員に対し、ある程度の公衆放射線安全上のリスクが存在すると判断される。

c. 以下の場合「黄」と評価され、A型輸送物等として運搬される核燃料物質等が放出されること又は外運搬規則第3条第1項第3号に掲げるBM型輸送物若しくはBU型輸送物（以下

する可能性があったかを考慮し、公衆に対する放射線被ばくのリスクの程度に応じて判断する。

a. 以下の場合「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。

- ✓線量当量率の規制値を超えたが、公衆が輸送物に接近する可能性がなかった場合で、規制値の2倍以内である場合
- ✓表面密度限度の規制値を超えたが、規制値の5倍以内である場合

b. 以下の場合「白」と評価され、規制限度を超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがある程度存在すると判断される。

- ✓線量当量率の規制値を超え、かつ公衆が輸送物に接近する可能性があった場合で、規制値の5倍以内である場合
- ✓公衆が輸送物に接近する可能性がなかったが、線量当量率の規制値の2倍を超えた場合で、規制値の5倍以内である場合
- ✓表面密度限度の規制値の5倍を超えたが、規制値の50倍以下であった場合

c. 以下の場合「黄」と評価され、規制限度を大きく超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクが高まっていると判断される。

- ✓線量当量率の規制値の5倍を超えたが、規制値の10倍以下であった場合
- ✓表面密度限度の規制値の50倍を超えたが、規制値の100倍以下であった場合

d. 以下の場合「赤」と評価され、規制限度を大きく超過していて、公衆に対する実際の危険が生じていると判断される。

- ✓線量当量率の規制値の10倍を超えた場合
- ✓施設の敷地外の汚染を伴い、表面密度限度の規制値の100倍を超える場合

(2) 運搬中における輸送物の破損

本項目は、事業者が核燃料物質等の容器への封入や施設外への運搬が適切に行われなかったため、輸送物の破損が生じた場合の検査指摘事項に適用される。

a. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容物が喪失されなかった場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。

b. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容物の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルト以下又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルト以下の場合には「白」と評価され、公衆及び従業員に対し、ある程度の放射線リスクが存在すると判断される。

c. 以下の場合「黄」と評価され、輸送容器からの放出した核燃料物質によって又はタイプBの核燃料物質が放出される可能性があることにより、公衆及び従業員に対する放射線リスク

記載の適正化

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（参照条文の明記等、表現の統一）

記載の適正化
記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（参照条文の明記等、表現の統一）

「B型輸送物」という。)として運搬される核燃料物質等が放出される可能性があることにより、公衆放射線安全上のリスクが高まっていると判断される。

✓ A型輸送物等について、輸送物からの内容物の喪失を伴い、公衆の実効線量が 0.25 ミリシーベルトを超えるが 1 ミリシーベルト以下である場合、又は従業員の実効線量が 50 ミリシーベルトを超えるが 250 ミリシーベルト以下である場合

✓ B型輸送物について、輸送物の内容物の喪失がない場合

d. 以下の場合は「赤」と評価され、A型輸送物等又はB型輸送物の輸送容器から放出した核燃料物質等によって、重大な公衆放射線安全上のリスクがもたらされていると判断される。

✓ A型輸送物等について、輸送物からの内容物の喪失を伴い、公衆の実効線量が 1 ミリシーベルトを超える場合、又は従業員の実効線量が 250 ミリシーベルトを超える場合

✓ B型輸送物について、輸送物の内容物の喪失があった場合

(3) 法令等の遵守違反

a. 設計承認、車両運搬確認、積載方法承認に係る事項

<設計文書の不備>

原子力規制委員会が承認した容器又は確認した輸送物の保守又は使用に関連し、法令で求められている書類作成の不備がある場合、重要度を「緑」と評価する。本項において扱う不備は、法令上必要な措置を行わなかったことではなく、出荷書類、積載に係るチェックリストの作成、記録等の書類に不備がある状態を指す。

<輸送物及び容器の保守及び使用に係る不備>

事業者が、当局から承認、確認を受けた状態又は方法により、輸送物及び容器の保守及び使用ができていなかったと判断される場合、重要度を「緑」と評価する。本項においては、例えば核燃料輸送物設計承認書又は輸送容器承認書における記載内容との相違がある場合（外形寸法の相違、輸送容器の重量等が不正確である場合等）、車両運搬確認証及び積載方法承認証に記載された要件や内容等を満たしていない場合等が対象となる。従業員及び公衆の被ばく線量超過若しくは負傷又は輸送物若しくは容器の物理的な破損は本項の評価の対象とならない。

<軽微な輸送物の欠陥>

本項では核燃料輸送物設計承認書及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目において、重要性は低いと考えられる仕様に関する不備は「緑」と評価される。例えば、輸送物の臨界評価に影響のないもの、容器の耐久性に関連しないもの等が本項の評価の対象となる。

<重大な輸送物の欠陥>

本項では、核燃料輸送物設計承認証及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目で、重要性が高いと考えられる項目の不備が対象となる。例えば、臨界の評価に

が高まっていると判断される。

✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が 0.25 ミリシーベルトを超えるが 1 ミリシーベルト以下である場合、又は従業員1人に対する実効線量が 50 ミリシーベルトを超えるが 250 ミリシーベルト以下である場合

✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失がない場合

d. 以下の場合は「赤」と評価され、輸送容器から放出した核燃料物質によって、公衆及び従業員に対して重大な放射線リスクがもたらされていると判断される。

✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が 1 ミリシーベルトを超える場合、又は放射線業務従事者1人に対する実効線量が 250 ミリシーベルトを超える場合

✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失があった場合

(3) 法令等の遵守違反

a. 設計承認、車両運搬確認、積載方法承認に係る事項

<設計文書の不備>

原子力規制委員会が承認した容器又は確認した輸送物の保守又は使用に関連し、法令で求められている書類作成の不備がある場合、重要度を「緑」と評価する。本項において扱う不備は、法令上必要な措置を行わなかったことではなく、出荷書類、積載に係るチェックリストの作成、記録等の書類に不備がある状態を指す。

<輸送物及び容器の保守及び使用に係る不備>

事業者が、当局から承認、確認を受けた状態又は方法により、輸送物及び容器の保守及び使用ができていなかったと判断される場合、重要度を「緑」と評価する。本項においては、例えば核燃料輸送物設計承認書又は輸送容器承認書における記載内容との相違がある場合（外形寸法の相違、輸送容器の重量等が不正確である場合等）、車両運搬確認証及び積載方法承認証に記載された要件や内容等を満たしていない場合等が対象となる。従業員及び公衆の被ばく線量超過若しくは負傷又は輸送物若しくは容器の物理的な破損は本項の評価の対象とならない。

<軽微な輸送物の欠陥>

本項では核燃料輸送物設計承認書及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目において、重要性は低いと考えられる仕様に関する不備は「緑」と評価される。例えば、輸送物の臨界評価に影響のないもの、容器の耐久性に関連しないもの等が本項の評価の対象となる。

<重大な輸送物の欠陥>

本項では、核燃料輸送物設計承認証及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目で、重要性が高いと考えられる項目の不備が対象となる。例えば、臨界の評価に

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

影響があると考えられる項目（温度、圧力、配置、重さ、燃焼度、濃縮度、減速材、中性子吸収体等）の不備、容器等の主要構造物等の密閉システムの不備等が対象となる。

この不備が1つの場合は重要度を「白」、2つ以上の場合は、重要度を「黄」と評価する。

b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

本項では、施設の外に運搬される核燃料物質等に関する連絡及び緊急時対応の要件に関連する検査指摘事項について評価する。核燃料物質等の運搬の届出等に関する内閣府令（昭和53年総理府令第48号）に基づき当該の運搬物の経路を管轄する都道府県公安委員会に届出をしないで運搬を行った場合、及び核燃料物質等の事業所外運搬に係る危険時における措置に関する規則（昭和53年運輸省令第68号）に基づく危険時の措置を取らなかった場合は、重要度を「白」と評価する。

（参考）

- 1) 「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である50マイクロシーベルト／年を目安に定めた。
- 2) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8号）において、周辺監視区域外の線量限度である1ミリシーベルト／年を目安に定めた。
- 3) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において事故時の放射線被ばくの判断基準値である5ミリシーベルトを目安に定めた。
- 4) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8号）において、管理区域に係る線量等である1.3ミリシーベルト／3ヶ月を目安に定めた。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>（改正日）</u>	<u>○過去の指摘事項踏まえ、管理区域の区域管理に関する記載を追記（3 管理区域の区域管理）</u> <u>○記載の適正化</u>	

影響があると考えられる項目（温度、圧力、配置、重さ、燃焼度、濃縮度、減速材、中性子吸収体等）の不備、容器等の主要構造物等の密閉システムの不備等が対象となる。

この不備が1つの場合は重要度を「白」、2つ以上の場合は、重要度を「黄」と評価する。

b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

本項では、施設の外に運搬される核燃料物質等に関する連絡及び緊急時対応の要件に関連する検査指摘事項について評価する。核燃料物質等の運搬の届出等に関する内閣府令（昭和53年総理府令第48号）に基づき当該の運搬物の経路を管轄する都道府県公安委員会に届出をしないで運搬を行った場合、及び核燃料物質等の事業所外運搬に係る危険時における措置に関する規則（昭和53年運輸省令第68号）に基づく危険時の措置を取らなかった場合は、重要度を「白」と評価する。

（参考）

- 1) 「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 原子力安全委員会決定）において定める線量目標値である50マイクロシーベルト／年を目安に定めた。
 - 2) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8号）において、周辺監視区域外の線量限度である1ミリシーベルト／年を目安に定めた。
 - 3) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において事故時の放射線被ばくの判断基準値である5ミリシーベルトを目安に定めた。
- （新設）

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	

記載の適正化

記載の適正化（誤記修正）

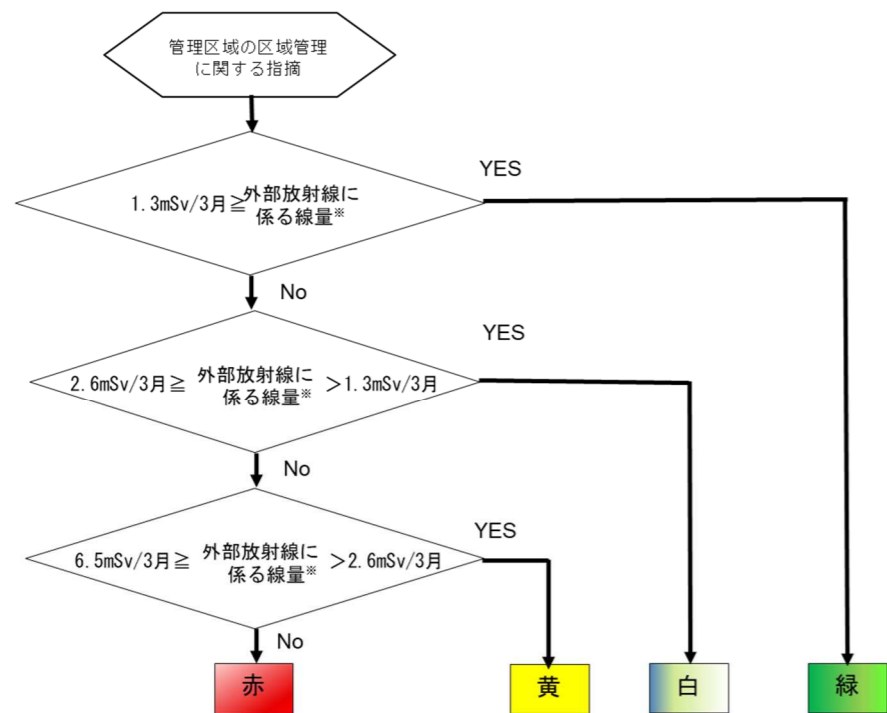
記載の適正化（誤記修正）

改正による追記

別紙1 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理及び固体廃棄物管理
に関する重要度評価のフロー図
(略)

別紙1 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理及び固体廃棄物管理
に関する重要度評価のフロー図
(略)

別紙2 管理区域の区域管理に関する重要度評価のフロー図



※ 滞在時間を考慮する

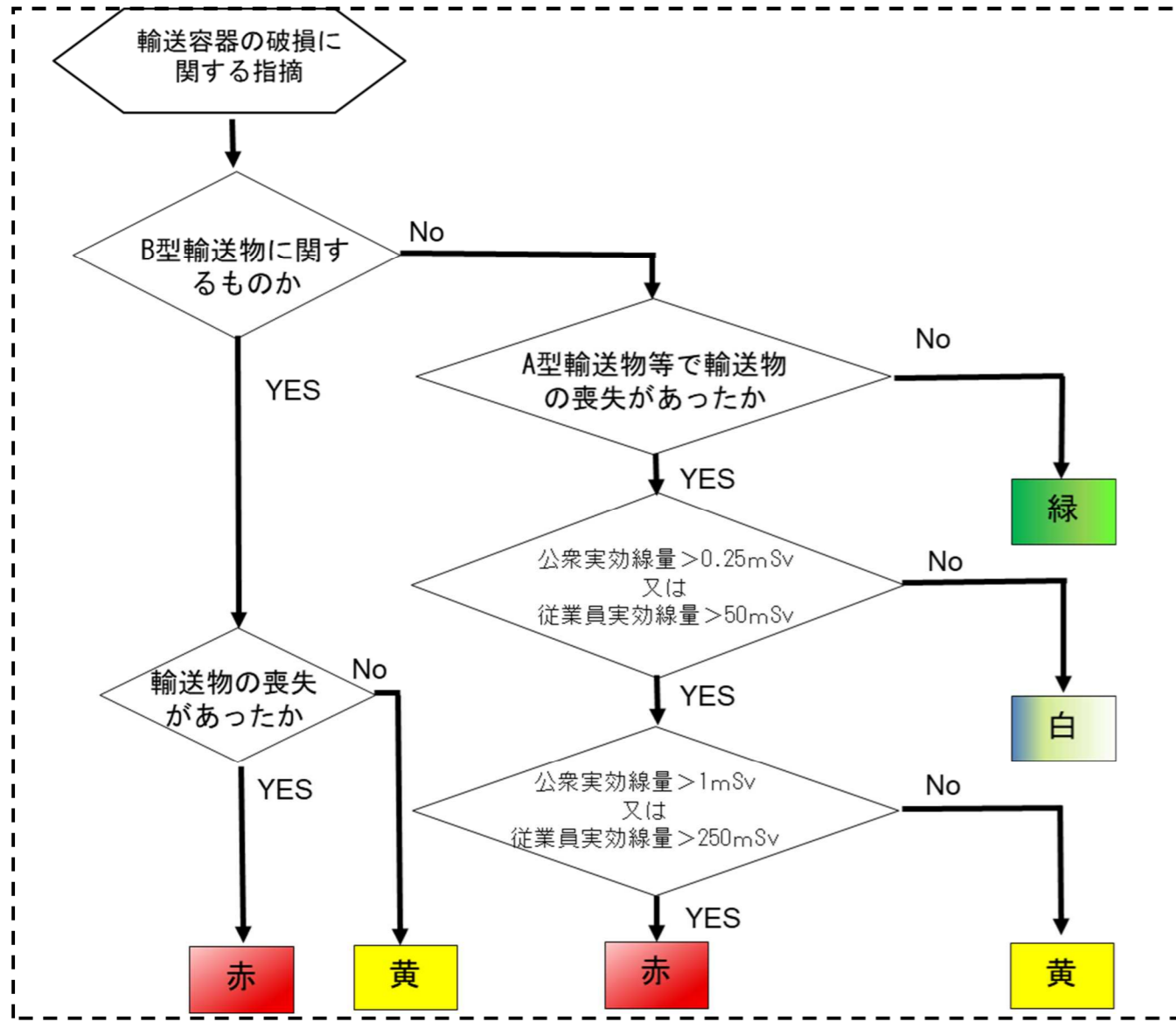
別紙3 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図
(略)

(新設)

別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図
(略)

過去の指摘事項踏
まえ、管理区域の
区域管理に関する
記載を追記

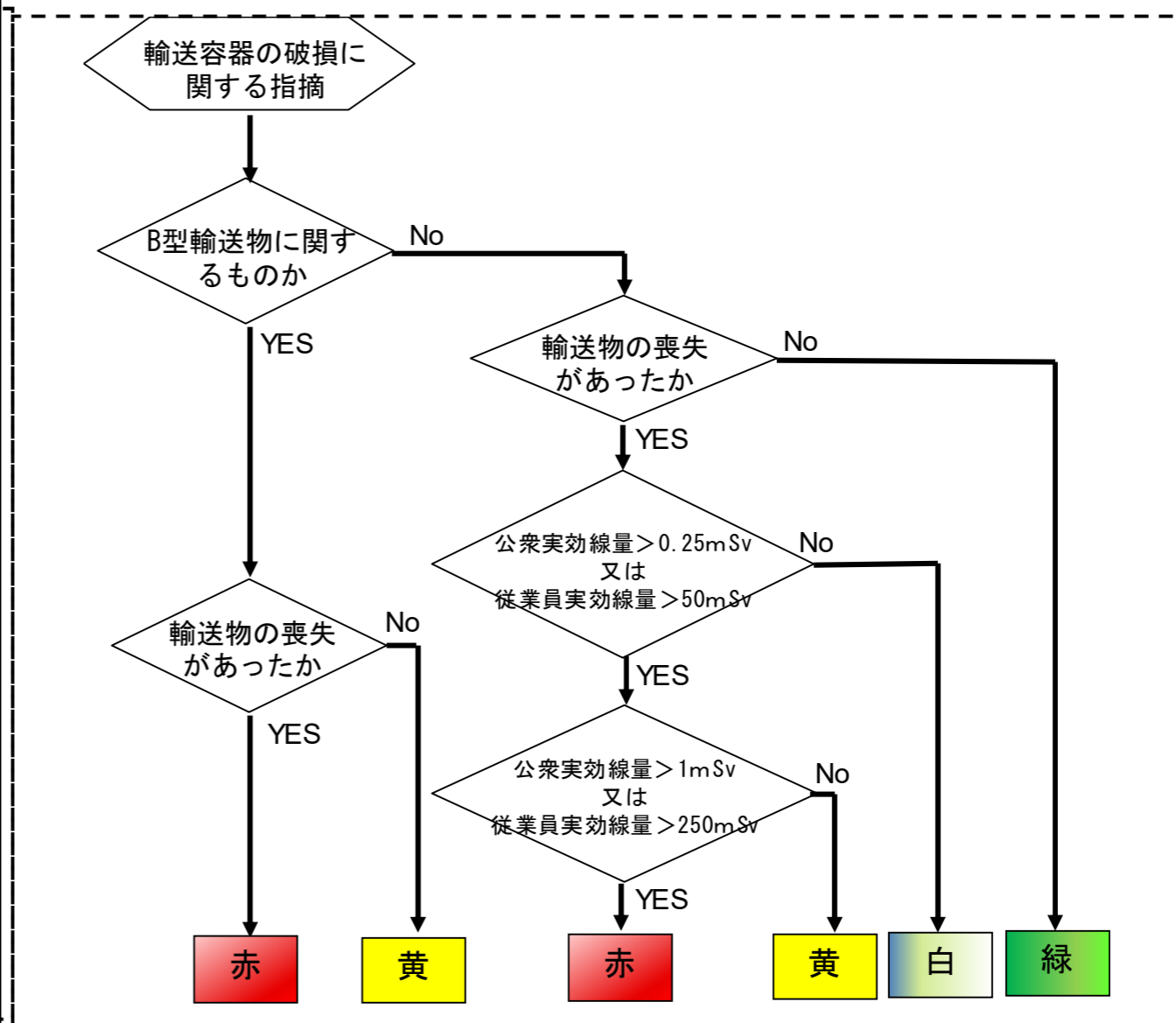
別紙4 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



別紙5 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図

(略)

別紙3 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



別紙4 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図

(略)

記載の適正化（参照条文の明記等、表現の統一）

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
(新旧対照表)

<p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された検査指摘事項のうち、火災防護における深層防護に係る事業者のパフォーマンス劣化に関する重要度の評価に適用する。火災防護における深層防護とは、具体的に以下の要素である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の発生を防止すること 火災を早期に感知して速やかに消火すること 火災が速やかに鎮火しない場合、安全停止するための原子炉の機能を防護すること <p>2 重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する重要度評価は、フェーズ1とフェーズ2からなる。</p> <p>フェーズ1では、検査指摘事項の初期の特徴付けを行うため定性的な評価を実施し、重要度「<u>緑</u>」に相当する可能性がある火災に係る検査指摘事項を選別する。フェーズ1のスクリーニング結果が「緑」と判断されない場合、評価プロセスはフェーズ2へと続く。</p> <p>フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を用いた定量的な手法に基づき重要度評価を行う。</p> <p>3 火災防護に関する重要度評価（フェーズ1）</p> <p>3.1 概要</p> <p>フェーズ1では、原子力検査官が重要度「<u>緑</u>」の検査指摘事項を特定するためにスクリーニングを行う。検査指摘事項のスクリーニングにより、「緑」と判定した場合には、フェーズ2の評価を行わない。フェーズ1のスクリーニングにより「緑」と評価できない場合にはフェーズ2へ進み、さらに重要度の評価を行う。</p> <p>図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず、特徴付けされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき区分化される（ステップ1.2）。次に、当該検査指摘事項について劣化の高低が添付3の劣化評価指針に基づき判定され、低劣化の検査指摘事項は「<u>緑</u>」に選別される（ステップ1.3）。検査指摘事項が低劣化ではない場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で<u>分類した</u>検査指摘事項の区分に基づき一連の<u>定性的な質問</u>を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。</p>

<p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された検査指摘事項のうち、火災防護における深層防護に係る事業者のパフォーマンス劣化に関する重要度の評価に適用する。火災防護における深層防護とは、具体的に以下の要素である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の発生を防止すること 火災を早期に感知して速やかに消火すること 火災が速やかに鎮火しない場合、安全停止するための原子炉の機能を防護すること <p>2 重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する重要度評価は、フェーズ1とフェーズ2からなる。</p> <p>フェーズ1では、検査指摘事項の初期の特徴付けを行うため定性的な評価を実施し、<u>非常に低い重要度（緑）</u>に相当する可能性がある火災に係る検査指摘事項を選別する。フェーズ1のスクリーニング結果が「緑」と判断されない場合、評価プロセスはフェーズ2へと続く。</p> <p>フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を用いた定量的な手法に基づき重要度評価を行う。</p> <p>3 火災防護に関する重要度評価（フェーズ1）</p> <p>3.1 概要</p> <p>フェーズ1では、原子力検査官が<u>非常に低い重要度（緑）</u>の検査指摘事項を特定するためにスクリーニングを行う。検査指摘事項のスクリーニングにより、「緑」と判定した場合には、フェーズ2の評価を行わない。フェーズ1のスクリーニングにより「緑」と評価できない場合にはフェーズ2へ進み、さらに重要度の評価を行う。</p> <p>図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず、特徴付けされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき区分化される（ステップ1.2）。次に、当該検査指摘事項について劣化の高低が添付2の劣化評価指針に基づき判定され、低劣化の検査指摘事項は<u>緑</u>に選別される（ステップ1.3）。検査指摘事項が低劣化ではない場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で<u>指定された</u>検査指摘事項の区分に基づき一連の<u>定性的質問</u>を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。</p>

記載の適正化（「非常に低い重要度（緑）」という表現は他ガイドで使われていないため（以下同じ））

記載の適正化

記載の適正化（フロー図の表現に合わせる）

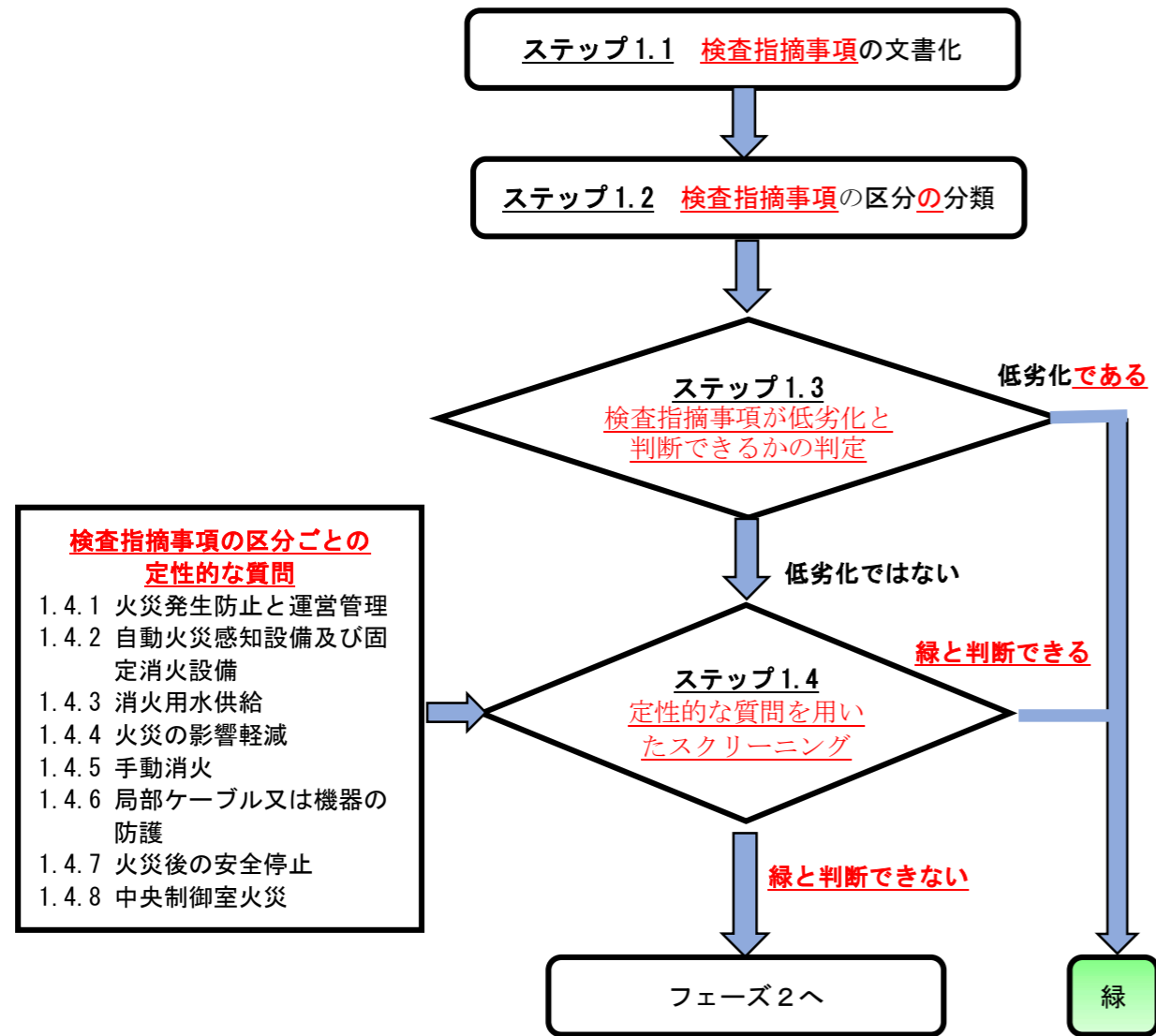


図1 フェーズ1のフローチャート

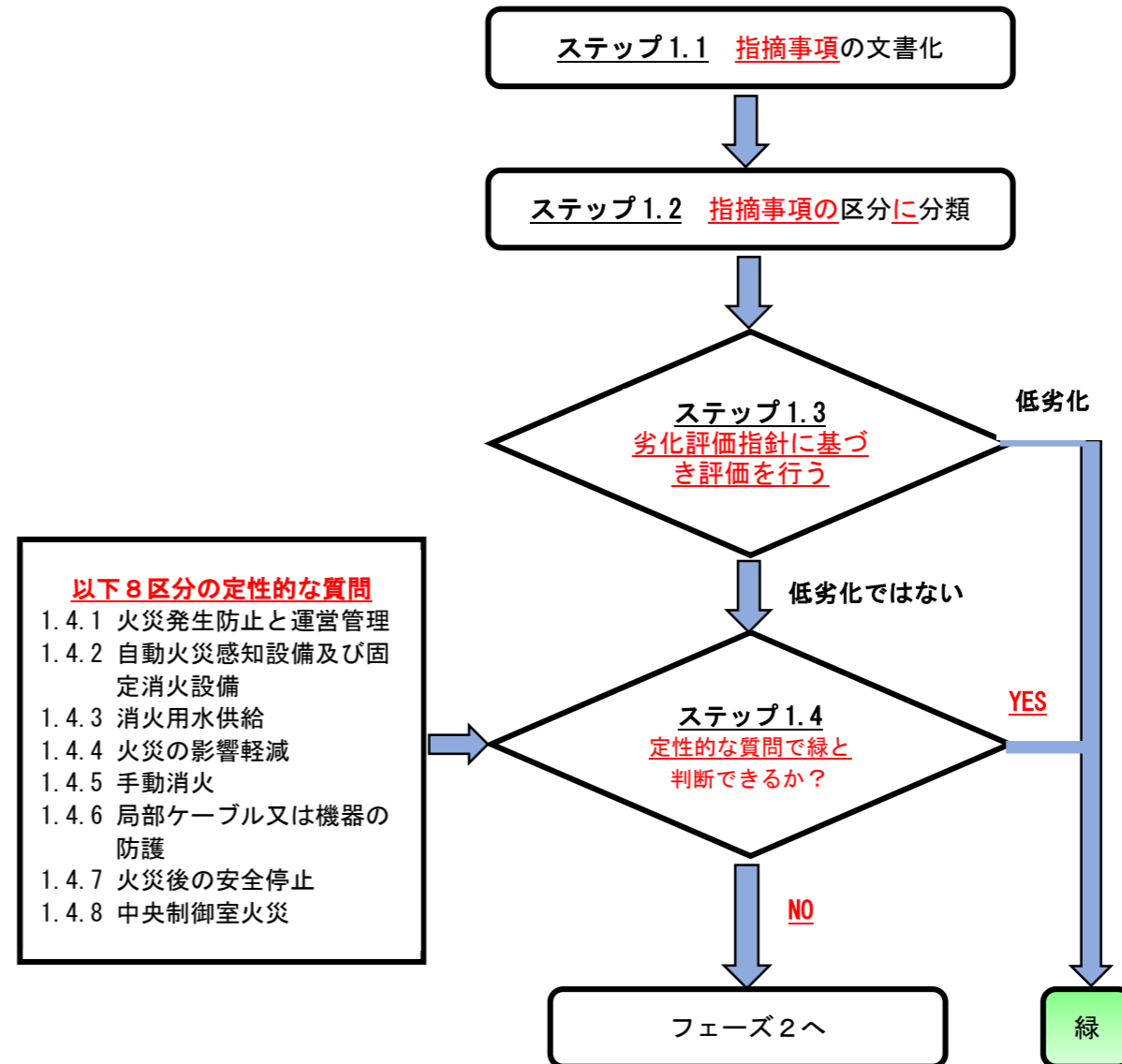


図1 フェーズ1のフローチャート

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化
(「3.2 フェーズ1のスクリーニング」での表現に合わせる)

記載の適正化
(YES, NO では各スクリーニング質問の Yes, No と同じと誤解される可能性があり、修正)

3.2 フェーズ1のスクリーニング

火災防護に関する重要度評価のフェーズ1では、**重要度**「緑」の検査指摘事項を選別する。この定性的スクリーニング方法は、検査指摘事項で事業者のパフォーマンス劣化が明記され、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により軽微を超えると判断されたときに開始される。

火災防護に関する重要度評価のフェーズ1のスクリーニングに関しては、**添付2**のワークシートを参照すること。

ステップ1.1：検査指摘事項の**文書化**

検査指摘事項の概要を**添付2**ワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分の**分類**

以下の表に定める指針を用い、検査指摘事項を最も適した**検査指摘事項**の区分に分類する。検査指摘事項は1つの区分にのみ分類することができる。分類した検査指摘事項の区分を**添付2**に記録する。

3.2 フェーズ1のスクリーニング

火災防護に関する重要度評価のフェーズ1では、**非常に低い重要度**「緑」の検査指摘事項を選別する。この定性的スクリーニング方法は、検査指摘事項で事業者のパフォーマンス劣化が明記され、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により軽微を超えると判断されたときに開始される。

火災防護に関する重要度評価のフェーズ1のスクリーニングに関しては、**添付1**のワークシートを参照すること。

ステップ1.1：検査指摘事項の**概要を記載**

検査指摘事項の概要を**添付1**ワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分を**指定**

以下の表に定める指針を用い、検査指摘事項を最も適した**指摘事項**区分に分類する。検査指摘事項は1つの区分にのみ分類することができる。分類した検査指摘事項の区分を**添付1**に記録する。

記載の適正化

記載の適正化（フロー図の表現に合わせる）

記載の適正化

表1 火災防護における検査指摘事項の区分

検査指摘事項の区分	各区分において適用される要素
1.4.1 火災発生防止と運営管理	<ul style="list-style-type: none"> ● 施設の可燃性材料を管理するプログラム ● 作業許可に関するプログラム等、その他運営に関するプログラム ● 火気使用作業時における火災監視 ● 定期的な火災監視 ● 防火訓練等の訓練プログラム
1.4.2 自動火災感知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災感知設備 ● 火災消火設備（自動又は固定） ● 自動火災防護設備の停止や代替措置として取り付けられた火災感知器
1.4.3 消火用水供給	<ul style="list-style-type: none"> ● 消火ポンプ ● 構内の配管 ● 水源
1.4.4 火災の影響軽減	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災区域と他の火災区域を隔離する火災障壁 ● 貫通部シール ● ウォーターカーテン ● 火災又は煙ダンパー ● 防火扉 ● 空間的な隔離等
1.4.5 手動消火	<ul style="list-style-type: none"> ● 消防ホース又は消火器 ● 火災事前計画
1.4.6 局所的なケーブル又は機器の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブル、トレイ又は機器の火災・熱防護用の物理障壁 ● ケーブルの防火シート等 ● 機器・ケーブル防護用の放射熱遮蔽
1.4.7 火災後の安全停止	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災後の安全停止に必要とされるシステム及び機能 ● 火災後の施設応答手順 ● 火災後の運転員の操作 ● 回路故障モードと影響（誤作動など）
1.4.8 中央制御室火災	<ul style="list-style-type: none"> ● 中央制御室内の火災で、居住性、機器、運転に影響

表1 火災防護における検査指摘事項の区分

指摘事項の区分	各区分において適用される要素
1.4.1 火災発生防止と運営管理	<ul style="list-style-type: none"> ● 施設の可燃性材料を管理するプログラム ● 作業許可に関するプログラム等、その他運営に関するプログラム ● 火気使用作業時における火災監視 ● 定期的な火災監視 ● 防火訓練等の訓練プログラム
1.4.2 自動火災感知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災感知設備 ● 火災消火設備（自動又は固定） ● 自動火災防護設備の停止や代替措置として取り付けられた火災感知器
1.4.3 消火用水供給	<ul style="list-style-type: none"> ● 消火ポンプ ● 構内の配管 ● 水源
1.4.4 火災の影響軽減	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災区域と他の火災区域を隔離する火災障壁 ● 貫通部シール ● ウォーターカーテン ● 火災又は煙ダンパー ● 防火扉 ● 空間的な隔離等
1.4.5 手動消火	<ul style="list-style-type: none"> ● 消防ホース又は消火器 ● 火災事前計画
1.4.6 局所的なケーブル又は機器の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブル、トレイ又は機器の火災・熱防護用の物理障壁 ● ケーブルの防火シート等 ● 機器・ケーブル防護用の放射熱遮蔽
1.4.7 火災後の安全停止	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災後の安全停止に必要とされるシステム及び機能 ● 火災後の施設応答手順 ● 火災後の運転員の操作 ● 回路故障モードと影響（誤作動など）
1.4.8 中央制御室火災	<ul style="list-style-type: none"> ● 中央制御室内の火災で、居住性、機器、運転に影響

記載の適正化

<p>ステップ 1.3 : 検査指摘事項が低劣化と判断できるかの判定</p> <p><u>添付 3</u>の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付 2 にその判断に至った根拠を説明する。</p> <p>1.3.1-A 質問：<u>添付 3</u>の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？</p> <p><input type="radio"/>Yes—緑に選別し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/>No—ステップ 1.4 へ続く。</p> <p>ステップ 1.4 : 定性的な質問を用いたスクリーニング</p> <p>ステップ 1.2 で<u>分類した</u>検査指摘事項の区分に対応するステップへ進み、<u>定性的な質問</u>に回答し、<u>重要度を「緑」と判断できるかを判定する。以下、8つの検査指摘事項の区分ごとに定性的な質問を設定する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の発生防止 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.1. 火災発生防止と運営管理 発生した火災の迅速な感知及び消火 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.2. 自動火災感知設備及び固定消火設備 1.4.3. 消火用水供給 1.4.4. 火災の影響軽減 1.4.5. 手動消火 火災が速やかに鎮火されない場合の原子炉の安全停止を行う機能の防護 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.6. 局所的なケーブル又は機器の防護 1.4.7. 火災後の安全停止 1.4.8. 中央制御室火災 <p><u>検査指摘事項の区分の定性的な質問のみを用いて検査指摘事項を評価する。質問が当該検査指摘事項に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該<u>検査指摘事項の区分</u>での次の質問に進む。対応しない質問が最後の質問である場合には、フェーズ 2 に進む。<u>添付 2</u>の○にチェックを入れることで各質問に回答する。<u>添付 2</u>に選択した回答の論理的根拠を説明する。</u></p> <p>ステップ 1.4.1 : 火災発生防止と運営管理</p> <p>1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、火災の発生の可能性を高める、火災感知を遅らせる、又は許認可で認められた安全停止の手段に悪影響を及ぼすようなこれまでに評価されていたよりもさらに重大な火災に至りうるものか。</p> <p><input type="radio"/>Yes—次の質問へ。 <input type="radio"/>No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1.4.1-B 質問：検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備が適切に整った 1 つの火災区画又は火災区域に悪影響を及ぼすか。</p> <p><input type="radio"/>Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p>	<p>ステップ 1.3 : 低劣化</p> <p><u>添付 2</u>の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付 1 にその判断に至った根拠を説明する。</p> <p>1.3.1-A 質問：<u>添付 2</u>の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？</p> <p><input type="radio"/>Yes—緑に選別し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/>No—ステップ 1.4 へ続く。</p> <p>ステップ 1.4 : 検査指摘事項区分に設定された定性的なスクリーニング質問</p> <p>ステップ 1.2 で<u>指定された</u>検査指摘事項区分に対応するステップへ進み、<u>スクリーニング質問</u>に回答し、<u>非常に低い重要度（緑）であるかを決定する。以下 8つの検査指摘事項区分それぞれにスクリーニング質問を設定する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の発生防止 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.1. 火災発生防止と運営管理 発生した火災の迅速な感知及び消火 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.2. 自動火災感知設備及び固定消火設備 1.4.3. 消火用水供給 1.4.4. 火災の影響軽減 1.4.5. 手動消火 火災が速やかに鎮火されない場合の原子炉の安全停止を行う機能の防護 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.6. 局所的なケーブル又は機器の防護 1.4.7. 火災後の安全停止 1.4.8. 中央制御室火災 <p><u>検査指摘事項区分のスクリーニング質問のみを用いて検査指摘事項を評価する。質問が当該検査指摘事項に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該<u>検査指摘事項区分</u>での次の質問に進む。対応しない質問が最後の質問である場合には、フェーズ 2 に進む。<u>添付 1</u>の○にチェックを入れることで各質問に回答する。<u>添付 1</u>に選択した回答の論理的根拠を説明する。</u></p> <p>ステップ 1.4.1 : 火災発生防止と運営管理</p> <p>1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、火災の発生の可能性を高める、火災感知を遅らせる、又は許認可で認められた安全停止の手段に悪影響を及ぼすようなこれまでに評価されていたよりもさらに重大な火災に至りうるものか。</p> <p><input type="radio"/>Yes—次の質問へ。 <input type="radio"/>No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1.4.1-B 質問：検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備が適切に整った 1 つの火災区画又は火災区域に悪影響を及ぼすか。</p> <p><input type="radio"/>Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（フロー図の表現に合わせる）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（フロー図の表現に合わせる）</p> <p>記載の適正化</p>
---	---	---

○No－フェーズ2へ。

ステップ1.4.2：自動火災感知設備及び固定消火設備

1.4.2-A 質問：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。

○Yes－フェーズ2へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ1.4.3：消火用水供給

1.4.3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために適切な消火水流量（必要圧力での流量）が施設内で最も厳しい場所においても確保されるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ2へ。

ステップ1.4.4：火災の影響軽減

1.4.4-A 質問：当該火災区域にある可燃物の量や安全停止に必要な機器の位置を考慮しても、その火災影響軽減機能の劣化は、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止を含む）を維持し続けることができるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.4-B 質問：火災の影響軽減機能を維持できる自動消火設備があるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.4-C 質問：検査指摘事項が、防火扉に関わる場合、影響を受けた火災区域に安全停止に必要な機器は設置されているか。

○Yes－次の質問へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.4-D 質問：検査指摘事項は、防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉の閉止機能に影響しなかった場合、その防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するののか。

○Yes－フェーズ2へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.4-E 質問：火災の影響軽減機能の劣化が原因で、火災が1つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に広がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。

○No－フェーズ2へ。

ステップ1.4.2：自動火災感知設備及び固定消火設備

1.4.2-A 質問：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。

○Yes－フェーズ2へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ1.4.3：消火用水供給

1.4.3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために適切な消火水流量（必要圧力での流量）が施設内で最も厳しい場所においても確保されるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ2へ。

ステップ1.4.4：火災の影響軽減

1.4.4-A 質問：当該火災区域にある可燃物の量や安全停止に必要な機器の位置を考慮しても、その火災影響軽減機能の劣化は、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止を含む）を維持し続けることができるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.4-B 質問：火災の影響軽減機能を維持できる自動消火設備があるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.4-C 質問：検査指摘事項が、防火扉に関わる場合、影響を受けた火災区域に安全停止に必要な機器は設置されているか。

○Yes－次の質問へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.4-D 質問：検査指摘事項は、防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉の閉止機能に影響しなかった場合、その防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するののか。

○Yes－フェーズ2へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.4-E 質問：火災の影響軽減機能の劣化が原因で、火災が1つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に広がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。

- Yes－次の質問へ。
- No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災の影響軽減機能（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災拡散によって影響を受けるほど、安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。

- No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- Yes－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 5：手動消火

1. 4. 5-A 質問：検査指摘事項は、火気使用作業火災監視で使用しない可搬型消火設備に関連するか。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災発生前の火災防護計画に関連するか。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、適切な自動又は手動消火設備により保護されているか？

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

1. 4. 5-D 質問：消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止に重要な機器が悪影響を受けないように代替の手動消火が利用できるか。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護

1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火被覆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。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

1. 4. 6-B 質問：劣化が確認された耐火被覆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。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止

1. 4. 7-A 質問：非常用照明に関わる検査指摘事項に関し、運転員が必要な措置を実施するための代わりとなる照明（フラッシュライトなど）を持っているか。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

- Yes－次の質問へ。
- No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災の影響軽減機能（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災拡散によって影響を受けるほど、安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。

- No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- Yes－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 5：手動消火

1. 4. 5-A 質問：検査指摘事項は、火気使用作業火災監視で使用しない可搬型消火設備に関連するか。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災発生前の火災防護計画に関連するか。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、適切な自動又は手動消火設備により保護されているか？

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

1. 4. 5-D 質問：消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止に重要な機器が悪影響を受けないように代替の手動消火が利用できるか。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護

1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火被覆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。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

1. 4. 6-B 質問：劣化が確認された耐火被覆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。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止

1. 4. 7-A 質問：非常用照明に関わる検査指摘事項に関し、運転員が必要な措置を実施するための代わりとなる照明（フラッシュライトなど）を持っているか。

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ2へ。

1.4.7-B 質問：検査指摘事項による影響は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスには必要とされない機器に限定されるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.7-C 質問：検査指摘事項は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスを用いて高温停止若しくは低温停止又は安定状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。

○Yes－フェーズ2へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.8：中央制御室火災

注：このセクションは中央制御室に440V以上の機器が存在しない場合のみ適用される。

1.4.8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された2台以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、制御盤内の配線は認定された方法（民間規格等）で配線されており、かつこれらの機器はお互いから少なくとも2.5メートル離れているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置されていない2台以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しない盤内に設置されているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ2へ。

4 火災防護に関する重要度評価（フェーズ2）

4.1 概要

火災 PRA が活用できるまでの間、図2～図5の評価フローに基づき、事業者が作成した内部事象レベル1 PRA の情報を用いて、定量的に評価する。

4.2 定量評価の位置付け

火災及び火災防護設備を評価対象とする。つまり、火災により起因事象が発生し、又は発生する可能性が高くなった事象、及び火災の拡大防止の機能が劣化した事象を対象とする。

○No－フェーズ2へ。

1.4.7-B 質問：検査指摘事項による影響は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスには必要とされない機器に限定されるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.7-C 質問：検査指摘事項は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスを用いて高温停止若しくは低温停止又は安定状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。

○Yes－フェーズ2へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.8：中央制御室火災

注：このセクションは中央制御室に440V以上の機器が存在しない場合のみ適用される。

1.4.8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された2台以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、制御盤内の配線は認定された方法（民間規格等）で配線されており、かつこれらの機器はお互いから少なくとも2.5メートル離れているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置されていない2台以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しない盤内に設置されているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ2へ。

4 火災防護に関する重要度評価（フェーズ2）

4.1 概要

重要度評価において、火災 PRA が活用できるまでの間、火災の影響評価を事業者が作成した内部事象レベル1 PRA の情報を用いて、定量的に評価する。

4.2 定量評価の位置付け

火災及び火災防護設備を評価対象とする。つまり、火災により起因事象が発生し、又は発生する可能性が高くなった事象、及び火災の拡大防止の機能が劣化した事象を対象とする。

記載の適正化運用の明確化（評価フローに基づき評価することを明確化）

4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）

(1) 火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー

火災の発生の可能性が大きい原因及び火災の痕跡を発見した場合の評価フローを図2に示す。検査評価室は、原子力検査官の協力を得て、当該原因及び痕跡から火災範囲を定め、その範囲内の全ての機器の機能喪失を想定した上で、内的事象レベル1PRAの情報をを用いて△CDF（火災の発生可能性が大きい原因が発見された場合）またはCCDP（火災の痕跡が発見された場合）を算出する。

その結果、白以上となった場合、必要に応じ事業者から情報を聴取し、添付1に示す火災力学ツール¹（FDT^s）により機能喪失する機器の絞り込みを行い、同様の方法で△CDF又はCCDPを算出し、定性的な観点を含めて、総合的に考慮しつつ、事象の色付けを判断する。

なお、事業者から詳細火災伝播解析コード（FDS²）等を用いた解析結果が提出された場合、解析条件及びその根拠並びに計算結果を確認、議論した上で、その内容も参考にしつつ、事象の色付けを行う。

1:評価例の詳細はNUREG-1855を参照のこと。

2:米国NIST（アメリカ国立標準技術研究所）で開発された詳細火災伝播解析コード。

(2) 火災の感知設備及び火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

火災の感知設備及び火災の影響軽減設備の劣化を現場で発見した場合の評価フローを図3に示す。検査評価室は、原子力検査官の協力を得て、劣化した設備の機能喪失による影響範囲を定め、その範囲内の全ての機器の機能喪失を想定した上で、内的事象レベル1PRAの情報をを用いて△CDF（火災の発生可能性が大きい原因が発見された場合）またはCCDP（火災の痕跡が発見された場合）を算出し、定性的な観点を含めて、総合的に考慮しつつ、事象の色付けを判断する。

なお、事業者から詳細火災伝播解析コード（FDS）等を用いた解析結果が提出された場合、解析条件及びその根拠並びに計算結果を確認、議論した上で、その内容も参考にしつつ、事象の色付けを行う

(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フローを図4に示す。検査評価室は原子力検査官の協力を得て、当該の複数区画内での火災の影響範囲を定め、その範囲内の全ての機器の機能喪失を想定した上で、内的事象レベル1PRAの情報をを用いて△CDF（火災の発生可能性が大きい原因が発見された場合）またはCCDP（火災の痕跡が発見された場合）を算出し、定性的な観点を含めて、総合的に考慮しつつ、事象の色付けを判断する。

なお、事業者から詳細火災伝播解析コード（FDS）等を用いた解析結果が提出された場合、解析条件及びその根拠並びに計算結果を確認、議論した上で、その内容も参考にしつつ、事象の色付けを行う

(削る)

(削る)

4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）

(1) 火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー

フェーズ2評価における火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フローを図2に示す。本全体概念フローに示すように、まず個別事象の分類を行い、事象ごとに評価を実施する。

(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フロー

火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を現場で発見した場合、以下のフローで火災の影響を評価する。図3に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フローを示す。

(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価

複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フローを図4に示す。

(4) 詳細評価

簡易評価において基準との比較により白以上と判断された事象、又は詳細な火災伝播解析が必要な事象については、詳細評価を実施する。詳細評価の評価フローを図5に示す。

(5) 簡易火災影響評価ツールによる火災影響評価

米国NRC（アメリカ合衆国原子力規制委員会）で開発された簡易火災影響評価ツール（FDT^s（Fire Dynamics Tools））を用いた火災影響を実施する。以下のFDT^sの入力データ例を図6に、計算結果例

記載の適正化（フロー図の流れを文書で解説）

運用の明確化（説明責任は事業者にあるため、詳細火災伝播解析結果が事業者から提出された場合に、重要度評価で考慮することを明記）

記載の適正化（フローの流れを文書で解説）

記載の適正化
記載の適正化（フローの流れを文書で解説）

運用の明確化（詳細な火災伝播解析に関する内容は、事業者が実施するものであるため削除）

記載の適正化（別添1の内容と重複）

を図7に示す。

(削る)

(6) 詳細火災伝播解析コードによる火災影響評価

米国 NIST (アメリカ国立標準技術研究所) で開発された詳細火災伝播解析コード (FDS) を用いた火災伝播解析を実施する。以下の FDS の解析結果モデル図を図8に、解析結果例を図9に示す。ただし、本詳細解析モデルの作成には、詳細な設計条件が必要となる。

運用の明確化 (詳細な火災伝播解析に関する内容は、事業者が実施するものであるため削除)

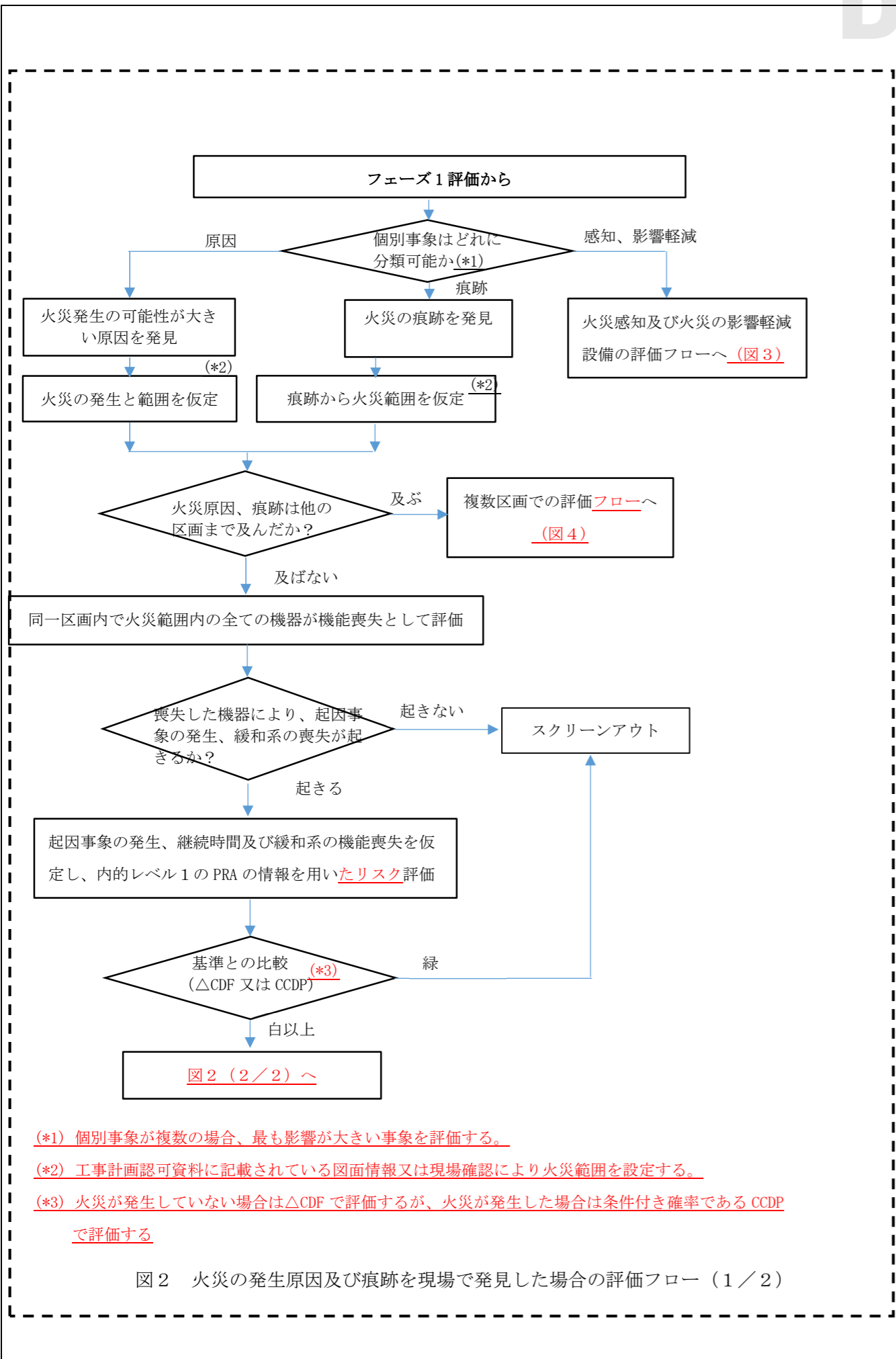
○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し (附属書1~9) ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・火災防護に係る検査指摘事項について、劣化評価指針を用いて高劣化/低劣化を判断する運用の明確化 (附属書5 3.1 概要) ・最新のNRCの検査ガイドを反映し、火災の影響軽減に関する質問事項において可燃物の量を考慮することを明記 (附属書5 ステップ1.4.4) ○記載の適正化	
3		<u>○運用の明確化</u> <u>・説明責任は事業者にあるため、詳細火災伝播解析結果が事業者から提出された場合に、重要度評価で考慮することを明記 (4 火災防護に関する重要度評価 (フェーズ2))</u> <u>・詳細な火災伝播に関する内容は、事業者が実施するものであるため削除 (4 火災防護に関する重要度評価 (フェーズ2))</u> <u>・評価フローに基づき評価することを明確化 (4 火災防護に関する重要度評価 (フェーズ2))</u> <u>○FDT[®]の理解を促進するため、概要と使用例を添付1として追加</u> <u>○記載の適正化</u>	

○ 改正履歴

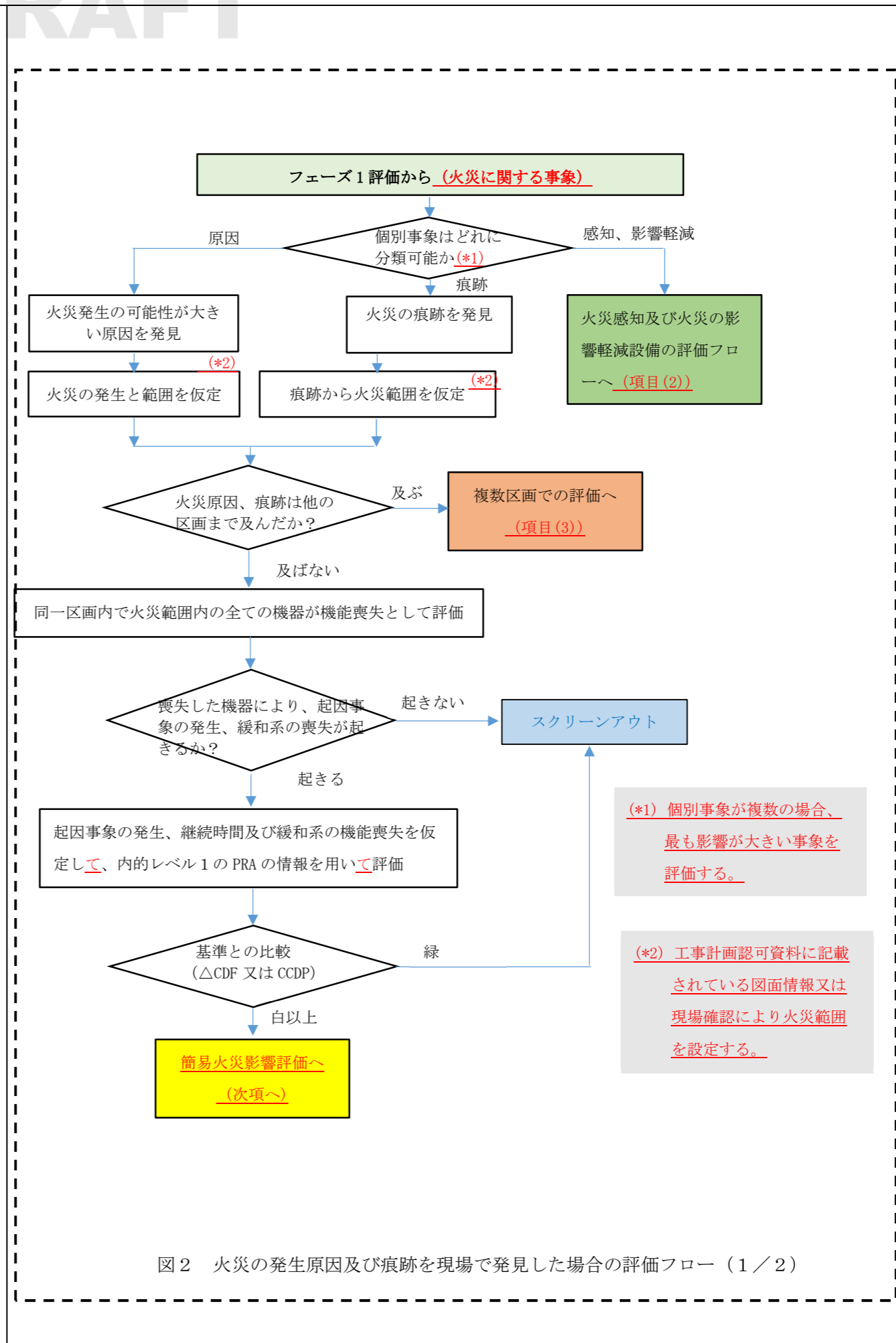
改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し (附属書1~9) ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・火災防護に係る検査指摘事項について、劣化評価指針を用いて高劣化/低劣化を判断する運用の明確化 (附属書5 3.1 概要) ・最新のNRCの検査ガイドを反映し、火災の影響軽減に関する質問事項において可燃物の量を考慮することを明記 (附属書5 ステップ1.4.4) ○記載の適正化	

記載の適正化



(*1) 個別事象が複数の場合、最も影響が大きい事象を評価する。
 (*2) 工事計画認可資料に記載されている図面情報又は現場確認により火災範囲を設定する。
 (*3) 火災が発生していない場合はΔCDF で評価するが、火災が発生した場合は条件付き確率である CCDP で評価する

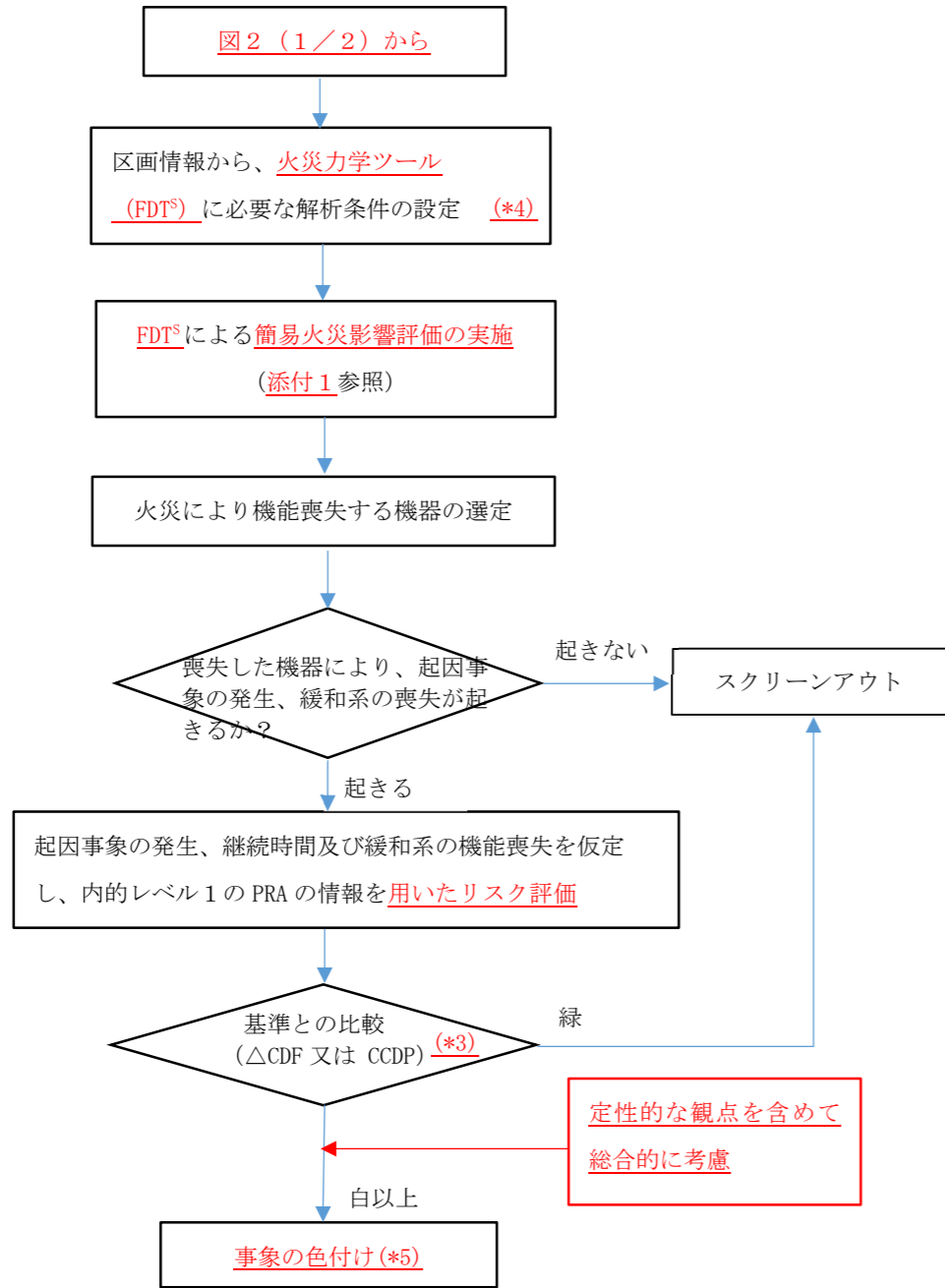
図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)



記載の適正化 (火災に関する事象であることは自明なので削除、(*1)及び(*2)は赤字を黒字に変更、項目(2)は本文の項目なので、フローである図3に変更、項目(3)は本文の項目なので、フローである図4に変更)

記載の適正化 (「評価」では火災影響評価かリスク評価か不明確なので追記、脚注はフローの下に移動)

記載の適正化 (分かり易さのため、CCDPの説明とΔCDFとの使い分けを追記)



(*3) 火災が発生していない場合はΔCDFで評価するが、火災が発生した場合は条件付き確率であるCCDPで評価する。
 (*4) 火災が発生した区画に関する情報（区画の大きさ、火災源、機器配置、燃焼物等）を現地確認等により入手する。
 (*5) 事業者から詳細火災伝播解析コード(FDS)等を用いた解析結果が提出された場合、解析条件及びその根拠並びに計算結果を確認、議論した上で、その内容も参考にしつつ事象の色付けを行う。

図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー（2/2）

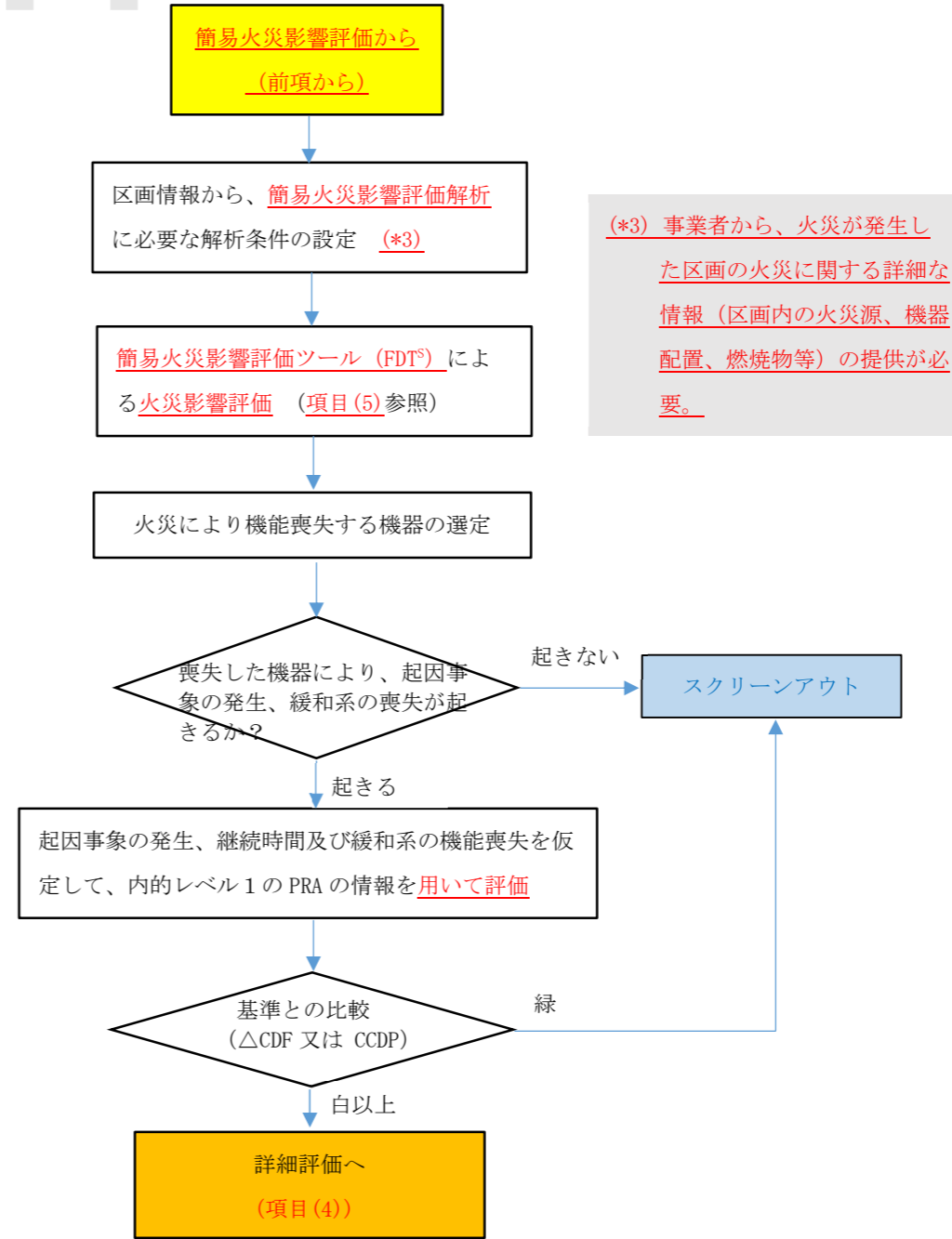


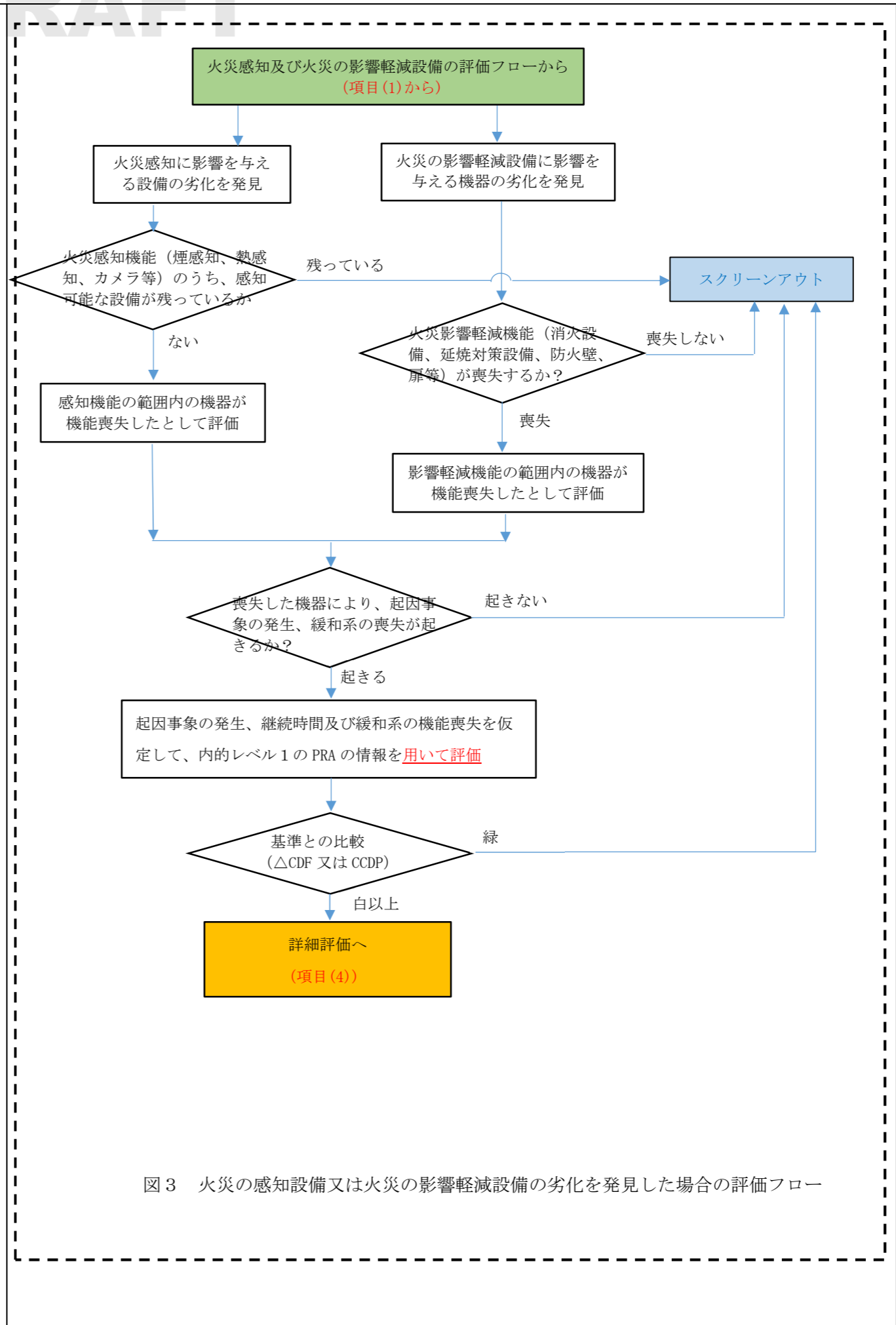
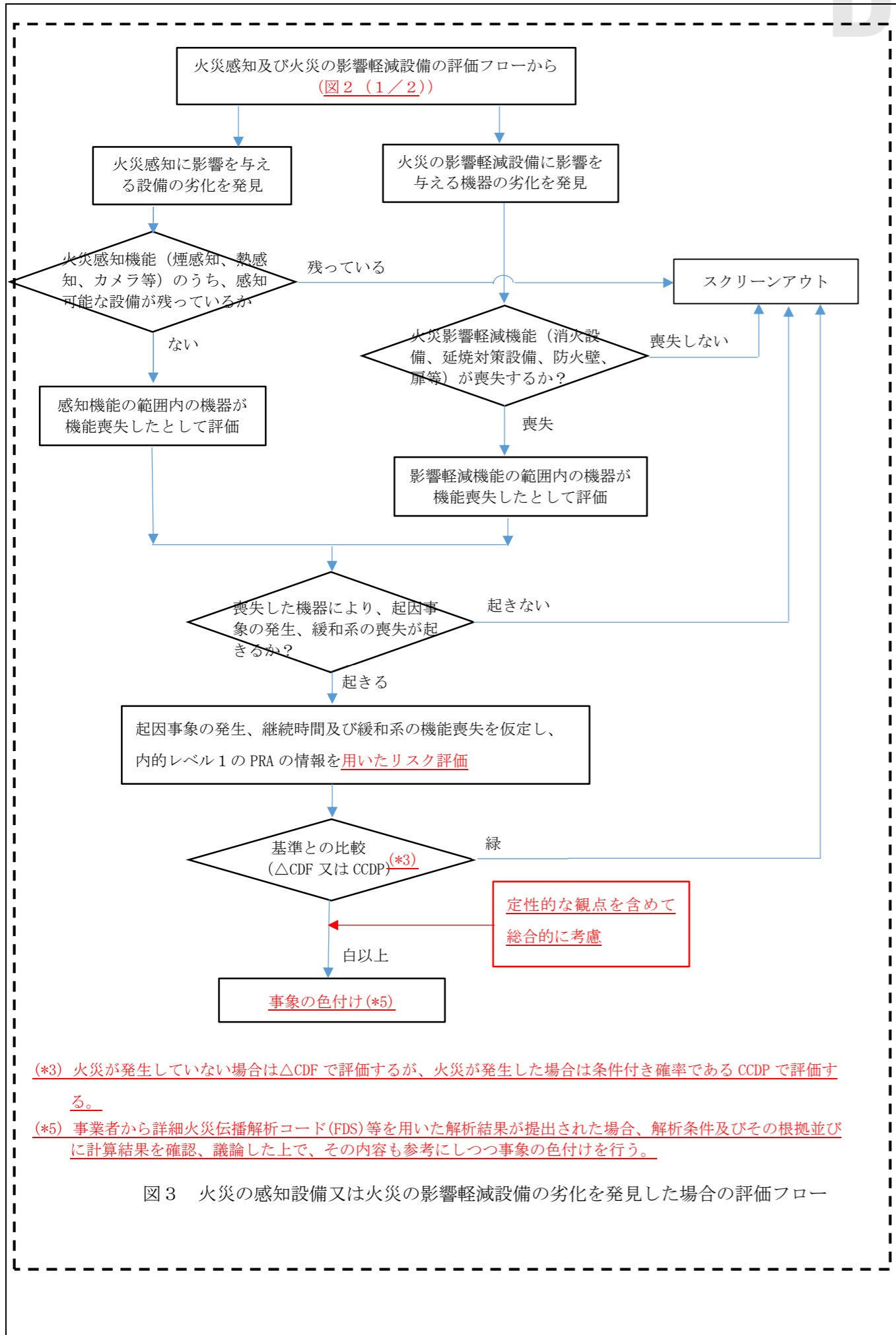
図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー（2/2）

記載の適正化

記載の適正化
 (FDTsは火災影響評価ガイドでの名称「火災力学ツール」に変更、項目(5)の使用例は添付1に記載した。現場データはフリーアクセスで検査官が入手することを明記)

運用の明確化（事象の色付けに際し、定性的な観点も考慮するため、フローに追記）
 運用の明確化（この簡易評価で事象の重要度評価を行うため「事象の色付け」に記載変更）

記載の適正化
 運用の明確化（説明責任は事業者にあるため、詳細火災伝播解析結果が事業者から提出された場合に、重要度評価で考慮することを明記）

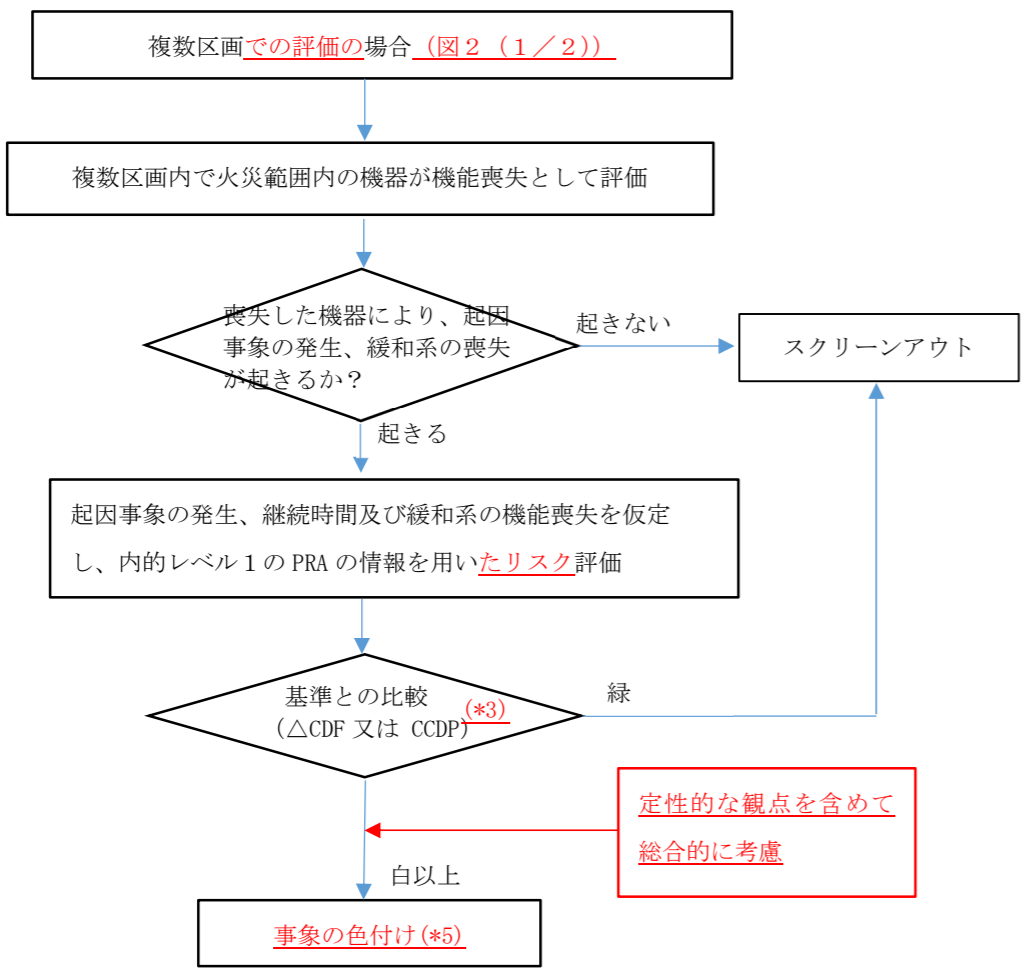


運用の明確化（事象の色付けに際し、定性的な観点も考慮するため、フローに追記）
 運用の明確化（この簡易評価で事象の重要度評価を行うため「事象の色付け」に記載変更）
 記載の適正化

(*3) 火災が発生していない場合はΔCDFで評価するが、火災が発生した場合は条件付き確率であるCCDPで評価する。
 (*5) 事業者から詳細火災伝播解析コード(FDS)等を用いた解析結果が提出された場合、解析条件及びその根拠並びに計算結果を確認、議論した上で、その内容も参考にしつつ事象の色付けを行う。

図3 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フロー

図3 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フロー



(*3) 火災が発生していない場合はΔCDFで評価するが、火災が発生した場合は条件付き確率であるCCDPで評価する。
 (*5) 事業者から詳細火災伝播解析コード(FDS)等を用いた解析結果が提出された場合、解析条件及びその根拠並びに計算結果を確認、議論した上で、その内容も参考にしつつ事象の色付けを行う。

図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

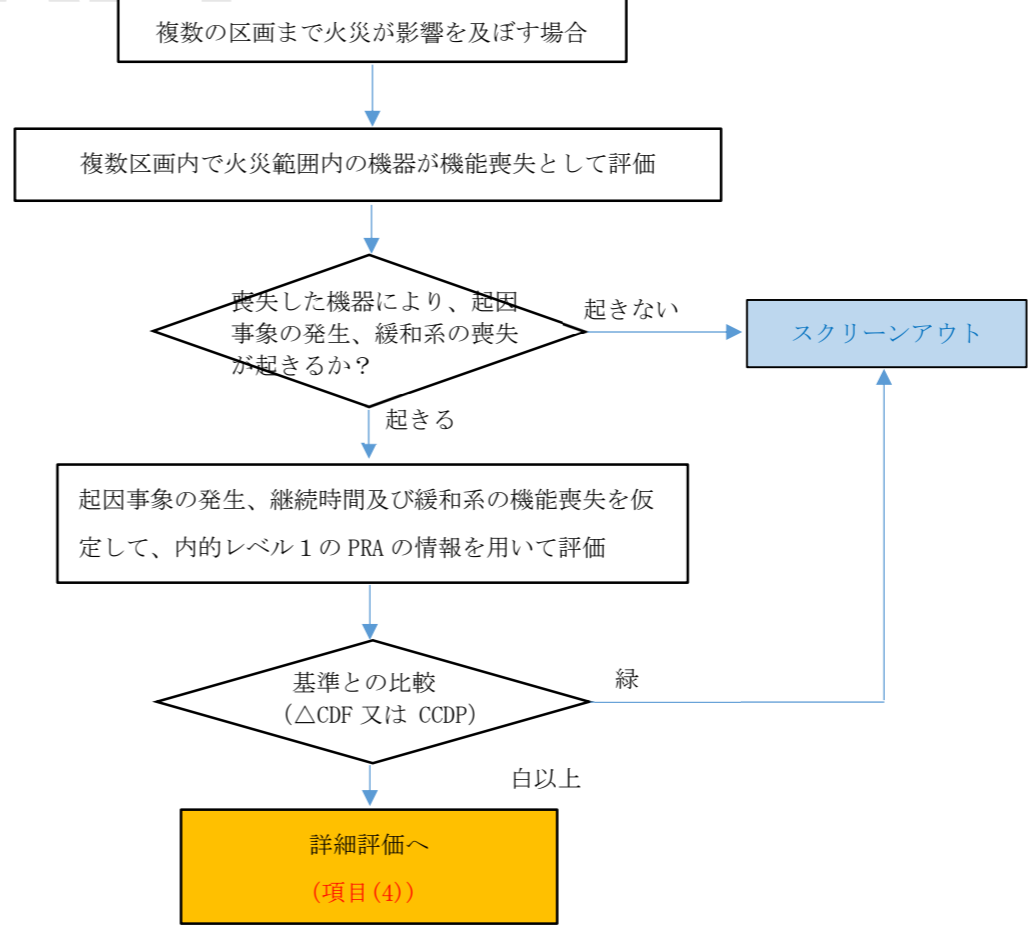
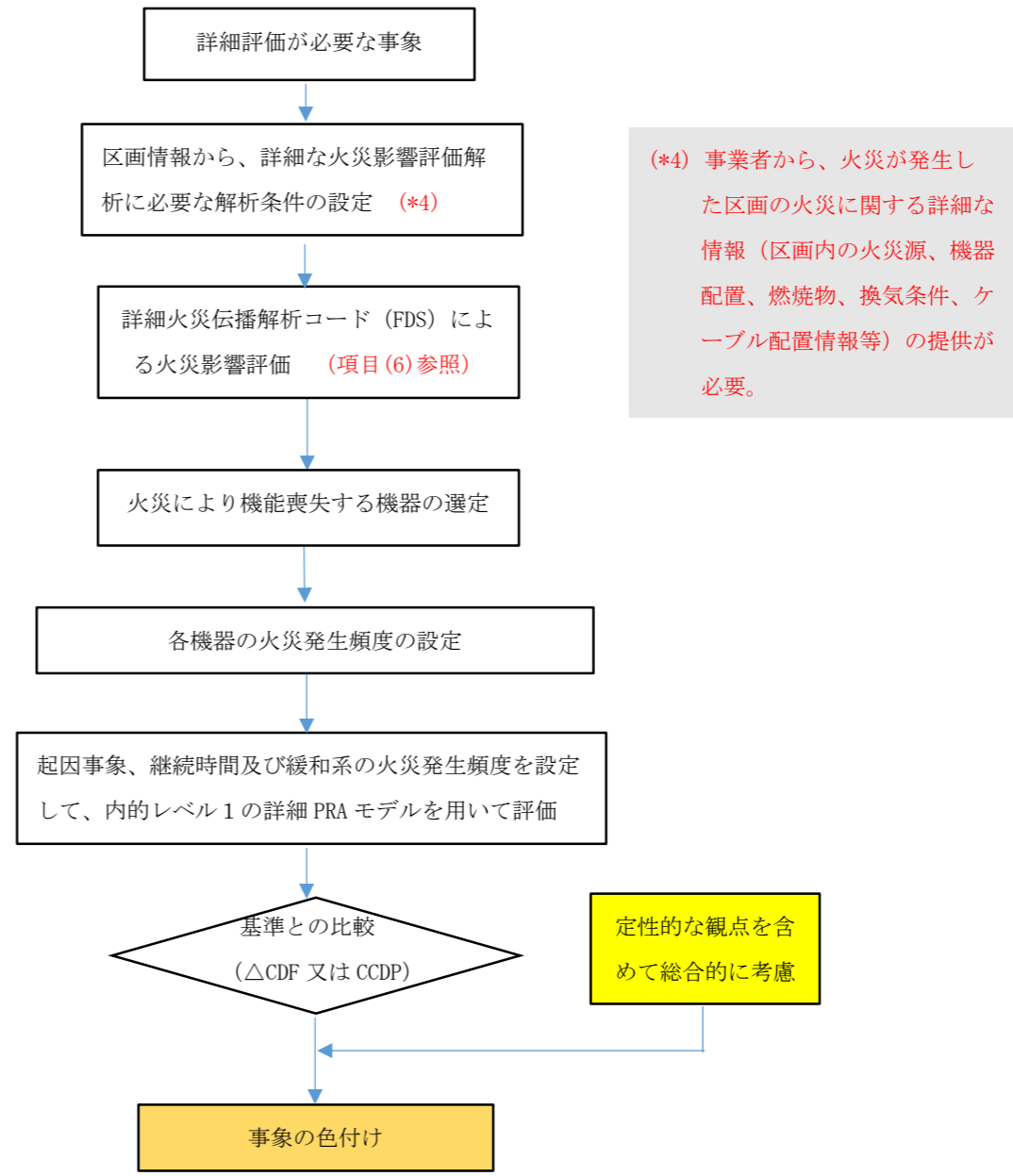


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

記載の適正化
 (「評価」では火災影響評価かリスク評価か不明確なので追記)

運用の明確化(事象の色付けに際し、定性的な観点も考慮するため、フローに追記)
 運用の明確化(この簡易評価で事象の重要度評価を行うため「事象の色付け」に記載変更)
 記載の適正化

(削る)



運用の明確化 (詳細な火災伝播解析に関する内容は、事業者が実施するものであるため削除)

図5 詳細評価の評価フロー

添付1 火災力学ツールFDT^Sの概要と使用例

(新設)

FDT^Sの理解を促進
するため、概要と
使用例を添付1と
して追加

1. 概要

FDT^S“Fire Dynamics Tools”は、原子力発電所における火災および防火システムの影響を分析するためにNRCによって開発された定量的手法であり、火災に関する計算式等が事前にプログラムされた複数のMicrosoft Excel[®]スプレッドシートで整備されている。

検査官は検査指摘事項に応じ、最適なスプレッドシートを選択し、そこに火災区画の大きさ等の幾つかのパラメータを入力することで、高温ガス温度や火災の影響範囲等を簡易に評価することができる。各スプレッドシートには、原子力発電所で一般的に使用される材料の物理的および熱的特性のリストも含まれている。

スプレッドシート内の計算式や、その具体的な使用方法を記載したNUREG1805*は2004年に公開され、2013年にはSI単位系も含めた改訂版が公開された。NRCのホームページにはNUREG1805報告書とともにスプレッドシートが公開されているので、用途に応じたエクセルファイルをダウンロードし、計算することができる。

* : Fire Dynamics Tools (FDTs) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1805/s1/index.html>

2. 使用例

NUREG-1805 Supplement 1, Vol. 2に記載の強制換気における計算例(2.16.2-1)を以下に示す。

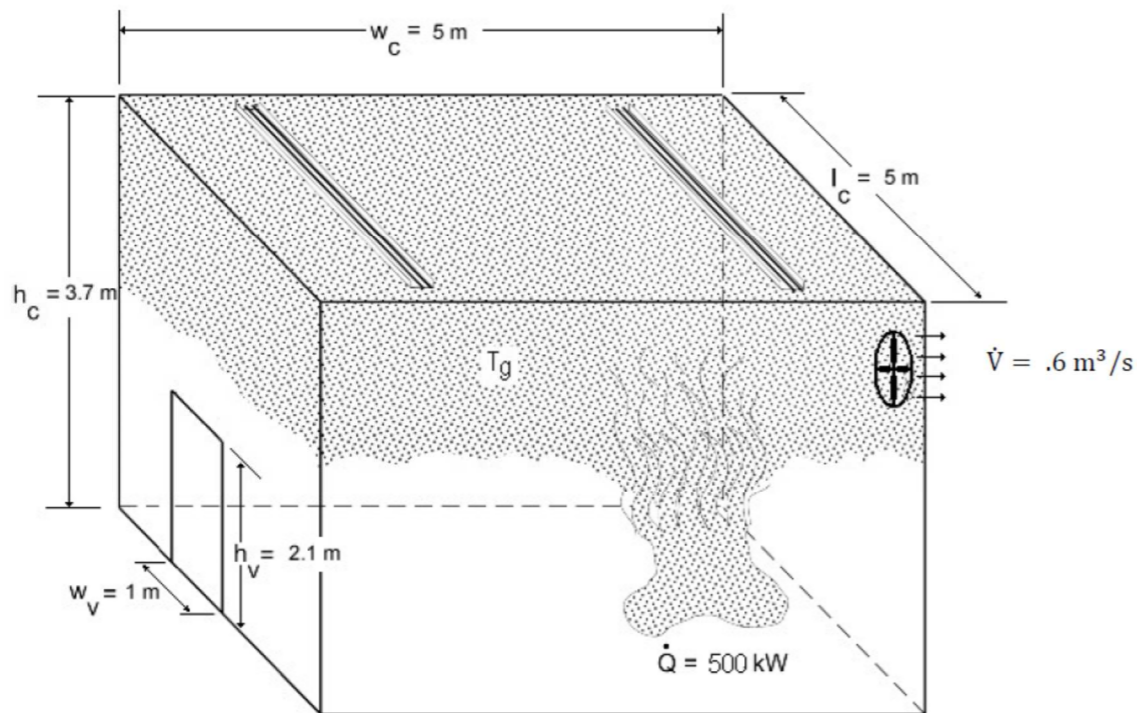


図1 火災区画

(1)幅 1 m、高さ 2.1m の通気口があり、0.6m³/s で強制換気されている幅(w) 5 m、長さ(l) 5 m、高さ(h)3.7m で、厚さ 30.48 cm のコンクリート製火災区画に 500 kW の発熱速度(HRR) の可燃物がある。点火後 2 分の高温ガス層温度を計算する。

(2)解析における想定

- (a) 周囲の空気の温度を 25°Cとする。
- (b) 火災区画は単純な長方形形状とする。
- (c) 区画境界を流れる熱流は一次元とする。
- (d) 発熱速度 (HRR)は一定とする。
- (e) 火災源は火災区画の中央または壁から離れた位置とする。
- (f) 通気口は床面の位置にあるとする。
- (g) 火災区画は通気口で外部(圧力 = 1 atm) に開放されている。

(3) スプレッドシートの使用方法

NRC のホームページからスプレッドシート 02.2-temperature-fv-sup1-si.xls をダウンロードする。図 2 のとおり、シートの黄色の入力セルに以下の数値を入力し、高温ガス層温度を計算する。入力値は以下のとおり。

(a) COMPARTMENT INFORMATION

条件にある火災区画の幅、長さ、高さ、コンクリート厚さを入力する

(b) AMBIENT CONDITIONS

想定にある周囲の気温を入力する

(c) THERMAL PROPERTIES FOR COMMON INTERIOR LINING MATERIALS

表の右隣のプルダウンメニューからコンクリートを選択する (この選択により、物性値(緑色のセル)は自動的に表示される)

(d) COMPARTMENT MASS VENTILATION FLOW RATE

換気設備の風量を入力する。

(e) FIRE SPECIFICATIONS

発熱速度を入力する。

(f) “Calculate”を押す

(4)結果

計算結果が図 3 のとおり、表とグラフで表示される。Foote,Pagni&Alvares (FPA)、Deal&Beyler による点火後 2 分における高温ガス層の温度はそれぞれ 131°C、84°Cである。



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE
IN A ROOM FIRE
WITH FORCED VENTILATION
COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

Version 1805.1
(SI Units)

The following calculations estimate the hot gas layer temperature and smoke layer height in enclosure fire.
Parameters in YELLOW CELLS are Entered by the User.
Parameters in GREEN CELLS are Automatically Selected from the DROP DOWN MENU for the Material Selected.
All subsequent output values are calculated by the spreadsheet and based on values specified in the input parameters. This spreadsheet is protected and secure to avoid errors due to a wrong entry in a cell(s). The chapter in the NUREG should be read before an analysis is made.

Project / Inspection Title: 2.16.2 Forced Ventilation Example Problem 2.16.2-1

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

Compartment Width (w_c) 5.00 m
Compartment Length (l_c) 5.00 m
Compartment Height (h_c) 3.70 m
Interior Lining Thickness (δ) 30.48 cm

AMBIENT CONDITIONS

Ambient Air Temperature (T_a) 25.00 °C
Specific Heat of Air (c_p) 1.00 kJ/kg-K
Ambient Air Density (ρ_a) 1.18 kg/m³

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES

Interior Lining Thermal Inertia ($k\rho c$) 2.9 (kW/m²-K)²-sec
Interior Lining Thermal Conductivity (k) 0.0016 kW/m-K
Interior Lining Specific Heat (c_p) 0.75 kJ/kg-K
Interior Lining Density (ρ) 2400 kg/m³

Note: Air density will automatically correct with Ambient Air Temperature (T_a) input

THERMAL PROPERTIES FOR COMMON INTERIOR LINING MATERIALS

Material	$k\rho c$ (kW/m ² -K) ² -sec	k (kW/m-K)	c (kJ/kg-K)	ρ (kg/m ³)
Aluminum (pure)	500	0.208	0.895	2710
Steel (0.5% Carbon)	197	0.054	0.485	7850
Concrete	2.9	0.0016	0.75	2400
Brick	1.7	0.0008	0.8	2800
Glass, Plate	1.6	0.00078	0.8	2710
Brick/Concrete Block	1.2	0.00073	0.84	1900
Gypsum Board	0.16	0.00017	1.1	980
Plywood	0.16	0.00012	2.5	540
Fiber Insulation Board	0.16	0.00053	1.25	240
Chipboard	0.15	0.00015	1.25	600
Aerated Concrete	0.12	0.00028	0.96	500
Plasterboard	0.12	0.00016	0.84	950
Calcium Silicate Board	0.098	0.00013	1.12	700
Alumina Silicate Block	0.036	0.00014	1	280
Glass Fiber Insulation	0.0016	0.000037	0.8	60
Expanded Polystyrene	0.001	0.000034	1.5	20
User Specified Value	Enter Value	Enter Value	Enter Value	Enter Value

Select Material
Concrete
Scroll to desired material then
Click on selection

COMPARTMENT MASS VENTILATION FLOW RATE

Forced Ventilation Flow Rate (m) 0.60 m³/sec

FIRE SPECIFICATIONS

Fire Heat Release Rate (Q) 500.00 kW
Calculate

図2 火災力学ツール (FDT[®]) の入力データ例

DRAFT



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE
AND SMOKE LAYER HEIGHT IN A ROOM FIRE
WITH NATURAL VENTILATION

Version 1805.1
(English Units)

COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

The following calculations estimate the hot gas layer temperature and smoke layer height in enclosure fire.
Parameters in YELLOW CELLS are Entered by the User.
Parameters in GREEN CELLS are Automatically Selected from the DROP DOWN MENU for the Material Selected.
All subsequent output values are calculated by the spreadsheet and based on values specified in the input parameters. This spreadsheet is protected and secure to avoid errors due to a wrong entry in a cell(s). The chapter in the NUREG should be read before an analysis is made.

Project / Inspection Title: NUREG-1805 Supplement 1 Example 19.11-2a

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

Compartment Width (w_c) 16.40 ft
Compartment Length (l_c) 16.40 ft
Compartment Height (h_c) 11.48 ft
Vent Width (w_v) 3.28 ft
Vent Height (h_v) 6.90 ft
Top of Vent from Floor (V_T) 6.90 ft
Interior Lining Thickness (δ) 12.00 in

AMBIENT CONDITIONS

Ambient Air Temperature (T_a) 70.00 °F
Specific Heat of Air (c_p) 1.00 kJ/kg-K
Ambient Air Density (ρ_a) 1.20 kg/m³

Note: Ambient Air Density (ρ_a) will automatically correct with Ambient Air Temperature (T_a) input

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES FOR

Interior Lining Thermal Inertia ($k\rho c$) 2.9 (kW/m²-K)²-sec
Interior Lining Thermal Conductivity (k) 0.0016 kW/m-K
Interior Lining Specific Heat (c) 0.75 kJ/kg-K
Interior Lining Density (ρ) 2400 kg/m³

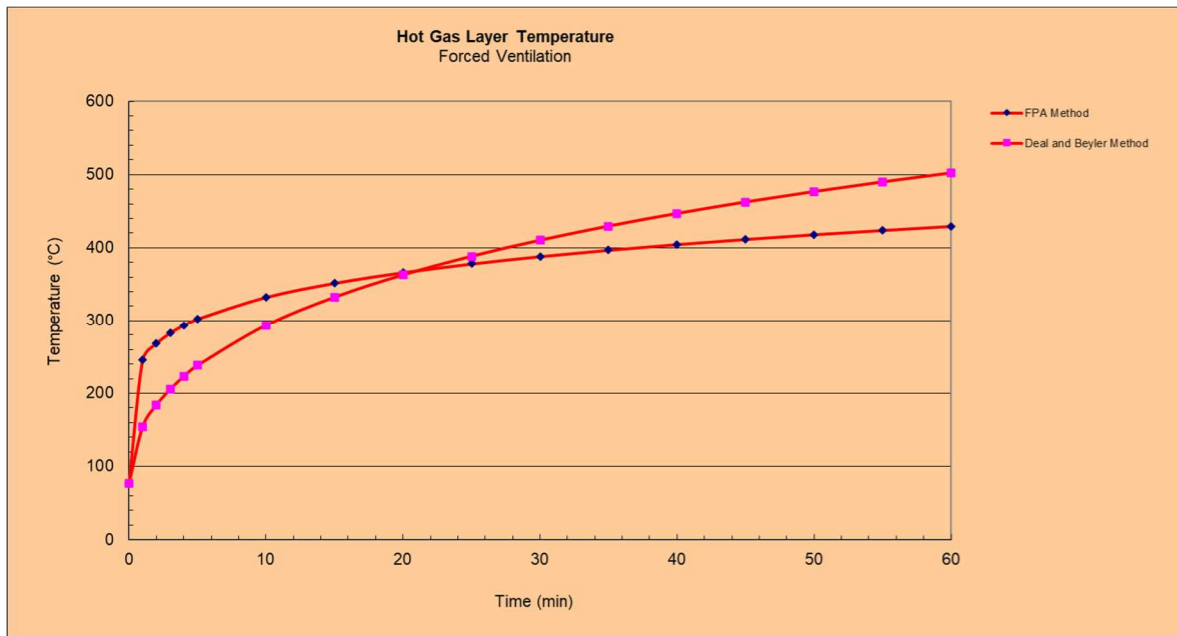
図6 簡易火災影響評価ツール (FDT[®]) の入力データ例

Foote,Pagni&Alvares (FPA)

Time After Ignition (t)		h _k (kW/m ² -K)	ΔT _g /T _a	ΔT _g (K)	T _g (K)	T _g (°C)	T _g (°F)
(min)	(sec)						
0	0	-	-	-	298.00	25.00	77.00
1	60	0.22	0.31	93.75	391.75	118.75	245.75
2	120	0.16	0.36	106.21	404.21	131.21	268.17
3	180	0.13	0.38	114.25	412.25	139.25	282.65
4	240	0.11	0.40	120.32	418.32	145.32	293.58
5	300	0.10	0.42	125.25	423.25	150.25	302.45
10	600	0.07	0.48	141.90	439.90	166.90	332.41
15	900	0.06	0.51	152.64	450.64	177.64	351.75
20	1200	0.05	0.54	160.75	458.75	185.75	366.35
25	1500	0.04	0.56	167.34	465.34	192.34	378.21
30	1800	0.04	0.58	172.92	470.92	197.92	388.26
35	2100	0.04	0.60	177.79	475.79	202.79	397.02
40	2400	0.03	0.61	182.11	480.11	207.11	404.80
45	2700	0.03	0.62	186.01	484.01	211.01	411.83
50	3000	0.03	0.64	189.58	487.58	214.58	418.24
55	3300	0.03	0.65	192.86	490.86	217.86	424.14
60	3600	0.03	0.66	195.90	493.90	220.90	429.62

Deal&Beyler

Time After Ignition (t)		h _k (kW/m ² -K)	ΔT _g (K)	T _g (K)	T _g (°C)	T _g (°F)
(min)	(sec)					
0	0	-	-	298.00	25.00	77.00
1	60	0.09	43.05	341.05	68.05	154.48
2	120	0.06	59.37	357.37	84.37	183.87
3	180	0.05	71.36	369.36	96.36	205.45
4	240	0.04	81.13	379.13	106.13	223.03
5	300	0.04	89.49	387.49	114.49	238.08
10	600	0.03	120.22	418.22	145.22	293.40
15	900	0.02	141.79	439.79	166.79	332.23
20	1200	0.02	158.78	456.78	183.78	362.80
25	1500	0.02	172.91	470.91	197.91	388.24
30	1800	0.02	185.07	483.07	210.07	410.13
35	2100	0.01	195.78	493.78	220.78	429.40
40	2400	0.01	205.35	503.35	230.35	446.63
45	2700	0.01	214.02	512.02	239.02	462.23
50	3000	0.01	221.94	519.94	246.94	476.49
55	3300	0.01	229.24	527.24	254.24	489.64
60	3600	0.01	236.02	534.02	261.02	501.83



注：グラフの縦軸は摂氏となっているが、正確には華氏である

図3 FDTsの計算結果

(新設)

(新設)

(新設)

(削る)



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE AND SMOKE LAYER HEIGHT IN A ROOM FIRE WITH NATURAL VENTILATION

Version 1805.1
(English Units)

Time After Ignition (t)		h_u (kW/m ² -K)	ΔT_u (°K)	T_u (°K)	T_u (°C)	T_u (°F)
(min)	(sec)					
0	0.00	-	-	294.11	21.11	70.00
1	60	0.22	100.57	394.68	121.68	251.03
2	120	0.16	112.89	407.00	134.00	273.20
3	180	0.13	120.78	414.89	141.89	287.40
4	240	0.11	126.71	420.82	147.82	298.08
5	300	0.10	131.51	425.62	152.62	306.72
10	600	0.07	147.62	441.73	168.73	335.71
15	900	0.06	157.94	452.05	179.05	354.29
20	1200	0.05	165.70	459.81	186.81	368.25
25	1500	0.04	171.97	466.09	193.09	379.55
30	1800	0.04	177.28	471.39	198.39	389.11
35	2100	0.04	181.89	476.01	203.01	397.41
40	2400	0.03	185.99	480.10	207.10	404.78
45	2700	0.03	189.68	483.79	210.79	411.42
50	3000	0.03	193.04	487.15	214.15	417.46
55	3300	0.03	196.13	490.24	217.24	423.03
60	3600	0.03	198.99	493.10	220.10	428.18

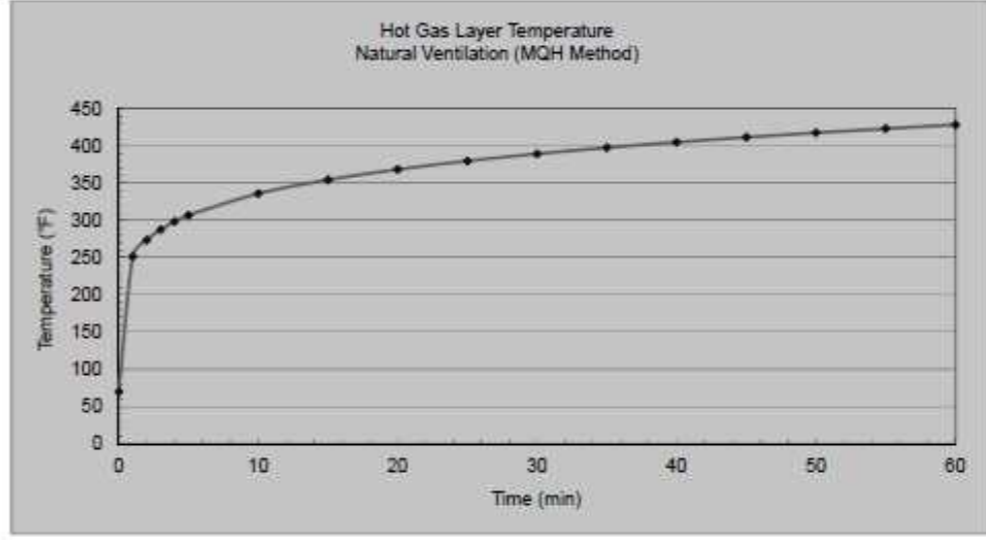


図7 簡易火災影響評価ツール (FDT[®]) の解析例

運用の明確化（詳細な火災伝播解析に関する内容は、事業者が実施するものであるため削除）

(削る)

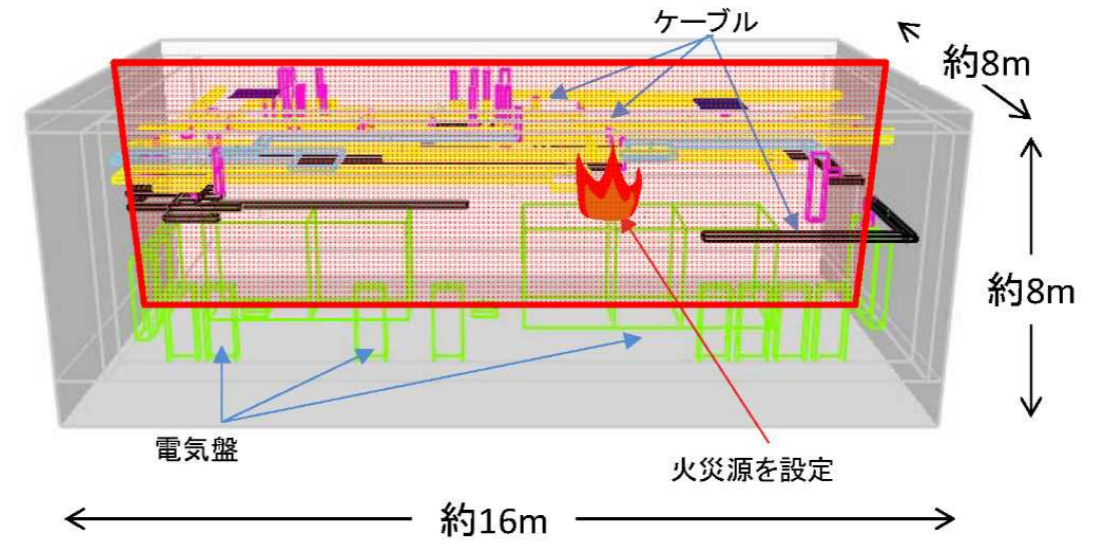


図8 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析モデル例

(削る)

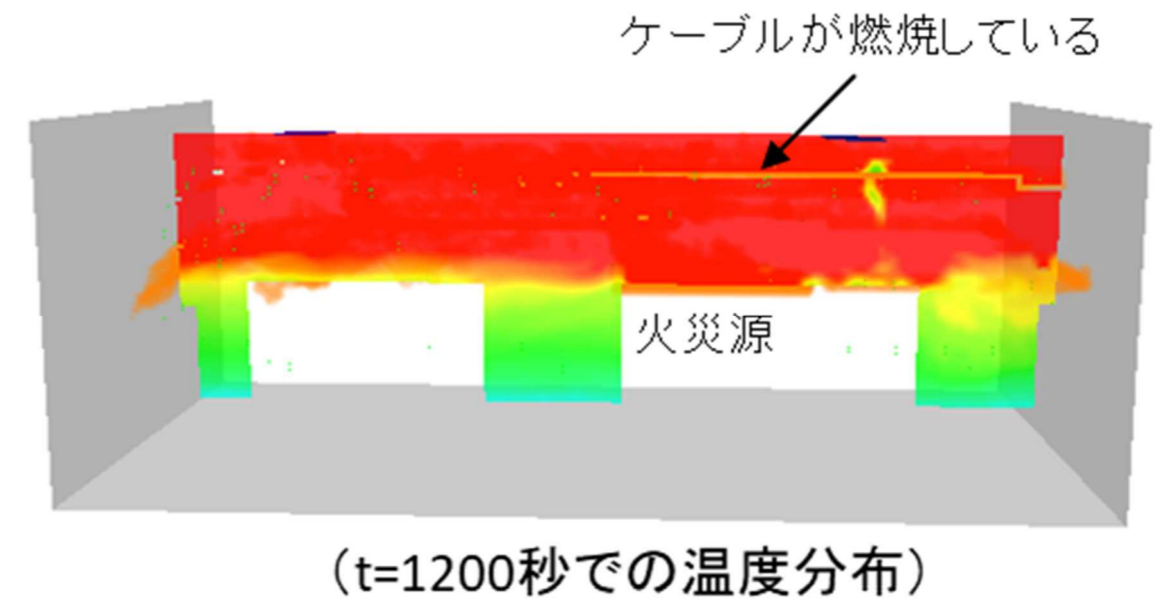


図9 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析結果例

添付2 火災防護の重要度評価プロセスワークシート

ステップ1：火災防護 SDP フェーズ1 ワークシート

ステップ 1.1ー検査指摘事項の概要を記載

Horizontal lines for step 1.1 content

ステップ 1.2ー検査指摘事項区分の分類 ※最も適した一つの区分に分類

本文の表 1 を参考に、火災検査の検査指摘事項の区分を特定する。

ステップ 1.3：低劣化

添付3の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付2にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問：添付3の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

- Yesー緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
○Noー本文のステップ 1.4 へ続く。

劣化評価の根拠

添付1 火災防護の重要度評価プロセスワークシート

ステップ1：火災防護 SDP フェーズ1 ワークシート

ステップ 1.1ー検査指摘事項の概要を記載

Horizontal lines for step 1.1 content

ステップ 1.2ー検査指摘事項区分の指定 ※最も適した一つの区分に分類

本文の表 1 を参考に、火災検査の指摘事項区分を特定する。

ステップ 1.3：低劣化

添付2の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付1にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問：添付2の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

- Yesー緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
○Noー本文のステップ 1.4 へ続く。

劣化評価の根拠

記載の適正化

記載の適正化（フロー図の表現に合わせる）

記載の適正化

添付3 劣化評価指針

本指針は、火災防護に係る検査指摘事項に対する劣化評価の高低を判断するためのものである。ステップ1.3で定める検査指摘事項区分のほとんどに適用される。本指針は、可能性のある全ての種類の劣化を完全にリスト化したものではない。そのため、原子力検査官は、以下の指針に従って低劣化として区分される検査指摘事項であったとしても、指針で想定される以上に問題があると考えられる場合には、高劣化とするかを検討するものとする。

1. 火災発生防止と運営管理

本項では、プラントの火災発生防止及びその他の運用管理（火気作業許可、仮置き可燃物管理プログラム、火災監視など）に対する検査指摘事項の劣化評価を判断するための指針を定めている。

火気作業の許可又は火災監視規定に対する検査指摘事項

低劣化は、火災が発生する可能性に何ら重大な影響のない、又は発生した火災が直ちに消火されるような検査指摘事項に対して付与される。以下が低劣化の例である：

- 消火設備や他の要求される設備を適切に配備していなくても、適切な可搬式消火器が近くにある場合。例えば以下の場合であって、可搬式消火器が利用可能である場合も含まれる：
 - ◇ 監視の際に、火気作業許可によって要求される消火器を持っていない
 - ◇ 充填されていない、又は不適切に充填された消火器だけを配備している
 - ◇ 関係する火災又は現場の条件に対応しない消火器だけを配備している（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）
- 火気作業許可が不適切であるが、通常要求される火災防護対策が全て整備されている（適切な設備、訓練された火災監視員など）。
- 火気作業記録保持に関する違反

高劣化は、火災監視による早期の消火ができない場合である。以下が高劣化の例である：

- 火気作業から発生する火災に対して全ての区域における火災監視が実施できていない
- 現場での火災監視実施の不備
- 消火器やその他の要求される設備を不適切に配備した火災監視。不適切な配備には以下を含む：
 - ◇ 監視の際、火気作業で要求される消火器を持っていない
 - ◇ 充填されていない又は不適切に充填された消火器
 - ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない可搬式消火器（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）。

添付2 劣化評価指針

本指針は、火災防護に係る検査指摘事項に対する劣化評価の高低を判断するためのものである。ステップ1.3で定める検査指摘事項区分のほとんどに適用される。本指針は、可能性のある全ての種類の劣化を完全にリスト化したものではない。そのため、原子力検査官は、以下の指針に従って低劣化として区分される検査指摘事項であったとしても、指針で想定される以上に問題があると考えられる場合には、高劣化とするかを検討するものとする。

1. 火災発生防止と運営管理

本項では、プラントの火災発生防止及びその他の運用管理（火気作業許可、仮置き可燃物管理プログラム、火災監視など）に対する検査指摘事項の劣化評価を判断するための指針を定めている。

火気作業の許可又は火災監視規定に対する検査指摘事項

低劣化は、火災が発生する可能性に何ら重大な影響のない、又は発生した火災が直ちに消火されるような検査指摘事項に対して付与される。以下が低劣化の例である：

- 消火設備や他の要求される設備を適切に配備していなくても、適切な可搬式消火器が近くにある場合。例えば以下の場合であって、可搬式消火器が利用可能である場合も含まれる：
 - ◇ 監視の際に、火気作業許可によって要求される消火器を持っていない
 - ◇ 充填されていない、又は不適切に充填された消火器だけを配備している
 - ◇ 関係する火災又は現場の条件に対応しない消火器だけを配備している（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）
- 火気作業許可が不適切であるが、通常要求される火災防護対策が全て整備されている（適切な設備、訓練された火災監視員など）。
- 火気作業記録保持に関する違反

高劣化は、火災監視による早期の消火ができない場合である。以下が高劣化の例である：

- 火気作業から発生する火災に対して全ての区域における火災監視が実施できていない
- 現場での火災監視実施の不備
- 消火器やその他の要求される設備を不適切に配備した火災監視。不適切な配備には以下を含む：
 - ◇ 監視の際、火気作業で要求される消火器を持っていない
 - ◇ 充填されていない又は不適切に充填された消火器
 - ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない可搬式消火器（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）。

記載の適正化

- 火気使用作業時に、以下の安全条件¹のいずれかを維持できていない火災監視：
 - ◇ 現場に可燃物がない、又は移動できない可燃物は引火しないように遮蔽されている
 - ◇ 使用される消火設備が、十分使用できる状態で良好な整備状態である
 - ◇ 紙の切れ端、木の削り屑、布繊維などの可燃材が床に落ちている場合、床半径 10m内をきれいに掃除されている
 - ◇ 可燃性の床の半径 10m内を、水で濡らし、又は湿った砂若しくは耐火性シートで覆われている
- 火気作業完了後、観察が要求される全ての地点で火災監視を少なくとも 30 分以上、維持しない

- 火気使用作業時に、以下の安全条件¹のいずれかを維持できていない火災監視：
 - ◇ 現場に可燃物がない、又は移動できない可燃物は引火しないように遮蔽されている
 - ◇ 使用される消火設備が、十分使用できる状態で良好な整備状態である
 - ◇ 紙の切れ端、木の削り屑、布繊維などの可燃材が床に落ちている場合、床半径 10m内をきれいに掃除されている
 - ◇ 可燃性の床の半径 10m内を、水で濡らし、又は湿った砂若しくは耐火性シートで覆われている
- 火気作業完了後、観察が要求される全ての地点で火災監視を少なくとも 30 分以上、維持しない

¹安全条件は、NFPA 51B「溶接、切断及び他の火気使用作業時の火災発生防止標準」1999年版のサブセクション 3-3.2にある条件リストから取得。

¹安全条件は、NFPA 51B「溶接、切断及び他の火気使用作業時の火災発生防止標準」1999年版のサブセクション 3-3.2にある条件リストから取得。

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項

火災頻度に影響を及ぼす可能性があるのは、仮置き可燃物、特に既存の熱源又は電気エネルギー源からの発火につながるおそれのある可燃物の管理に係る検査指摘事項である。火災頻度の観点から重大とされる仮置き可燃物は、引火点の低い液体（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）と自己発火可燃物（油のついた布等）である。可燃物に加え、喫煙や許可されていないヒーター又は熱源の存在も区画室の火災頻度に悪影響を与えるおそれがある。

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項の劣化評価は、低劣化又は高劣化で示される。低劣化及び高劣化の例は、以下のとおりである：

- 低劣化：
 - 施設の規定で許容された量を超えるが、承認された容器に入れられた低引火点の可燃性液体。
- 高劣化：
 - 施設の可燃物管理で許容される量を超え、放置され、承認された容器に入っていない低引火点（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）の相当量の可燃性液体
 - 承認された容器に入っていない油のついた布などの自己発火可燃物

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項

火災頻度に影響を及ぼす可能性があるのは、仮置き可燃物、特に既存の熱源又は電気エネルギー源からの発火につながるおそれのある可燃物の管理に係る検査指摘事項である。火災頻度の観点から重大とされる仮置き可燃物は、引火点の低い液体（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）と自己発火可燃物（油のついた布等）である。可燃物に加え、喫煙や許可されていないヒーター又は熱源の存在も区画室の火災頻度に悪影響を与えるおそれがある。

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項の劣化評価は、低劣化又は高劣化で示される。低劣化及び高劣化の例は、以下のとおりである：

- 低劣化：
 - 施設の規定で許容された量を超えるが、承認された容器に入れられた低引火点の可燃性液体。
- 高劣化：
 - 施設の可燃物管理で許容される量を超え、放置され、承認された容器に入っていない低引火点（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）の相当量の可燃性液体
 - 承認された容器に入っていない油のついた布などの自己発火可燃物

- 禁煙場所で最近喫煙のあった痕跡
- 区域内の承認されていないヒーター又は熱源

2. 自動火災感知設備及び固定消火設備

火災感知器：

- 低劣化：
 - 煙又は熱感知器の 10%未満が劣化しており（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）、機能している感知器は、気付き事項となっている可燃物のそばにある。（密閉されていない可燃物火災又は引火性液体火災の可能性のある区域には適用しない）
 - 常に要員が配備された区域で、25%未満の感知器（熱又は煙）が劣化した（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）
- 高劣化：
 - 電源オフ
 - システムと互換性のない感知器
 - 自動火災感知設備の受信盤及び地区音響設備が動作しない、聞き取れない又は機能しない
 - 煙又は熱感知器の 10%以上が劣化しており、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある
 - 常に要員が配備された区画で、感知器の 25%以上が劣化している

水系消火設備：

- 低劣化：
 - スプリンクラーヘッドの 10%未満が塞がっているか、機能していない
 - 問題の可燃物の 3 m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）内に機能しているスプリンクラーヘッドがある
- 高劣化：
 - 機能しない系統
 - スプリンクラーヘッドの 10%以上が塞がっているか、又は機能していない
 - 最も近くのスプリンクラーヘッドが、問題の可燃物から 3 m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）より遠くにある

ガス系消火設備：

注：劣化の種類によっては、低劣化と判断される可能性がある検査指摘事項であっても、より問題がある可能性があるため、高劣化事項として検討するものとする。例えば、中央制御室につながる貫通孔があるシ

- 禁煙場所で最近喫煙のあった痕跡
- 区域内の承認されていないヒーター又は熱源

2. 自動火災感知設備及び固定消火設備

火災感知器：

- 低劣化：
 - 煙又は熱感知器の 10%未満が劣化しており（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）、機能している感知器は、気付き事項となっている可燃物のそばにある。（密閉されていない可燃物火災又は引火性液体火災の可能性のある区域には適用しない）
 - 常に要員が配備された区域で、25%未満の感知器（熱又は煙）が劣化した（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）
- 高劣化：
 - 電源オフ
 - システムと互換性のない感知器
 - 自動火災感知設備の受信盤及び地区音響設備が動作しない、聞き取れない又は機能しない
 - 煙又は熱感知器の 10%以上が劣化しており、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある
 - 常に要員が配備された区画で、感知器の 25%以上が劣化している

水系消火設備：

- 低劣化：
 - スプリンクラーヘッドの 10%未満が塞がっているか、機能していない
 - 問題の可燃物の 3 m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）内に機能しているスプリンクラーヘッドがある
- 高劣化：
 - 機能しない系統
 - スプリンクラーヘッドの 10%以上が塞がっているか、又は機能していない
 - 最も近くのスプリンクラーヘッドが、問題の可燃物から 3 m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）より遠くにある

ガス系消火設備：

注：劣化の種類によっては、低劣化と判断される可能性がある検査指摘事項であっても、より問題がある可能性があるため、高劣化事項として検討するものとする。例えば、中央制御室につながる貫通孔があるシ

システムは消火に有効かもしれないが、同時に中央制御室からの退去や中央制御室運転員の SCBA（自給式呼吸器）着用につながる可能性があるため、高劣化として検討するものとする。

- 低劣化：
 - 単一の直径 3 cm の貫通未シールの面積を持つ壁又は床にある穴（中央制御室や中央制御室外原子炉停止盤につながらない）
 - 645 cm²までの天井の穴（中央制御室や中央制御室外原子炉停止盤につながらない）
 - 設計基準の 60 秒を超える設備動作の遅延
 - 放射時間が許容値を 25% 超えている
 - 試験データの欠如
 - 試験データが、15 分間の消火ガスの濃度を示している（許可基準では、20 分を要求される場合）
 - 消火薬剤量が、必要数には達していないが、消火ガスの濃度が消炎濃度以上のもの
- 高劣化：
 - 電源オフ
 - 消火薬剤量が、必要数には達しておらず、消火ガスの濃度が消炎濃度以下のもの（設計濃度を達成するが、消火ガスの消火機能を維持できない）
 - 噴射ヘッドが完全に塞がれていてガスを放出できない（噴射ヘッドの周りが何かで留められている、又は噴射ヘッドが何かで覆われているなど）
 - 低劣化区分に指定される以上の壁、床又は天井の穴

3. 火災の影響軽減と局所的なケーブル又は機器の防護

火災の影響軽減と局所的なケーブル又は機器の防護に係る検査指摘事項を評価する方法(ステップ 1.3 参照) は類似している。この 2 つの区分は、受動的な火災防護に起こる検査指摘事項に対応している。低劣化又は高劣化の判断は、考慮している火災バリアの種類によって異なる。以下に、確認された劣化が、それぞれの火災バリアの劣化評価とどのような関係があるかについて、例を記載している。評価者は、検討中のバリアに最も合致した火災バリアを選定し、評価を実施しなければならない。

低密度／高密度エラストマー（シリコンフォームなど）（貫通部シール材）：

- 低劣化
 - 要求されるシール厚みの 10% 未満の紛失
 - バリア又は機器に予防保全が実施されていない

システムは消火に有効かもしれないが、同時に中央制御室からの退去や中央制御室運転員の SCBA（自給式呼吸器）着用につながる可能性があるため、高劣化として検討するものとする。

- 低劣化：
 - 単一の直径 3 cm の貫通未シールの面積を持つ壁又は床にある穴（中央制御室や中央制御室外原子炉停止盤につながらない）
 - 645 cm²までの天井の穴（中央制御室や中央制御室外原子炉停止盤につながらない）
 - 設計基準の 60 秒を超える設備動作の遅延
 - 放射時間が許容値を 25% 超えている
 - 試験データの欠如
 - 試験データが、15 分間の消火ガスの濃度を示している（許可基準では、20 分を要求される場合）
 - 消火薬剤量が、必要数には達していないが、消火ガスの濃度が消炎濃度以上のもの
- 高劣化：
 - 電源オフ
 - 消火薬剤量が、必要数には達しておらず、消火ガスの濃度が消炎濃度以下のもの（設計濃度を達成するが、消火ガスの消火機能を維持できない）
 - 噴射ヘッドが完全に塞がれていてガスを放出できない（噴射ヘッドの周りが何かで留められている、又は噴射ヘッドが何かで覆われているなど）
 - 低劣化区分に指定される以上の壁、床又は天井の穴

3. 火災の影響軽減と局所的なケーブル又は機器の防護

火災の影響軽減と局所的なケーブル又は機器の防護に係る検査指摘事項を評価する方法(ステップ 1.3 参照) は類似している。この 2 つの区分は、受動的な火災防護に起こる検査指摘事項に対応している。低劣化又は高劣化の判断は、考慮している火災バリアの種類によって異なる。以下に、確認された劣化が、それぞれの火災バリアの劣化評価とどのような関係があるかについて、例を記載している。評価者は、検討中のバリアに最も合致した火災バリアを選定し、評価を実施しなければならない。

低密度／高密度エラストマー（シリコンフォームなど）（貫通部シール材）：

- 低劣化
 - 要求されるシール厚みの 10% 未満の紛失
 - バリア又は機器に予防保全が実施されていない

<ul style="list-style-type: none">○ シール深さの 50%未満である 3 mm未満のシール材料の貫通亀裂 <ul style="list-style-type: none">● 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 要求されるシール厚みの 10%以上の紛失○ 試験又は評価がされていないシール構成で、フォームの 28 c m未満○ シール材中の 9 mmより大きな亀裂が、反対面まで広がっている <p>難燃性及び非難燃性板又はブランケット（ミネラルウール又はセラミック繊維など）：</p> <ul style="list-style-type: none">● 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ バリア材厚さの 10%未満について、喪失又はもともと施工されていない○ 直径 12mm以下の貫通亀裂○ 材料の圧縮● 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ バリア材の設計厚さの 10%以上を紛失、又はもともと施工されていない場所が 38 cm³を超える○ 直径 12mmより大きい貫通亀裂○ 15 cm未満のラップに入る大型金属製断面サポート又は大型断面ケーブル○ 試験又は評価がされていないバリア構成 <p>単独／ブート型シール：</p> <ul style="list-style-type: none">● 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ 酷い裂け目、緩んだバンド又はバンドの解放○ 両側のブート紛失● 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 支持の紛失○ 7 cm未満のシール○ セラミック繊維なし <p>コンクリート及びセメント性漆喰又は貫通シール材：</p> <ul style="list-style-type: none">● 低劣化

<ul style="list-style-type: none">○ シール深さの 50%未満である 3 mm未満のシール材料の貫通亀裂 <ul style="list-style-type: none">● 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 要求されるシール厚みの 10%以上の紛失○ 試験又は評価がされていないシール構成で、フォームの 28 c m未満○ シール材中の 9 mmより大きな亀裂が、反対面まで広がっている <p>難燃性及び非難燃性板又はブランケット（ミネラルウール又はセラミック繊維など）：</p> <ul style="list-style-type: none">● 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ バリア材厚さの 10%未満について、喪失又はもともと施工されていない○ 直径 12mm以下の貫通亀裂○ 材料の圧縮● 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ バリア材の設計厚さの 10%以上を紛失、又はもともと施工されていない場所が 38 cm³を超える○ 直径 12mmより大きい貫通亀裂○ 15 cm未満のラップに入る大型金属製断面サポート又は大型断面ケーブル○ 試験又は評価がされていないバリア構成 <p>単独／ブート型シール：</p> <ul style="list-style-type: none">● 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ 酷い裂け目、緩んだバンド又はバンドの解放○ 両側のブート紛失● 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 支持の紛失○ 7 cm未満のシール○ セラミック繊維なし <p>コンクリート及びセメント性漆喰又は貫通シール材：</p> <ul style="list-style-type: none">● 低劣化

<ul style="list-style-type: none">○ 要求バリア厚さの 50%以下である 3 mm未満のバリア上の貫通亀裂○ 深さ 1.5mmのバリアギャップ又は亀裂• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 要求されるコンクリート厚さの 30%超が紛失○ 熱吸収の上昇につながる表面の大部分の変形（表面の 50%超）○ 構造健全性を損なうと判断される亀裂○ 厚さ 11 cm未満 <p>扉：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ 製造者推奨仕様の 25%又は最大 9 mmのギャップを超えない扉のギャップ○ 扉の片面にある複数の穴で開口部が 3 mm未満のもの• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 扉表面にある開口部が 25mmを超える複数の孔○ 扉が勝手に開く又はラッチが壊れている○ 扉の閉まりを確保する防火扉の閉鎖機構が故障している <p>ダンパー：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ 事業者の保全が適切に実施されていないダンパー○ 完全に閉まるダンパー• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ ヒューズブルリンクの温度が過剰に高い、又はヒューズブルリンクが正しく設置されていない○ 電熱リンク（ETL）の温度が過剰に高い、又は ETL が正しく設置されていない○ ダンパーが完全に閉まらない○ 鋼製ダクトでの火災バリアにダンパーがない○ ダンパーが予測される換気に対し閉まる規格でない
--

<ul style="list-style-type: none">○ 要求バリア厚さの 50%以下である 3 mm未満のバリア上の貫通亀裂○ 深さ 1.5mmのバリアギャップ又は亀裂• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 要求されるコンクリート厚さの 30%超が紛失○ 熱吸収の上昇につながる表面の大部分の変形（表面の 50%超）○ 構造健全性を損なうと判断される亀裂○ 厚さ 11 cm未満 <p>扉：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ 製造者推奨仕様の 25%又は最大 9 mmのギャップを超えない扉のギャップ○ 扉の片面にある複数の穴で開口部が 3 mm未満のもの• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 扉表面にある開口部が 25mmを超える複数の孔○ 扉が勝手に開く又はラッチが壊れている○ 扉の閉まりを確保する防火扉の閉鎖機構が故障している <p>ダンパー：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ 事業者の保全が適切に実施されていないダンパー○ 完全に閉まるダンパー• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ ヒューズブルリンクの温度が過剰に高い、又はヒューズブルリンクが正しく設置されていない○ 電熱リンク（ETL）の温度が過剰に高い、又は ETL が正しく設置されていない○ ダンパーが完全に閉まらない○ 鋼製ダクトでの火災バリアにダンパーがない○ ダンパーが予測される換気に対し閉まる規格でない
--

<p>○ 壊れたラッチ（閉鎖にラッチが必要な箇所）</p> <p>○ ダンパーが取り付けられていない</p> <p>未シール電線管：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ バリアの両側 1 m以上の不燃材で覆われた 25mm未満の未シールの電線管• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ バリアの両側の長さに関係なく 25mmを超える未シールの電線管 <p>ウォーターカーテン：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ ヘッドの 10%未満が塞がれ又は詰まったが、隣接するヘッドはどれも詰まっていない• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 10%超のヘッドが塞がれ若しくは詰まった、又は隣接する 2つのヘッドが塞がれ又は詰まった○ システムが機能しない <p>放射エネルギー遮蔽：</p> <p>注：放射エネルギー遮蔽が、“評価された” バリア（Darmatt、Interram）の場合、上記から適切なバリアの種類を使用する。</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化：<ul style="list-style-type: none">○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある火災源の間を完全に塞ぎ、非可燃物である• 高劣化：<ul style="list-style-type: none">○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある火災源の間を部分的にしか塞いでいない○ 可燃性である <p>4. 火災後安全停止</p> <p>火災後安全停止（SSD）に係る検査指摘事項は、手動操作、関連回路の解析、要求回路の解析、誤作動、交互停止、火災対応手順、火災後安全停止解析などの火災後の SSD の運用面における劣化に関連している。</p>	<p>○ 壊れたラッチ（閉鎖にラッチが必要な箇所）</p> <p>○ ダンパーが取り付けられていない</p> <p>未シール電線管：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ バリアの両側 1 m以上の不燃材で覆われた 25mm未満の未シールの電線管• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ バリアの両側の長さに関係なく 25mmを超える未シールの電線管 <p>ウォーターカーテン：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化<ul style="list-style-type: none">○ ヘッドの 10%未満が塞がれ又は詰まったが、隣接するヘッドはどれも詰まっていない• 高劣化<ul style="list-style-type: none">○ 10%超のヘッドが塞がれ若しくは詰まった、又は隣接する 2つのヘッドが塞がれ又は詰まった○ システムが機能しない <p>放射エネルギー遮蔽：</p> <p>注：放射エネルギー遮蔽が、“評価された” バリア（Darmatt、Interram）の場合、上記から適切なバリアの種類を使用する。</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化：<ul style="list-style-type: none">○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある火災源の間を完全に塞ぎ、非可燃物である• 高劣化：<ul style="list-style-type: none">○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある火災源の間を部分的にしか塞いでいない○ 可燃性である <p>4. 火災後安全停止</p> <p>火災後安全停止（SSD）に係る検査指摘事項は、手動操作、関連回路の解析、要求回路の解析、誤作動、交互停止、火災対応手順、火災後安全停止解析などの火災後の SSD の運用面における劣化に関連している。</p>	
---	---	--

<p>火災後 SSD 検査指摘事項区分は、受動的火災バリア、火災感知器及び消火器などの指定安全停止パスの物理的防護に対する検査指摘事項に対応するものではない。物理的防護機能に対する検査指摘事項は、別の検査指摘事項区分で扱われる。</p> <p>認可取得者の火災後 SSD プログラムに対する低劣化及び高劣化の例を以下に示す：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化：<ul style="list-style-type: none">○ 運転員の経験・熟練度で補完できる軽微な手順上の不備• 高劣化：<ul style="list-style-type: none">○ 火災 SSD 手順との間の手順上の不一致○ 手順で定められたとおりに整備又は設置がされていない設備又は工具○ 運転員の火災 SSD 手順訓練が不完全○ 利用可能な要員だけで、規定されたマニュアル措置を実施する可能性が明確でない○ 火災後 SSD 解析が不完全○ SSD 手順で措置が求められる現場が環境上困難な区域にある（低温・高温、高湿度など）○ 運転員が入手できる又は火災 SSD 若しくは EOP 手順で扱われる情報から、プラント状態を評価できない、又は容易に解釈できない○ プラント設計又は機器設計が、運転員の SSD 操作パフォーマンスに深刻な影響を与える○ 代替停止手順の欠如	<p>火災後 SSD 検査指摘事項区分は、受動的火災バリア、火災感知器及び消火器などの指定安全停止パスの物理的防護に対する検査指摘事項に対応するものではない。物理的防護機能に対する検査指摘事項は、別の検査指摘事項区分で扱われる。</p> <p>認可取得者の火災後 SSD プログラムに対する低劣化及び高劣化の例を以下に示す：</p> <ul style="list-style-type: none">• 低劣化：<ul style="list-style-type: none">○ 運転員の経験・熟練度で補完できる軽微な手順上の不備• 高劣化：<ul style="list-style-type: none">○ 火災 SSD 手順との間の手順上の不一致○ 手順で定められたとおりに整備又は設置がされていない設備又は工具○ 運転員の火災 SSD 手順訓練が不完全○ 利用可能な要員だけで、規定されたマニュアル措置を実施する可能性が明確でない○ 火災後 SSD 解析が不完全○ SSD 手順で措置が求められる現場が環境上困難な区域にある（低温・高温、高湿度など）○ 運転員が入手できる又は火災 SSD 若しくは EOP 手順で扱われる情報から、プラント状態を評価できない、又は容易に解釈できない○ プラント設計又は機器設計が、運転員の SSD 操作パフォーマンスに深刻な影響を与える○ 代替停止手順の欠如	
---	---	--

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 8
メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">附属書 8</p> <p style="text-align: center;">メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 8_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>2 重要度評価の手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>添付 用語の定義・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・7</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">附属書 8</p> <p style="text-align: center;">メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 8_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>2 重要度評価の手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>添付 用語の定義・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・7</p>	<p>改正に伴う修正</p>

1 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において、事業者による施設のメンテナンス活動を実施する際のリスク評価及び管理に関する検査指摘事項の重要度を評価するために用いられる。

この重要度評価は、以下に関連する検査の指摘事項で、軽微よりも重要度が高いと判断されたものである。

(1) 進行中又は完了済みのメンテナンス活動に対する事業者のプラントリスクの過小評価又はリスク評価の欠如

(2) 事業者のメンテナンス活動に関連するリスク評価及び管理に係る手順の確立及びそれに基づく一連の活動（以下「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施

個々の検査指摘事項を「緑」、「白」、「黄」、「赤」のいずれかの重要度に分類するために図1及び図2を用いる。図1は、不十分なリスク評価やRMAに関する検査指摘事項の重要度の決定に用いる。図2は、メンテナンス活動のリスクが十分に評価された時にRMAの実施に失敗した場合の重要度を決定する際に用いる。なお、この重要度評価において用いられる想定かつ用語の定義については添付に記載している。

2 重要度評価の手順

注：メンテナンス活動に際して定性的な分析を活用している場合、又は定量的なリスク評価を実施している場合でも、原子力規制庁により事業者PRAモデルの確認が終了していない等の場合には、検査指摘事項の重要度は附属書9の定性的な判断基準又はその他の評価ガイドを用いて重要度評価を実施する。

手順 2.1：実際のリスクの決定

本附属書を用いた重要度評価では、その他の評価ガイドによる重要度評価で用いられるΔCDF（年換算による炉心損傷頻度の増加分）ではなく、炉心損傷確率の増加分（ICDP）の尺度を用いる。ICDPはプラントの系統構成の変更が継続した時間の量を説明するものである。添付に、この尺度のための数式を規定する。

パフォーマンス劣化に係るリスク欠損は、事業者によるメンテナンスに係る不十分なリスク評価又はRMAの欠如によるリスク増加の量を踏まえ決定される。具体的には、炉心損傷確率欠損の増加分（ICDPD）及び格納容器破損確率欠損の増加分（ICFFD）は、事業者がメンテナンス活動又は系統構成による一時的なリスクの増加について、不十分なリスク評価を行ったことによる劣化の大きさを評価するのに用いられる。

手順 2.1.1：事業者によるリスク評価

事業者が不十分なリスク評価を実施した、又は全く実施しなかったと原子力検査官が特定した場合には、実際のメンテナンスリスクの評価のため、CDFが十分かつ正確に評価されなければならない。

原子力検査官は、事業者が実施したリスク評価について事業者と議論を行い、メンテナンスのリスク評価について改めて評価を求める。これらについては、例えば①除外したメンテナンスのリスク評価を実施させる、②当初のリスク評価を不十分にしたその過誤及び除外を是正して評価

1 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において、事業者による施設のメンテナンス活動を実施する際のリスク評価及び管理に関する検査指摘事項の重要度を評価するために用いられる。

この重要度評価は、以下に関連する検査の指摘事項で、軽微よりも重要度が高いと判断されたものである。

➤ 進行中又は完了済みのメンテナンス活動に対する事業者のプラントリスクの過小評価又はリスク評価の欠如

➤ 事業者のメンテナンス活動に関連するリスク評価及び管理に係る手順の確立及びそれに基づく一連の活動（以下「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施

個々の検査指摘事項を「緑」、「白」、「黄」、「赤」のいずれかの重要度に分類するためにフローチャート1及び2を参考に用いる。なお、この重要度評価において用いられる想定かつ用語の定義については添付に記載している。

2 重要度評価の手順

注：メンテナンス活動に際して定性的な分析を活用している場合、又は定量的なリスク評価を実施している場合でも、原子力規制庁により事業者PRAモデルの確認が終了していない等の場合には、検査指摘事項の重要度は附属書9の定性的な判断基準又はその他の評価ガイドを用いて重要度評価を実施する。

手順 2.1：実際のリスクの決定

本附属書を用いた重要度評価では、その他の評価ガイドによる重要度評価で用いられるΔCDF（年換算による炉心損傷のリスク増加）ではなく、漸進的炉心損傷確率（ICDP）の尺度を用いる。ICDPはプラントの設定変更が存在した時間の量を説明するものである。添付に、この尺度のための数式を規定する。

重要度は、事業者によるメンテナンスに係る不十分なリスク評価又はリスク管理活動の欠如によるリスク増加の量を踏まえ評価される。特に、漸進的炉心損傷確率損失（ICDPD）及び漸進的格納容器破損確率損失（ICFFD）は、事業者がメンテナンス活動又は設定による一時的リスクの増加について、不十分なリスク評価を行ったことによる劣化の重要度を評価するのに用いられる。

手順 2.1.1：事業者によるリスク評価

事業者が不十分なリスク評価を実施した、又は全く実施しなかったと原子力検査官が特定した場合には、実際のメンテナンスリスクの評価のため、CDFが十分かつ正確に評価されなければならない。

原子力検査官は、事業者が実施したリスク評価について議論を行い、メンテナンスのリスク評価について改めて評価を求める。これらについては、例えば①除外したメンテナンスリスク評価を実施させる、②評価を再実施させる、③当初のリスク評価を不十分にしたその過誤及び除外を

記載の適正化

記載の適正化（表現見直し）

最新のNRCガイド（IMC0609 Appendix K）に合わせ記載の追加

記載の適正化（ΔCDFは変化量）
記載の適正化

記載の適正化（略称の使用、英訳の見直し）

記載の適正化

を再実施させる等の複数の方法により得られると考えられる。

是正する等のいずれかを含む複数の方法により得られると考えられる。

手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価

手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価

手順 2.1.1 が不十分な場合、原子力検査官は、例えば以下のような事例が確認される等、事業者によるリスク評価の適切性に関して特定の懸念がある場合、必要に応じて検査評価室に対しリスク評価の実施を求める。

原子力検査官は、例えば以下のような事例が確認される等、事業者によるリスク評価の適切性に関して特定の懸念がある場合、必要に応じて検査評価室に対しリスク評価の実施を求める。

- (1) 事業者のメンテナンスに係る系統構成の変更が複数のシステムを除外した場合
- (2) 事業者のリスク評価の手法に顕著な問題等が確認される場合（例：起因事象の発生頻度の潜在的な変化に対処しない等）。
- (3) 事業者のリスク評価の手法に品質上の問題が存在する場合（例：プラントの PRA に一致しない）。
- (4) 定量的なリスク評価が不適切な想定及び除外を含んでいる場合。

- (新設)
- a. 事業者のリスク評価の手法に顕著な問題等が確認される場合（例：起因事象の頻度に対する変更の可能性に対処しない等）。
- b. 事業者のリスク評価の手法に品質上の問題が存在する場合（例：プラントの PRA に一致しない）。
- c. 定量的なリスク評価が不適切な想定及び除外を含んでいる場合。

このリスク評価を行うため、検査官は例えば以下のデータ等、検査評価室に対し必要な情報を提供する。

このリスク評価を行うため、検査官は例えば以下のデータ等、検査評価室に対し必要な情報を提供する。

- (1) 懸念となる構築物、系統及び機器（SSC）の系統構成及び当該 SSC が供用外から再び供用開始した間の実時間
- (2) 起因事象の発生可能性を潜在的に増加させた検査又は他のメンテナンス活動の詳細
- (3) 実施された実際の補償行動の詳細
- (4) 事業者によるリスク評価

- a. 懸念となる構築物、系統及び機器（SSC）の設定及び使用から除外されてから再び使用した SSC の実時間
- b. 起因事象の発生可能性を潜在的に増加させたメンテナンス活動の詳細
- c. 実施された実際の補償行動の詳細
- d. 被認可者によるリスク評価

手順 2.2：リスク欠損の決定

手順 2.2：リスク損失の決定

事業者がリスク評価に失敗した場合、実際のリスク増加（ $ICDP_{actual}$ ）は、CDF の増加分と当該系統構成の期間の年換算の部分との積となる [すなわち、 $ICDP_{actual} = ICDF_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (8760 \text{ 時間})$]。ここで $ICDF_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ である。

事業者が全くリスク評価を行わなかった場合、実際のリスク増加（ $ICDP_{actual}$ ）は、 $ICDF_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ の条件において、漸進的 CDF と設定期間の年換算の部分との積となる。[すなわち、 $ICDP_{actual} = ICDF_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。

リスク欠損 $ICDPD$ は、事業者のリスク評価の実施に係るパフォーマンス劣化がリスク評価を行わないことを含む場合、 $ICDP$ と等しい。瑕疵のあるリスク評価の場合、 $ICDP_{actual} > ICDP_{flawed}$ と仮定した場合、リスク損失 $ICDPD = ICDP_{actual} - ICDP_{flawed}$ である。

リスク損失 $ICDPD$ は、事業者のリスク評価の実施に係る不備がリスク評価を行わないことと関係する場合、 $ICDP$ と等しい。欠陥のあるリスク評価の場合、 $ICDP_{actual} > ICDP_{flawed}$ と仮定すると、リスク損失 $ICDPD = ICDP_{actual} - ICDP_{flawed}$ である。

実際に正しく評価された $ICDP$ が 10^{-6} よりも大幅に大きい場合（すなわち 1 桁又はそれ以上）、正味のリスク損失は SDP の色を決定する前に、上記で決定したリスク欠損（ $ICDPD$ ）から 10^{-6} を引くことによって決定される。

実際に正しく評価された $ICDP$ が 10^{-6} よりも大幅に大きい場合（すなわち 1 桁又はそれ以上）、正味のリスク損失は SDP の色を決定する前に、上記で決定したリスク損失（ $ICDPD$ ）から 10^{-6} を引くことによって決定される。

事業者のリスクの過小評価（又は評価の不実施）の重要度（ $ICDPD$ ）は、図 1 を使って決定する。 $ICFFD$ の重要度は、適用が可能であれば、同様の方法で決定する。

事業者のリスクの過小評価（又は評価の不実施）の重要度（ $ICDPD$ ）はその後、フローチャート 1 を参照にする。 $ICFFD$ の重要度は適用可能であれば、同様の方法で評価する。

手順 2.3：リスク管理活動（RMA）の評価

手順 2.3：リスク管理活動の評価

適切な RMA における以下のような活動は、メンテナンス活動に関するリスク管理のために用いることができる。

適切な リスク管理活動については、以下の事項がメンテナンス活動に関するリスク管理のために用いられる。

- (1) リスクの認識及び制御の充実
- (2) メンテナンス活動時間の削減
- (3) リスクの増加分の最小化

- ・ リスクの認識
- ・ メンテナンス活動の継続時間
- ・ リスク重要度の増加

記載の適正化（NRC ガイドに合わせ、リスク評価の実施時期を明記）

最新の NRC ガイド（IMC0609 Appendix K）に合わせ記載の追加

記載の適正化

記載の適正化（1 原子炉毎の議論なので、削除）
記載の適正化（「不備」→「パフォーマンス劣化」）

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

(4) リスク上重大な系統構成に普段、自発的にならないような活動基準の確立

・使用できない SSC の安全機能を維持する際、その他の補償手段の確立

これらの RMA の利点は一般的に定量化できないため、リスク管理の失敗の重要度を定量的に決定する手法として、評価された系統管理におけるリスクのインパクトを低減するこれらの行動へのクレジットの付与がある。

そのため、この重要度評価において用いられる単純なスクリーニングでは、もし事業者がリスク管理のために、1つまたは2つの RMA を効果的に行った場合は、正しく算出されたリスクに対して、0.5 桁の削減のクレジットを与える。リスク削減のクレジットが取れる RMA とは、リスク計算においてまだクレジットを取っていない RMA だけである。

もし、事業者が3つ以上の RMA を有効に実施した場合、実際の保全活動のリスクに対して1桁の削減のクレジットを与える。この手法によって、リスク管理の失敗の重要度を多くのリソースを必要とする定量的な手法を用いることなく、迅速に決定できる。(図1, 2参照)

リスク評価が不十分な場合、又は全く評価されない場合、パフォーマンス劣化の重要度は、本附属書を用いて評価される。その結果、リスク認識の欠如により RMA ができていないことは、リスクの軽減を何らもたらさない。

リスクが十分に評価された場合、事業者は通常、手順書によって評価済みリスクとして規定された RMA を有効に実施する。一定の状況下では、適用可能な特定の補償手段についても 保安規定等で規定される。

上述した一連の要件のいずれかによって規定されたとおり、図2は、事業者が RMA を実施できなかったことの重要度を 決定するために用いられる。事業者の RMA の妥当性は、事業者が適用可能な 実施手順書を用いて評価されるべきであり、原子力規制検査によりその状況について確認されることになる。

(新設)

リスク評価が不十分な場合、又は全く評価されない場合、実施の不備の重要度は、本附属書を用いて評価される。その結果、リスク認識の欠如により リスク管理活動を実施できていないことは、リスクの軽減を何らもたらさない。

リスクが十分に評価された場合、事業者は通常、決められた手順によって評価済みリスクとして規定された リスク管理活動を有効に実施する。一定の状況下では、適用可能な特定の補償手段についても 技術仕様書等で規定される。

フローチャート2は、上述した一連の要件のいずれかによって規定されたとおり、事業者がリスク管理活動の分類を実施できなかったことの重要度を 評価するため 参照として用いられる。事業者の リスク管理活動の妥当性は、事業者が適用可能な 実施手順を用いて評価されるべきであり、原子力規制検査によりその状況について確認されることになる。

最新の NRC ガイド
(IMC0609 Appendix
K) に合わせ記載の
追加

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

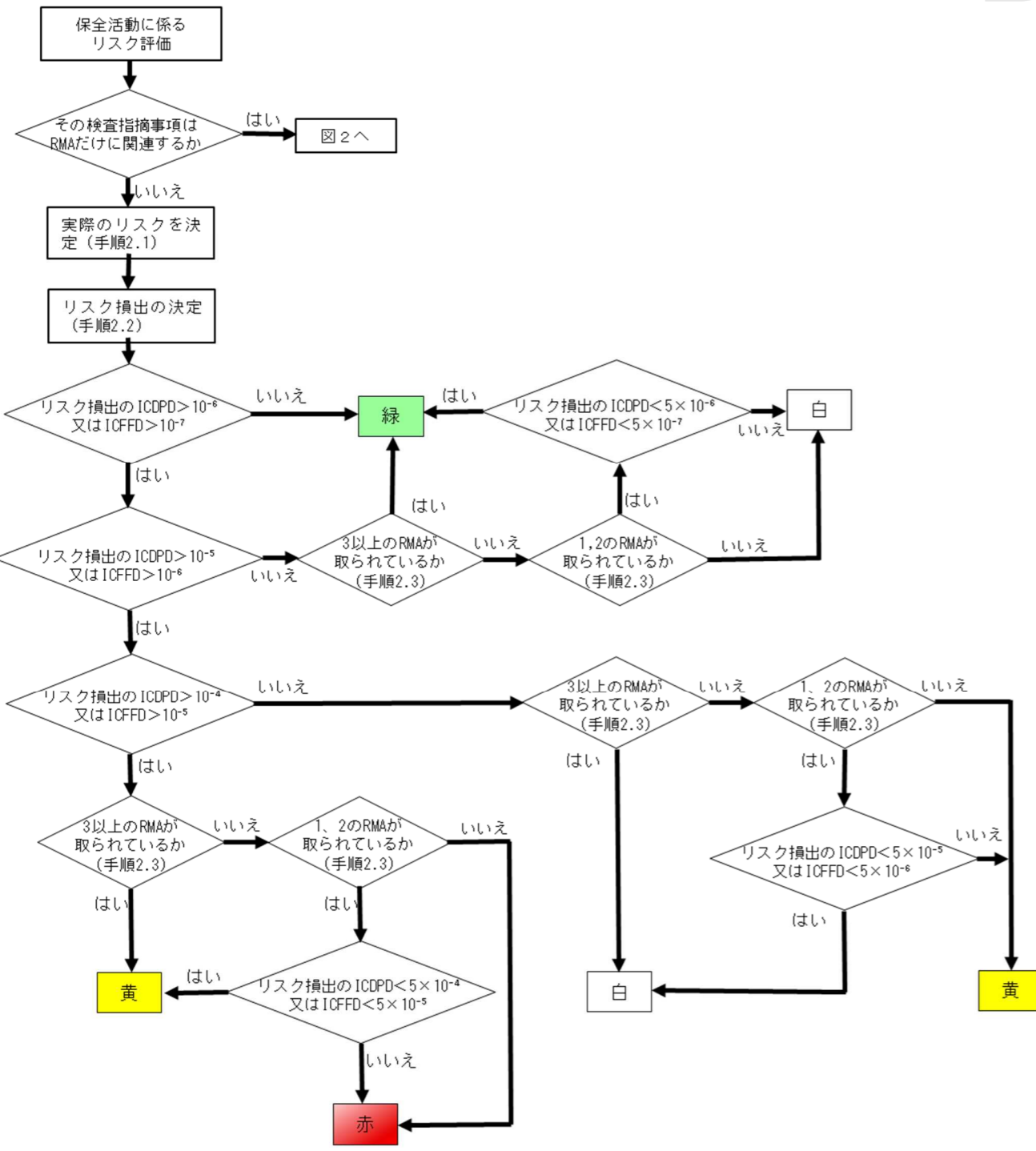
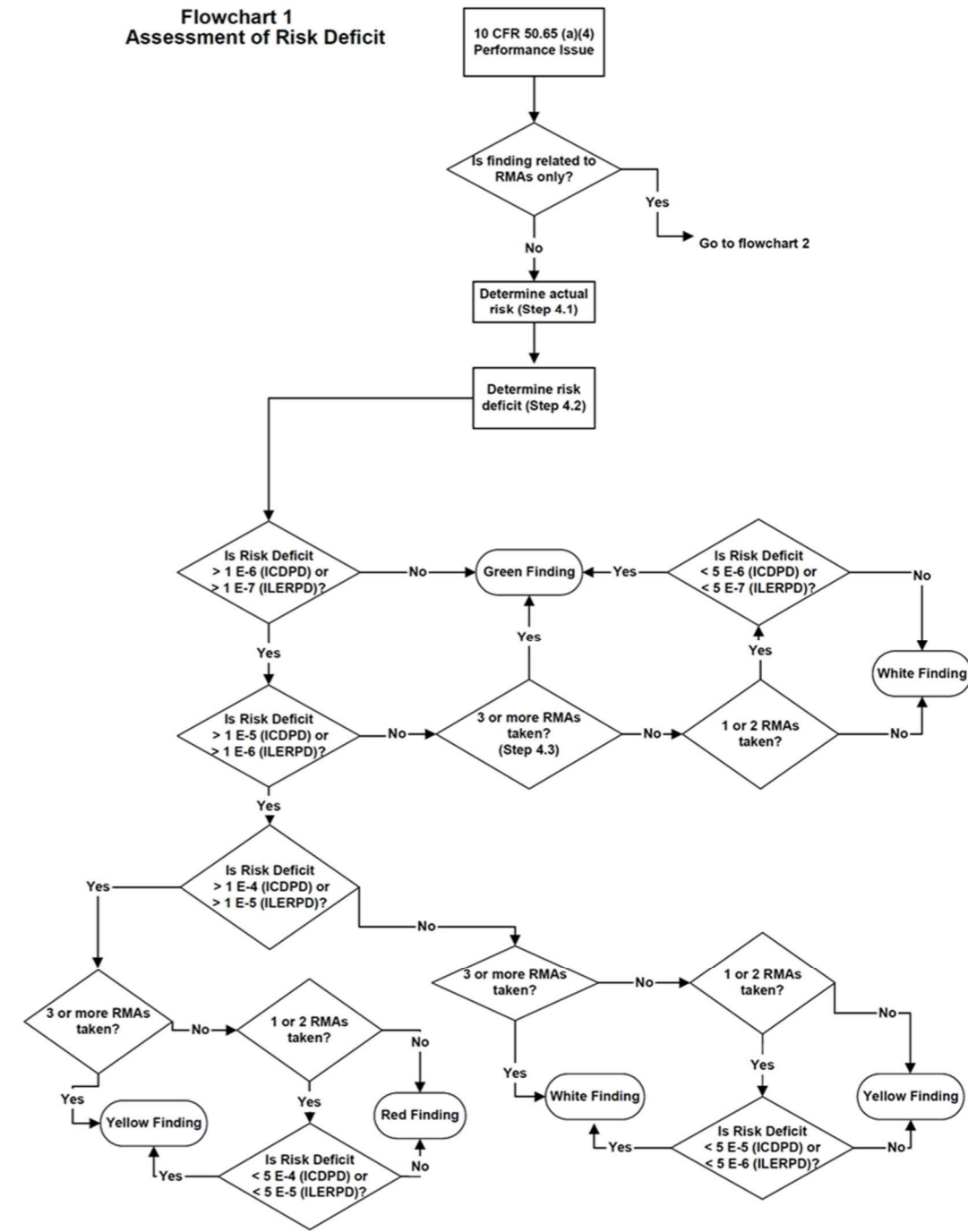


図1 不十分なリスク評価やRMAに関する検査指摘事項の重要度の決定フロー

Flowchart 1
Assessment of Risk Deficit



英語資料の和訳
(10CFR50.65 (a) (4)
は、リスクを評価し
た保守を要求してい
るので「保全活動の
リスク評価」と和訳
した)

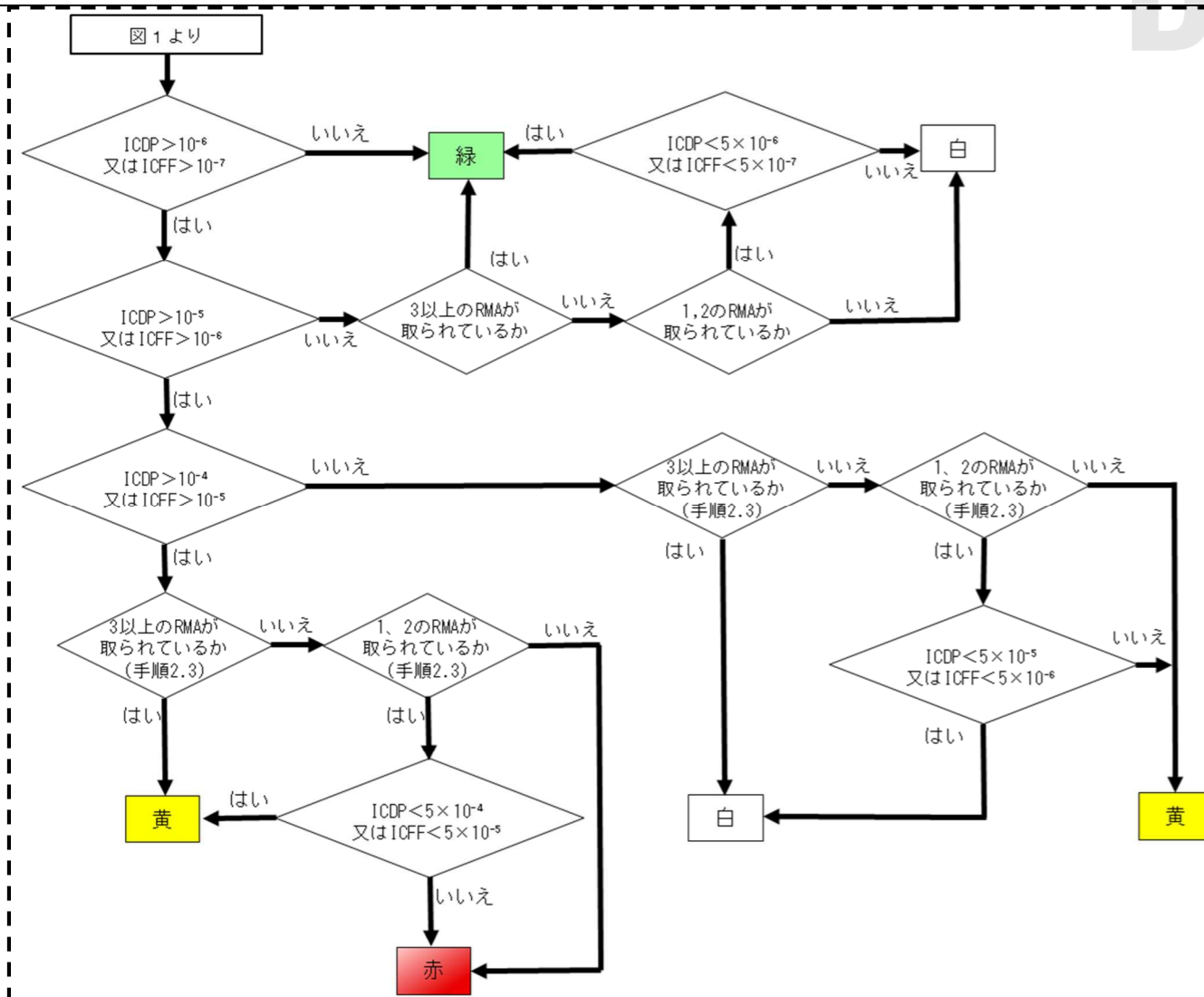


図2 RMAを実施することに失敗した場合の重要度の決定フロー



英語資料の和訳

○改正履歴			
改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○英語資料の和約（2 重要度評価の手順、添付）</u> <u>○最新のNRCガイド（IMC0609 Appendix K）に合わせ</u> <u>記載の追加（1 適用範囲、2 重要度評価の手</u> <u>順）</u> <u>○記載の適正化</u>	

添付 用語の定義

事業者は、メンテナンスを行う前に、メンテナンスにより生ずる可能性があるリスクの増大を評価し管理することが求められる。このリスク評価及び RMA に係る想定及び 定義 を以下に示す。

1 リスク評価及び RMA

メンテナンス活動のリスク評価の目的は、事業者がメンテナンス活動のリスク、例えば以下の影響を適切に評価することである。

- (1) 直接又は 不注意 で機器、装置が 供用外となる 影響。
- (2) SSC の稼働又は性能に影響を及ぼしうる一時的変更又は修正による影響。
- (3) その他のメンテナンス活動、プラントの 状態 又は 進展 による影響。
- (4) 外部事象、内部溢水又は格納容器の健全性による影響。

メンテナンス活動のリスク評価 では、評価から得られた知見を 用いて、リスクを管理することが必要である。そのため、事業者によるリスク評価は、メンテナンス活動が実際に実施される際に潜在的なリスク増加を制限し、RMA の有効な実施を可能にするため、計画されたメンテナンス活動によるリスクを十分に評価すべきである。この評価における複雑さの程度はプラントごとに異なると考えられており、特定のプラント内の 系統構成 ごとによっても異なるが、これらのリスク評価 は、リスク上意味のある活動を特定し、その継続期間を最小化するための知見を提供すると考えられている。通常、事業者のメンテナンス活動のリスク評価に関して、以下の2種類の パフォーマンス劣化 を定義することができる。

A. 適切なリスク評価の実施の失敗

メンテナンス活動の実施に先立つ、適切なリスク評価の実施の失敗には、例えば以下のような

○改正履歴			
改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	

添付 用語の定義

事業者は、メンテナンスを行う前に、メンテナンスにより生ずる可能性があるリスクの増大を評価し管理することが求められる。このリスク評価及び リスク管理活動 に係る想定及び 定義済み用語 を以下に示す。

1 リスク評価及び リスク管理行動

メンテナンス活動のリスク評価の目的は、事業者がメンテナンス活動のリスク、例えば以下の影響を適切に評価することである。

- ・直接又は 不作為 に機器、装置が 運転休止による 影響。
- ・SSC の稼働又は性能に影響を及ぼしうる一時的変更又は修正による影響。
- ・その他のメンテナンス活動、プラントの 条件 又は 発生 による影響。
- ・外部事象、内部溢水又は格納容器の健全性による影響。

メンテナンス活動のリスク評価 は、評価による知見を 用いることで生ずるリスクの管理を必要とする。そのため、事業者によるリスク評価は、メンテナンス活動が実際に実施される際に潜在的なリスク増加を制限し、リスク管理活動 の有効な実施を可能にするため、計画されたメンテナンス活動によるリスクを十分に評価すべきである。この評価における複雑さの程度はプラントごとに異なると考えられており、特定のプラント内の 設定 ごとによっても異なるが、これらのリスク評価 により、リスク上意味のある活動を特定し、その継続期間を最小化するための知見を提供すると考えられている。通常、事業者のメンテナンス活動のリスク評価に関して、以下の2種類の 不備 を定義することができる。

A. 適切なリスク評価の実施の失敗

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

事項が含まれており、その結果リスクの過小評価を生ずる。

- (1) メンテナンス活動での系統構成の変更に対するリスク評価の実施の失敗。
- (2) 評価されたプラント状態の変更に対するリスク評価の更新の失敗。しかしながら、評価又は再評価の実施は、運転員及びメンテナンス要員が設備の運転復旧又は補償行動をとるために時宜を得た行動をとることを妨げ、又は遅延させるべきではない。プラント状態が、リスク評価又は再評価の実施に先立って復旧された場合、その評価は既に実施済みであれば評価又は再評価される必要はない。
- (3) メンテナンス活動のリスク評価に必要とされる SSC の範囲内に、影響を受ける（又は関与する）全ての SSC を含め、全てのプラント状態又は進展、外部事象（火災・地震を除く）、内部溢水及び格納容器の健全性を考慮する（又は適切に考慮する）等のリスク評価の実施の失敗。
- (4) リスク評価上重要な起因事象につながる過渡事象を引き起こす可能性が高いメンテナンス活動の考慮の失敗。
- (5) リスク評価ツールやプロセスの不十分さによる失敗（例えば、機能、制限を超えた場合や設計や手順書に合致していないプラント状態での利用）。
- (6) 原子力規制検査により特定されたメンテナンス活動のリスク評価の不備。
- (7) 原子力規制検査により特定された瑕疵のあるリスク評価ツール又はプロセス。

メンテナンス活動のリスクを過小評価する、又は評価しないことは、炉心損傷頻度（CDF）又は格納容器損傷頻度（CFF）の観点から言えば、想定されるプラント全体のリスクを大幅に増加させることはない。しかしながら、リスクを過小評価することは、RMAを排除し、高いリスクの系統構成を認識・補償しないままにするようなリスク認識の欠如を生む可能性がある。評価されていない CDF の増加と高いリスクの系統構成を必要又は望ましい以上に長く維持することは、被ばく時間を増加させ、それによって以下に定義したとおり、(積分) 炉心損傷確率の増加分（ICDP）及び格納容器損傷確率の増加分（ICFF）を増加させる。評価されていない、又は十分に評価されていないリスクを認識しないことは、直接にリスクを増加させる、又は事故若しくは過渡からの回復を妨げる行動又は事象が生ずることにつながる可能性がある。

B. リスク管理の失敗

提案されたメンテナンス活動のリスク影響の管理に失敗することは、事業者のリスク管理プログラムの重要な要素の全部又は一部の実施の失敗を意味する。しかしながら、このパフォーマンス劣化は結果として、CDF 又は CFF の観点から言えば、メンテナンスに係る系統構成の評価済みのリスクに対して新たなリスク増加を生むものではない。メンテナンス活動又は系統構成にまつわるリスクの継続時間を最小化するための措置が、主要な RMA である。しかしながら、可能かつ実用的でありながらそのような措置の実施に失敗することは、高められたリスク状態が残ったまま、ICDP 及び ICFF が更に増加することを可能にしてしまう。十分かつ適切な RMA は特定の系統構成の変更から生ずるリスクを低減することができる。

2 定義

以下は、本附属書において用いられる用語の定義である。

メンテナンス活動の実施に先立つ、適切なリスク評価の実施の失敗には、例えば以下のような事項が含まれており、その結果リスクの過小評価を生ずる。

- ① メンテナンス活動の変更に対するリスク評価の実施の失敗。
- ② 評価されたプラント条件の変更に対するリスク評価の更新の失敗。しかしながら、評価の実施又は再評価は、装置の運転復旧又は補償行動をとるために作業員及びメンテナンス要員が時宜を得た行動をとることを妨げ、又は遅延すべきではない。プラントの条件の設定が、リスク評価の実施又は再評価に先立って復旧された場合、その評価は既に実施済みであれば実施又は再評価される必要はない。
- ③ 影響を受ける（又は関与する）全ての SSC をメンテナンス活動のリスク評価に必要とされる SSC の範囲内に含め、全てのプラント条件又は外部事象（火災・地震を除く）の発止、内部溢水及び格納容器の健全性を考慮する（又は適切に考慮する）等のリスク評価の実施の失敗。
- ④ リスク評価上考慮が必要な起因事象につながる過渡事象を生ずる可能性があるメンテナンス活動の考慮の失敗。
- ⑤ リスク評価プロセスの不十分さによる失敗（すなわち、プラント条件の制限を超えた場合、又はその評価プロセスが手順に従っていない場合等）。
- ⑥ 原子力規制検査により特定されたメンテナンス活動のリスク評価の不備。
- ⑦ 原子力規制検査により特定された欠陥のあるリスク評価の実施又はプロセス。

メンテナンス活動のリスクを過小評価する、又は評価しないことは、炉心損傷頻度（CDF）又は格納容器損傷頻度（CFF）の観点から言えば、想定されるプラント全体のリスクを大幅に増加させることはない。しかしながら、リスクを過小評価することは、リスク管理活動を排除し、高いリスクの設定を認識・補償されないままにするようなリスク認識の欠如を生む可能性がある。評価されていない CDF の増加と高いリスクの設定を必要又は望ましい以上に長く維持することは、被ばく時間を増加させ、それによって以下に定義したとおり、漸進的 (積分) 炉心損傷確率（ICDP）及び漸進的格納容器損傷確率（ICFF）を増加させる。評価されていない、又は十分に評価されていないリスクを認識しないことは、直接にリスクを増加させる、又は事故若しくは過渡からの回復を妨げる行動又は事象が生ずることにつながる可能性がある。

B. リスク管理の失敗

提案されたメンテナンス活動のリスク影響の管理に失敗することは、事業者のリスク管理プログラムの重要な要素の全部又は一部の実施の失敗を意味する。しかしながら、この不備は結果として、CDF 又は CFF の観点から言えば、メンテナンス設定の評価済みのリスクに対して新たなリスク増加を生むものではない。メンテナンス活動又は設定にまつわるリスクの継続時間を最小化するための措置が、主要な リスク管理活動 である。しかしながら、可能かつ実用的でありながらそのような措置の実施に失敗することは、高められたリスク条件が残ったまま、ICDP 及び ICFF が更に増加することを可能にしてしまう。十分かつ適切な リスク管理活動 は、特定の設定変更から生ずるリスクを低減することができる。

2 定義

以下は、本附属書において用いられる用語の定義である。

記載の適正化

記載の適正化（NRC
ガイドに合わせる）

記載の適正化

記載の適正化

炉心損傷頻度の増加分 (ICDF)

ICDF は、実際に適切に評価されたメンテナンスリスク (系統構成特有の CDF) と、ゼロメンテナンス CDF との差である。系統構成特有の CDF 又は ICDF は、供用外又は供用不可となった SSC についての年換算のリスクの推定である。

(削る)

炉心損傷確率の増加分 (ICDP)

ICDP は、CDF の増加分と、系統構成の継続時間の年換算との積である [すなわち、 $ICDP = ICDF \times (\text{継続時間}) \div (8760 \text{ 時間})$]。ICDP は時折、積分された ICDF 又は積分 ICDF と表されることに注意しなければならない。(すなわち、 ΔCDF 又は ICDF が高いリスクの系統構成が継続する時間で積分された ICDF) 図 1 は、この概念を図で表したものである。

(削る)

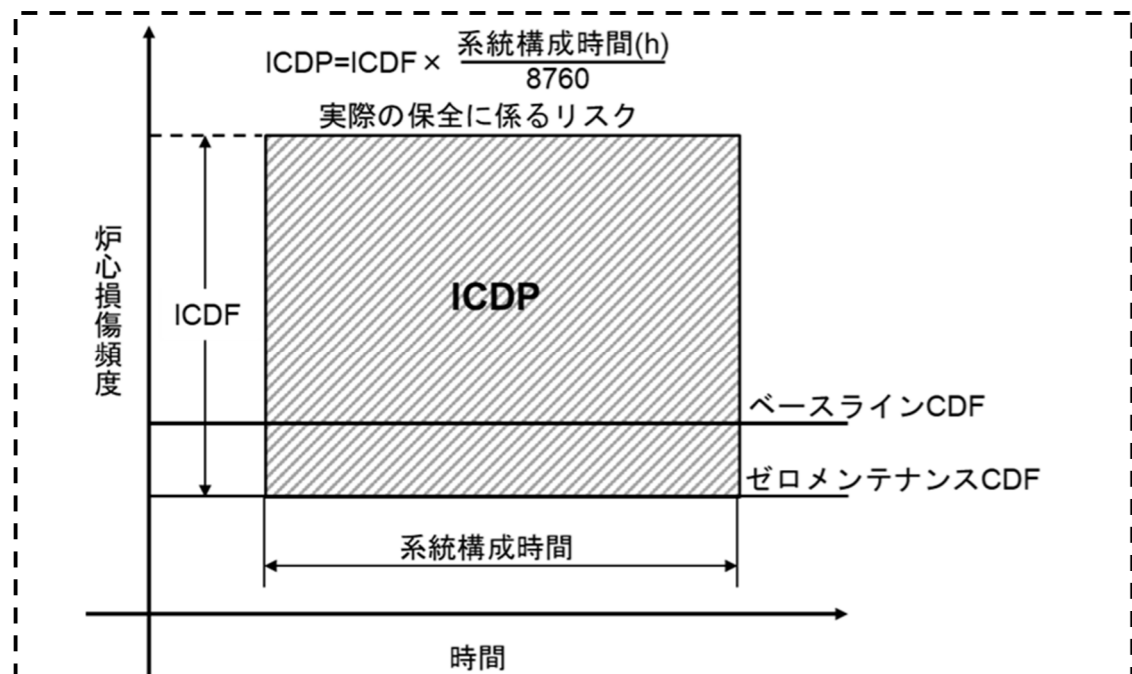


図 1 ICDF と ICDP の関係

漸進的炉心損傷頻度 (ICDF)

ICDF は、実際に適切に評価されたメンテナンスリスク (設定特有の CDF) と、ゼロメンテナンス CDF との差である。設定特有の CDF 又は ICDF は、利用できないと考えられる運転休止又は影響を受けた SSC についての年換算のリスクの推定である。漸進的炉心損傷頻度という用語は、 ΔCDF 又は CDF 内の変化と同じ意味でも用いられる。

漸進的格納容器破損頻度 (ICFF)

ICFF は、決定可能な場合の、実際に十分に決定されたメンテナンス活動又は設定特有の CFF と、ゼロメンテナンスモデルの結果との差である。CFF 及び ICFF は、レベル 2 の PRA 及びリスクツール又はプロセスを所有している場合にのみ、決定可能であることに注意しなければならない。算出できる場合、ICFF は ΔCFF 又は CFF の差とも表すことができる。

漸進的炉心損傷確率 (ICDP)

ICDP は、漸進的 CDF と、設定の継続時間の年換算の部分との積である [すなわち、 $ICDP = ICDF \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。ICDP は時折、積分された ICDF 又は積分 ICDF (すなわち、 ΔCDF 又は高いリスク設定が継続するにつれて増加する継続時間で積分された ICDF) と表される場合があることに注意しなければならない。図 1 は、この概念を図で表したものである。

漸進的格納容器破損確率 (ICFP)

ICFP は、漸進的大規模初期放出頻度 (ICFF) と、設定の継続時間の年換算の部分との積である。 $ICFP = (ICFF \times \text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$ である。

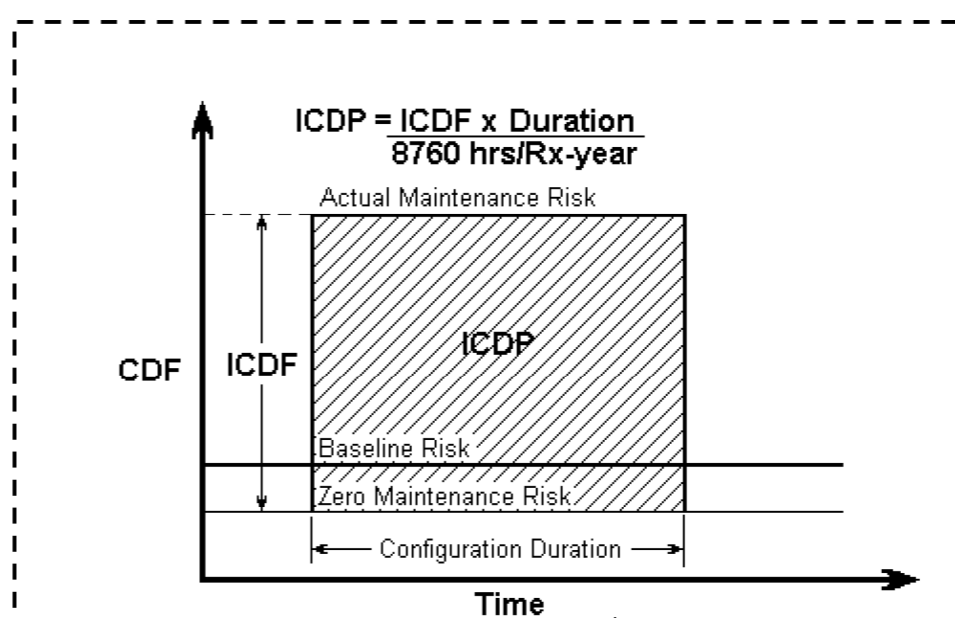


Figure 1 - Relationship of ICDF to ICDP

記載の適正化

記載の適正化 (記載場所の入れ替え (格納容器損傷は炉心損傷と同じ記載方針なので、分かり易くするため、最初に炉心損傷関連の項目を全て記載し、次に格納容器損傷関連の項目を記載

))

記載の適正化

記載の適正化 (記載場所の入れ替え)

英語資料の和訳

炉心損傷頻度の増加分の欠損 (ICDFD)

ICDFD は、実際のメンテナンスの系統構成特有の CDF (ICDF_{actual} と呼ばれる) と、事業者によって当初、不十分に評価された (瑕疵のある) メンテナンス関連の ICDF (ICDF_{flawed}) との差として定義される。すなわち、 $ICDFD = ICDF_{actual} - ICDF_{flawed}$ と定義される。事業者が必要に応じてメンテナンスリスクを評価するのに完全に失敗した場合 (すなわち、事業者によるリスク評価が存在しない場合)、ICDFD は ICDF の全体値と等しいことに注意しなければならない。

(削る)

炉心損傷確率の増加分の欠損 (ICDPD)

ICDPD は、ICDFD と暴露時間 (すなわち、評価されていない、若しくは不十分に評価された系統構成の継続時間の年換算の部分) との積である。すなわち、 $ICDPD = ICDFD \times (\text{暴露時間}) \div (8760 \text{ 時間})$ と定義される。ICDFD と同様に、瑕疵のあるリスク評価ではなく、むしろリスク評価が存在しない場合、ICDPD は ICDP と等しいことに注意しなければならない。また、系統構成の継続時間全体において、リスクが評価されていない、又は不十分に評価されたままである場合、暴露時間が系統構成の継続時間と等しいことにも注意しなければならない。図 2 はこの概念を図で表したものである。

(削る)

漸進的炉心損傷頻度損失 (ICDFD)

ICDFD は、実際のメンテナンス設定特有の CDF (ICDF_{factual} と呼ばれる) と、被認可者によって当初、不十分に評価された (欠陥のある) メンテナンス関連の ICDF (ICDF_{flawed}) との差として定義される ICDF の一部分である。すなわち、 $ICDFD = ICDF_{factual} - ICDF_{flawed}$ と定義される。事業者が必要に応じてメンテナンスリスクを評価するのに完全に失敗した場合 (すなわち、被認可者によるリスク評価が存在しない場合)、ICDFD は ICDF の全体値と等しいことに注意しなければならない。

漸進的格納容器破損頻度損失 (ICFFD)

ICFFD は、実際のメンテナンス設定特有の CFF (この定義の目的では ICFF_{factual} と呼ばれる) と、被認可者によって当初、不十分に評価されたメンテナンス関連の ICFF (ICFF_{flawed}) との差として定義された ICFF の一部分である。すなわち、 $ICFFD = ICFF_{factual} - ICFF_{flawed}$ と定義される。事業者が必要に応じてメンテナンスリスクを全く評価できず (すなわち、事業者によるリスク評価が存在しない場合)、メンテナンス活動により、又はメンテナンス活動と同時に発生する格納容器の健全性に対する影響が存在する場合、この影響は質的にも量的にも評価できないことに注意しなければならない。この場合、ICFFD は ICFF の全体値と等しくなる。

漸進的炉心損傷確率損失 (ICDPD)

ICDPD は、ICDFD と暴露時間 (すなわち、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分) との積である。すなわち、 $ICDPD = ICDFD \times (\text{暴露時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$ と定義される。ICDFD と同様に、欠陥のあるリスク評価ではなく、リスク評価が存在しない場合、ICDPD は ICDP と等しいことに注意しなければならない。また、設定の継続時間全体において、リスクが評価されていない、又は不十分に評価されたままである場合、暴露時間が継続時間と等しいことにも注意しなければならない。図 2 はこの概念を図で表したものである。

漸進的格納容器破損確率損失 (ICFPD)

ICFPD は、ICFFD と、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが (ICFF 又は ICFP の観点から) 評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分との積である。

記載の適正化

記載の適正化 (記載場所の入れ替え及び記載内容の適正化)

記載の適正化

(記載場所の入れ替え及び記載内容の適正化)

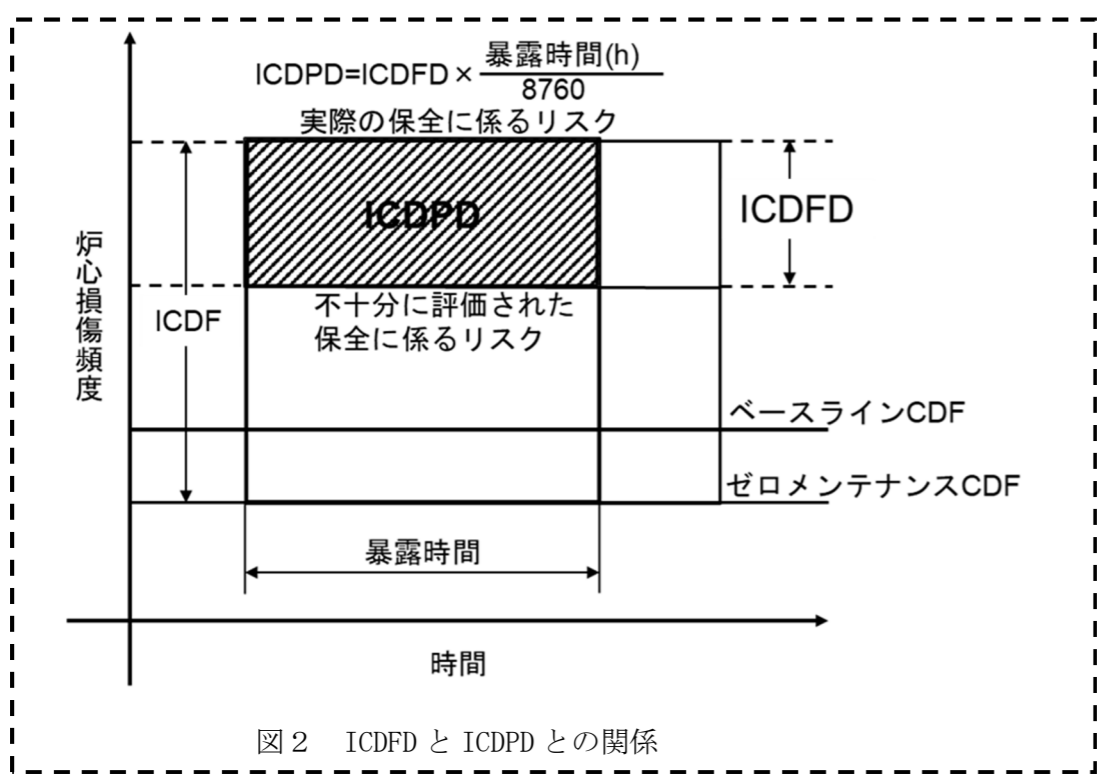


図2 ICDFD と ICDPD との関係

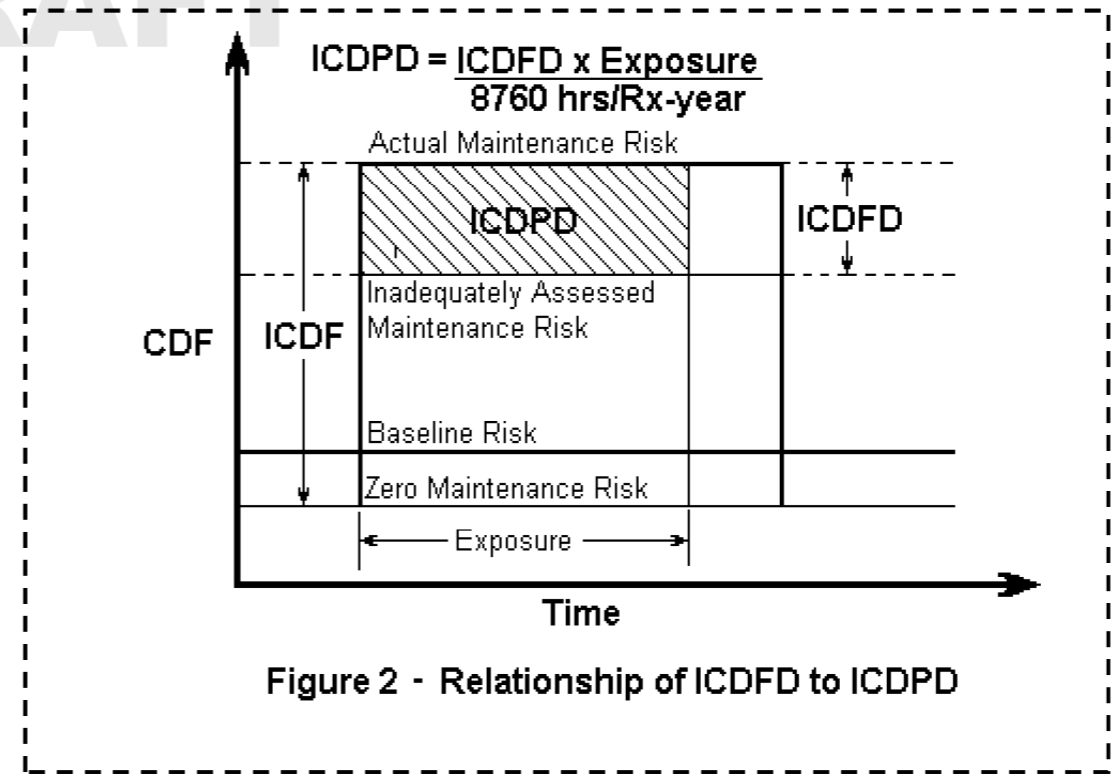


Figure 2 - Relationship of ICDFD to ICDPD

英語資料の和訳

格納容器破損頻度の増加分 (ICFF)

ICFF は、実際に十分に決定されたメンテナンス活動又は系統構成特有の CFF とゼロメンテナンスモデルの結果との差である (決定できる場合)。CFF 及び ICFF は、レベル 2 の PRA 及びリスクツール又はプロセスを所有している場合にのみ、決定可能であることに注意しなければならない。

(新設)

格納容器破損確率の増加分 (ICFP)

ICFP は、格納容器破損頻度の増加分 (ICFF) と、系統構成の継続時間の年換算との積である。
 $ICFP = (ICFF \times \text{継続時間}) \div (8760 \text{ 時間})$ である。

(新設)

格納容器破損頻度の増加分の欠損 (ICFFD)

ICFFD は、格納容器の健全性に影響を与えるメンテナンス活動であり、その影響が定性的には評価されず、定量的に不十分な評価であった場合の検査指摘事項の重要度評価に使われる。このような状況では、ICFFD は有意義であり、実際のメンテナンスに係る系統構成特有の CFF (この定義の目的では $ICFF_{\text{actual}}$ と呼ばれる) と、事業者によって当初、不十分に評価されたメンテナンス関連の ICFF ($ICFF_{\text{flawed}}$) との差として定義される。すなわち、 $ICFFD = ICFF_{\text{actual}} - ICFF_{\text{flawed}}$ と定義される。事業者が必要な時にメンテナンスリスクを全く評価できず (すなわち、事業者によるリスク評価が存在しない場合)、メンテナンス活動により又はメンテナンス活動と同時に発生する格納容器の健全性に対する影響が存在する場合、この影響は質的にも量的にも評価できないことに注意しなければならない。この場合、ICFFD は ICFF の全体値と等しくなる。

(新設)

格納容器破損確率の増加分の欠損 (ICFPD)

ICFPD は、評価されていない若しくは不十分に評価された系統構成の継続時間の年換算、又はそのリスクが (ICFF 又は ICFP の観点から) 評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンスに係る系統構成の継続時間の年換算と ICFFD との積である。

(新設)

記載の適正化 (記載場所の入れ替え及び記載内容の適正化)

<p><u>ゼロメンテナンス CDF (リスク)</u></p> <p>PRA でモデル化された全ての SSC が <u>供用</u> 可能と考えられる場合のプラントの <u>CDF</u> の推定値。</p> <p><u>ベースライン CDF (リスク)</u></p> <p>年平均のメンテナンス (<u>発生防止</u> 及び <u>再発防止に係るメンテナンス</u>) による <u>供用外</u> データ及びプラント特有の信頼性データ (失敗率) を考慮する PRA モデルから生ずる CDF の推定値。</p> <p>なお、まだ開始されていない作業に対する不十分なリスク評価又はリスク管理は、事業者による <u>パフォーマンス劣化</u> であり、これまでのリスク評価や <u>RMA</u> における不備を示すものであることに注意しなければならない。本附属書は、この種類の <u>パフォーマンス劣化</u> の重要度を決定するのには適していない。この種類の問題は通常原子力安全に関する評価ガイドのフェーズ 1 スクリーニングに従って、緑と判断されることが考えられる。</p>	<p><u>ゼロメンテナンス CDF (リスク)</u></p> <p>PRA にモデル化された全ての SSC が <u>利用</u> 可能と考えられる場合のプラントの <u>基準値設定の CDF</u> の推定値。</p> <p><u>ベースライン CDF (リスク)</u></p> <p>年平均のメンテナンス (<u>防止</u> 及び <u>是正メンテナンス</u>) <u>利用不可能性</u> データ及びプラント特有の信頼性データ (失敗率) を考慮する PRA モデルから生ずる CDF の推定値。</p> <p>なお、まだ開始されていない作業に対する不十分なリスク評価又はリスク管理は、事業者による <u>実施の不備</u> であり、これまでのリスク評価や <u>リスク管理活動</u> における不備を示すものであることに注意しなければならない。本附属書は、この種類の <u>実施の不備</u> の重要度を決定するのには適していない。この種類の問題は通常原子力安全に関する評価ガイドのフェーズ 1 スクリーニングに従って、緑と判断されることが考えられる。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	-----------------------------

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0008_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>2 適用範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>3 用語の定義・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>4 スクリーニングの手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・2</p> <p>添付1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）・・・・・・7</p> <p>添付1-2 監視領域（小分類）の目的と属性（試験研究用等原子炉施設）・・・・・・11</p> <p>添付1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）・・・・・・17</p> <p>添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）・・・・・・21</p> <p>添付1-5 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付1-<u>9</u>に係るものを除く））・・25</p> <p>添付1-6 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）・・・・・・29</p> <p>添付1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）・・・・・・32</p> <p>添付1-8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）・・・・・・35</p> <p>添付1-9 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）・・・・・・38</p> <p>添付1-10 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）・・・・・・40</p> <p><u>(削る)</u></p> <p><u>附属書1 軽微事例集（発電用原子炉施設）</u></p> <p><u>附属書2 軽微事例集（核燃料施設等）</u></p>	<p style="text-align: center;">検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0008_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>2 適用範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>3 用語の定義・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>4 スクリーニングの手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・2</p> <p>添付1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）・・・・・・7</p> <p>添付1-2 監視領域（小分類）の目的と属性（試験研究用等原子炉施設）・・・・・・11</p> <p>添付1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）・・・・・・17</p> <p>添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）・・・・・・21</p> <p>添付1-5 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付1-<u>10</u>に係るものを除く））・・25</p> <p>添付1-6 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）・・・・・・29</p> <p>添付1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）・・・・・・32</p> <p>添付1-8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）・・・・・・35</p> <p>添付1-9 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）・・・・・・38</p> <p>添付1-10 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）・・・・・・40</p> <p><u>参考資料 軽微事例集・・・・・・・・・・・・・・・・・・41</u></p> <p><u>(新設)</u></p> <p><u>(新設)</u></p>	<p>記載の適正化（誤記修正）</p> <p>参考資料であったNRCの軽微事例集の削除</p> <p>国内実績に基づく軽微事例集を附属書の新設</p>

1 目的

本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1）の「2.3 検査指摘事項の重要度評価」において記載している検査指摘事項の重要度評価（核燃料施設等*において行う検査指摘事項の評価を含む。）に先立ち、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出し、重要度評価につなげるための判断（スクリーニング）を行うに当たっての手順を示すものである。

※ 製錬施設、加工施設、研究開発段階発電用原子炉施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設

2 適用範囲

検査気付き事項があった場合に、当該事項を検査指摘事項とするかどうかのスクリーニングに適用する。なお、検査気付き事項については、本スクリーニングの結果を踏まえた検査指摘事項の重要度評価とは別に、「GI0004 原子力規制検査における規制措置ガイド」に基づき規制措置の対応要否等の検討も行うこととなる。

3 用語の定義

① 検査指摘事項

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 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の活動状況の監視（＝検査）により、事業者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動（以下「安全活動」という。）について、その目的が十分に達成されておらず、原子力安全又は核物質防護の維持に影響を与えていることが確認された事項。

② 検査気付き事項

事業者の安全活動の監視により、安全活動の目的の達成状況が十分でない懸念される事項（本ガイドに基づくスクリーニングにより検査指摘事項とするものも含む。）

③ 機能劣化

原子力安全又は核物質防護を維持、確保する機能に関わる設備やシステム等の状況が管理値を下回っている状態。

管理値とは、事業者が安全な状況を維持していく上で設定しているものであり、一般的に規制要求を満足しているかどうかを判断する上で、許認可等で確認されている値（設計確認値）から余裕をもって設定されているものをいう。そのため、機能劣化がある場合においても、必ずしも規制要求を満足していないわけではない。

また、対象となる状況としては、設備等の性能（容量、出力等）だけでなく、設備等の性能を発揮させるための運転員の操作が確実に行われるための要員が確保されているか、確実に操作されるよう手順等が明確にされているか等の運用上の体制も含むものである。

④ パフォーマンス劣化

事業者が原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図した活動をその企図に即して実施できていない状態。すなわち、事業者が規制要求又は自主基準を満足することに失敗している状態であって、その失敗が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もの。

設備等に機能劣化が見られる場合には、その直接的な原因となっている事業者の活動の問題点

1 目的

本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1）の「2.3 検査指摘事項の重要度評価」において記載している検査指摘事項の重要度評価（核燃料施設等*において行う検査指摘事項の評価を含む。）に先立ち、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出し、重要度評価につなげるための判断（スクリーニング）を行うに当たっての手順を示すものである。

※ 製錬施設、加工施設、研究開発段階発電用原子炉施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設

2 適用範囲

検査気付き事項があった場合に、当該事項を検査指摘事項とするかどうかのスクリーニングに適用する。なお、検査気付き事項については、本スクリーニングの結果を踏まえた検査指摘事項の重要度評価とは別に、「GI0004 原子力規制検査における規制措置ガイド」に基づき規制措置の対応要否等の検討も行うこととなる。

3 用語の定義

① 検査指摘事項

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 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の活動状況の監視（＝検査）により、事業者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動（以下「安全活動」という。）について、その目的が十分に達成されておらず、原子力安全又は核物質防護の維持に影響を与えていることが確認された事項。

② 検査気付き事項

事業者の安全活動の監視により、安全活動の目的の達成状況が十分でない懸念される事項（本ガイドに基づくスクリーニングにより検査指摘事項とするものも含む。）

③ 機能劣化

原子力安全を維持、確保する機能に関わる設備やシステム等の状況が管理値を下回っている状態。

管理値とは、事業者が安全な状況を維持していく上で設定しているものであり、一般的に規制要求を満足しているかどうかを判断する上で、許認可等で確認されている値（設計確認値）から余裕をもって設定されているものをいう。そのため、機能劣化がある場合においても、必ずしも規制要求を満足していないわけではない。

また、対象となる状況としては、設備等の性能（容量、出力等）だけでなく、設備等の性能を発揮させるための運転員の操作が確実に行われるための要員が確保されているか、確実に操作されるよう手順等が明確にされているか等の運用上の体制も含むものである。

④ パフォーマンス劣化

事業者が原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図した活動をその企図に即して実施できていない状態。すなわち、事業者が規制要求又は自主基準を満足することに失敗している状態であって、その失敗が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もの。

設備等に機能劣化が見られる場合には、その直接的な原因となっている事業者の活動の問題点

記載の適正化

(例えば、設備等の性能の管理値を下回っている状態が放置されていた場合には、対応する点検の不備)を指す。

4 スクリーニングの手順

原子力検査官は、検査気付き事項として懸念される状況において、意図的な不正行為を含む法令違反(法令に基づく規制要求を満足することに失敗している状態)の可能性が考えられる場合は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、担当部門と連携して事実関係等の調査、情報の収集、分析等を行う。なお、意図的な不正行為の有無についての最終的な判断は担当部門が行う。

意図的な不正行為を含む法令違反がない又はその可能性がない場合は、原子力検査官は、パフォーマンス劣化に係る評価及び法令違反に対する規制措置に係る深刻度の評価を並行して検討する。

(1) ステップ1：パフォーマンス劣化があるか？

以下の二つの項目のどちらにも該当する場合は、パフォーマンス劣化があると判断する。

- ・原子力安全又は核物質防護を維持し、確保することに関して、事業者が規制要求(保安規定の品質保証計画含む。)又は自主基準を満足することに失敗している状態であるか。
- ・そ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か。

検査気付き事項として懸念される状況においてパフォーマンス劣化があるかどうかを判断するに当たっては、原子力検査官は以下の点に留意して調査・分析を行い、パフォーマンス劣化がある場合には、次のステップに進むものとする。なお、パフォーマンス劣化ではないとしても、新知見等として事業者の安全活動の改善が望まれるものについては、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認して、対応を終了する。

- ・検査気付き事項に関連する事業者の活動について、原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図している内容を確認し、その企図に即して実施できているか。また、あらかじめ決められた方法や計画どおりではないにしても、事業者が規制要求を許容可能な方法で満たしているか。
- ・原子力安全又は核物質防護の維持、確保の観点から、事業者が企図している内容が、規制要求に対して十分なものになっているか。この判断に当たっては、論点となる規制要求事項に対する許認可上の取扱い状況を確認し、関連する民間規格等も必要に応じて確認するとともに、必要に応じて原子力規制庁において専門的知見を有する職員から見解を聴取する。
- ・検査気付き事項として懸念される状況は、これまでの経験や知見(共有が図られている他事業者からの情報を含む。)から事業者が予測でき、予防する措置を講ずることができるものであったか、また、その発生は防止すべきものであったか。
- ・発電用原子炉施設に設置される火災感知器は、「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」(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)の2.2.1(1)②において、消防法施行規則(昭和36年自治省令第6号)第23条第4項に従って設置することが要求されているが、消防法の運用において、実務上、火災予防上支障ないと認められる方法で設置されたものについては、当該審査基準に適合しているものと取り扱うこととしている。詳細は「発電用原子炉施設に設置される火災感知器に係る火災防護審査基準の適用方針(令和4年1月26日令和3年度第62回原子力規制委員会資料3)」参照のこと。

(2) ステップ2：確認されたパフォーマンス劣化は、活動目的を達成し、原子力安全又は核物質防護

(例えば、設備等の性能の管理値を下回っている状態が放置されていた場合には、対応する点検の不備)を指す。

4 スクリーニングの手順

原子力検査官は、検査気付き事項として懸念される状況において、意図的な不正行為を含む法令違反(法令に基づく規制要求を満足することに失敗している状態)の可能性が考えられる場合は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、担当部門と連携して事実関係等の調査、情報の収集、分析等を行う。なお、意図的な不正行為の有無についての最終的な判断は担当部門が行う。

意図的な不正行為を含む法令違反がない又はその可能性がない場合は、原子力検査官は、パフォーマンス劣化に係る評価及び法令違反に対する規制措置に係る深刻度の評価を並行して検討する。

(1) ステップ1：パフォーマンス劣化があるか？

以下の二つの項目のどちらにも該当する場合は、パフォーマンス劣化があると判断する。

- ・原子力安全又は核物質防護を維持し、確保することに関して、事業者が規制要求(保安規定の品質保証計画含む。)又は自主基準を満足することに失敗している状態であるか。
- ・そ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か。

検査気付き事項として懸念される状況においてパフォーマンス劣化があるかどうかを判断するに当たっては、原子力検査官は以下の点に留意して調査・分析を行い、パフォーマンス劣化がある場合には、次のステップに進むものとする。なお、パフォーマンス劣化ではないとしても、新知見等として事業者の安全活動の改善が望まれるものについては、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認して、対応を終了する。

- ・検査気付き事項に関連する事業者の活動について、原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図している内容を確認し、その企図に即して実施できているか。また、あらかじめ決められた方法や計画どおりではないにしても、事業者が規制要求を許容可能な方法で満たしているか。
- ・原子力安全又は核物質防護の維持、確保の観点から、事業者が企図している内容が、規制要求に対して十分なものになっているか。この判断に当たっては、論点となる規制要求事項に対する許認可上の取扱い状況を確認し、関連する民間規格等も必要に応じて確認するとともに、必要に応じて原子力規制庁において専門的知見を有する職員から見解を聴取する。
- ・検査気付き事項として懸念される状況は、これまでの経験や知見(共有が図られている他事業者からの情報を含む。)から事業者が予測でき、予防する措置を講ずることができるものであったか、また、その発生は防止すべきものであったか。
- ・発電用原子炉施設に設置される火災感知器は、「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」(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)の2.2.1(1)②において、消防法施行規則(昭和36年自治省令第6号)第23条第4項に従って設置することが要求されているが、消防法の運用において、実務上、火災予防上支障ないと認められる方法で設置されたものについては、当該審査基準に適合しているものと取り扱うこととしている。詳細は「発電用原子炉施設に設置される火災感知器に係る火災防護審査基準の適用方針(令和4年1月26日令和3年度第62回原子力規制委員会資料3)」参照のこと。

(2) ステップ2：確認されたパフォーマンス劣化は、活動目的を達成し、原子力安全又は核物質防護

を維持することに影響を与えているか？

機能劣化の程度を以下の観点から整理し、有意な機能劣化があると判断される場合は、当該パフォーマンス劣化を検査指摘事項として重要度評価のプロセスに移行し、その旨を本庁担当部門に報告する。

具体的には、パフォーマンス劣化が以下の項目のいずれかに該当する場合は検査指摘事項となり、以下の項目のいずれにも該当しない場合は検査指摘事項とならない。

- ・パフォーマンス劣化は、添付1に示す原子力規制検査における監視領域（小分類）の属性の一つに関連付けられ、また、そのパフォーマンス劣化は関連する監視領域（小分類）の目的に悪影響を及ぼしたか。
- ・パフォーマンス劣化は、事故の防止の機能の一部が喪失する等の原子力安全又は核物質防護上重大な事象につながる前兆として考えられるか。
- ・確認されたパフォーマンス劣化が是正されないままであれば、もっと原子力安全又は核物質防護上重大な問題をもたらす可能性があるか。

検査指摘事項とならないものであっても、事業者においては是正処置等の観点で対応を検討する必要があることから、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認し、軽微として分類され対応を終了する。当該事案について通常は検査報告書において文書化されるものではなく、基本検査の中で改善措置活動の適切性を見ていくものとする。

ただし、軽微であっても、その是正処置が不十分なため、類似の事象が繰り返されている場合はCAP活動による継続的改善が効果的に実施されていないと判断されることから、検査指摘事項となる場合がある。

上述の検討の参考として、原子力規制検査における軽微事例を附属書1及び附属書2に示す。附属書の事例は一般的な状況での取扱いを整理したものであって、実際のスクリーニングにおいては、原子力施設等の実態、背景要因及び発生環境、その他の要因を含めて考慮して判断する。

上記ステップ1及びステップ2のスクリーニングに当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。原子力安全又は核物質防護に一義的な責任を有する事業者は、ある検査気付き事項が「パフォーマンス劣化がない」又は「検査指摘事項ではない」と考える場合には、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠に基づき説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には「検査指摘事項である」と判断する。

図1に、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングのフローを示す。

を維持することに影響を与えているか？

機能劣化の程度を以下の観点から整理し、有意な機能劣化があると判断される場合は、当該パフォーマンス劣化を検査指摘事項として重要度評価のプロセスに移行し、その旨を本庁担当部門に報告する。

具体的には、パフォーマンス劣化が以下の項目のいずれかに該当する場合は検査指摘事項となり、以下の項目のいずれにも該当しない場合は検査指摘事項とならない。

- ・パフォーマンス劣化は、添付1に示す原子力規制検査における監視領域（小分類）の属性の一つに関連付けられ、また、そのパフォーマンス劣化は関連する監視領域（小分類）の目的に悪影響を及ぼしたか。
- ・パフォーマンス劣化は、事故の防止の機能の一部が喪失する等の原子力安全又は核物質防護上重大な事象につながる前兆として考えられるか。
- ・確認されたパフォーマンス劣化が是正されないままであれば、もっと原子力安全又は核物質防護上重大な問題をもたらす可能性があるか。

検査指摘事項とならないものであっても、事業者においては是正処置等の観点で対応を検討する必要があることから、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認し、軽微として分類され対応を終了する。当該事案について通常は検査報告書において文書化されるものではなく、基本検査の中で改善措置活動の適切性を見ていくものとする。

ただし、軽微であっても、その是正処置が不十分なため、類似の事象が繰り返されている場合はCAP活動による継続的改善が効果的に実施されていないと判断されることから、検査指摘事項となる場合がある。

上述の検討の参考として、主に、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例（IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues）から抜粋した事例集を参考資料に示す。参考資料の事例は一般的な状況での取扱いを整理したものであって、実際のスクリーニングにおいては、原子力施設等の実態、背景要因及び発生環境、その他の要因を含めて考慮して判断する。

上記ステップ1及びステップ2のスクリーニングに当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。原子力安全又は核物質防護に一義的な責任を有する事業者は、ある検査気付き事項が「パフォーマンス劣化がない」又は「検査指摘事項ではない」と考える場合には、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠に基づき説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には「検査指摘事項である」と判断する。

図1に、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングのフローを示す。

附属書の新設に伴う修正

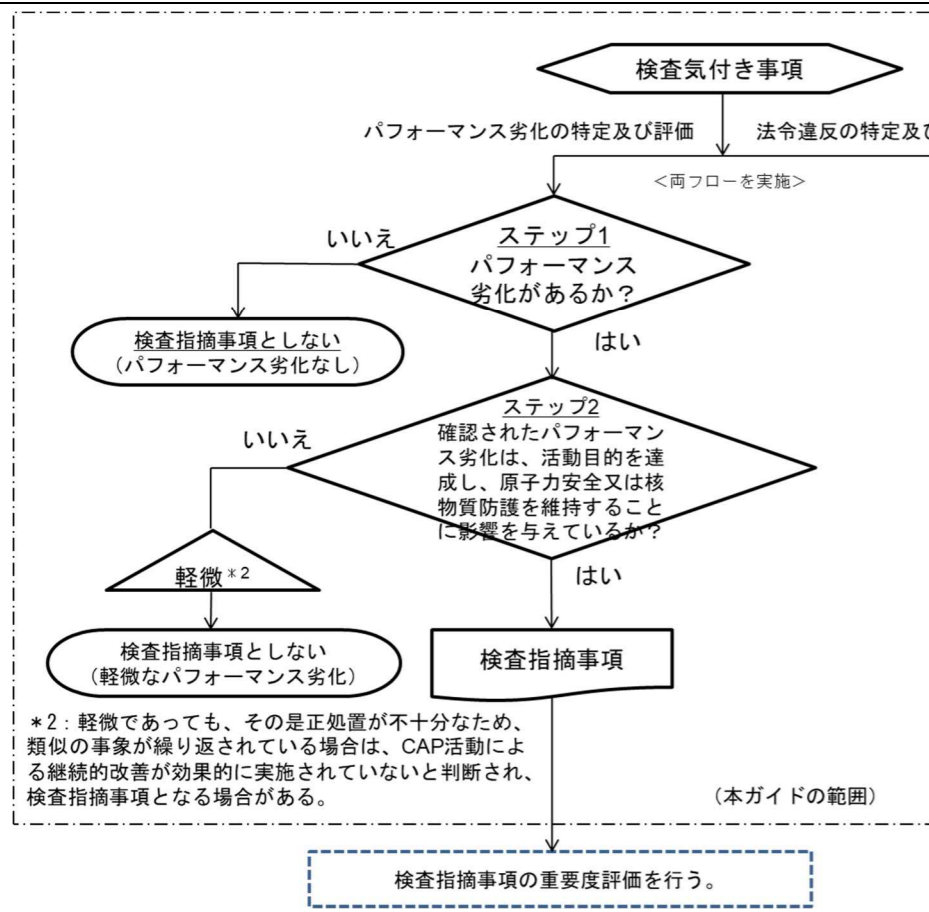


図1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

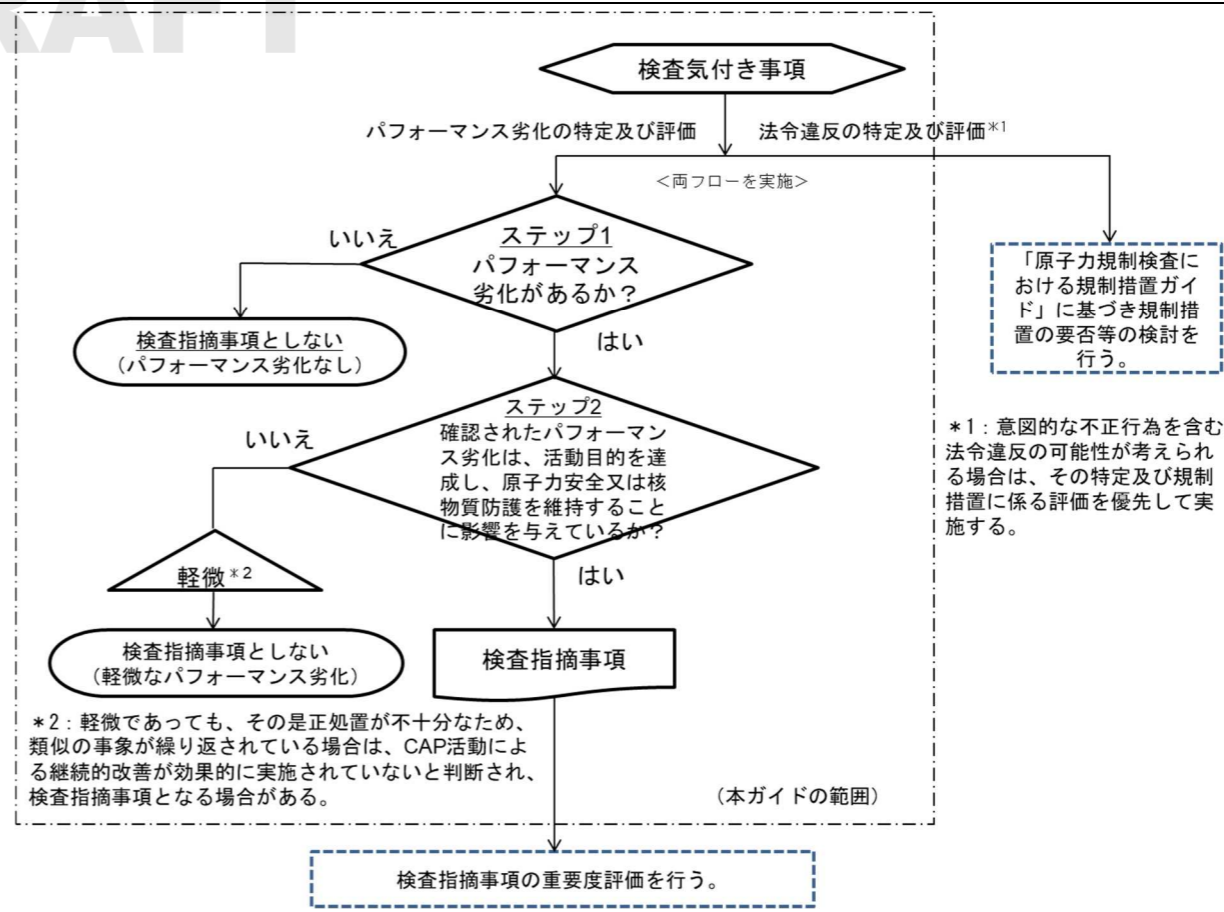


図1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
2	2022/6/16	○運用の明確化 <ul style="list-style-type: none"> ・ 意図的な不正行為を含む法令違反がある場合のスクリーニング手順を明確化 ・ 火災感知器の設置位置は、消防法の運用上認められている措置があることをパフォーマンス劣化判断時に留意するよう追記 ・ 検査指摘事項とするための質問項目を適正化 ○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	○参考資料であったNRCの軽微事例集については、国内に適用できない事例があること等から削除 ○国内実績に基づく軽微事例集を附属書の新設 ○記載の適正化	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
2	2022/6/16	○運用の明確化 <ul style="list-style-type: none"> ・ 意図的な不正行為を含む法令違反がある場合のスクリーニング手順を明確化 ・ 火災感知器の設置位置は、消防法の運用上認められている措置があることをパフォーマンス劣化判断時に留意するよう追記 ・ 検査指摘事項とするための質問項目を適正化 ○記載の適正化	

添付 1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、開閉所作業、送電網の安定性
系統構成管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性（蒸気発生器伝熱管破断、インターフェース・システム LOCA、LOCA（大、中、小）、燃料取替／燃料取扱設備
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果（すなわち、炉心損傷）を防止するために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。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、地震、気象
系統構成管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー（事象後）、ヒューマン・エラー（事象前）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（燃料被覆管、原子炉冷却系及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆管の機能維持）
設計管理	炉物理試験、炉心設計解析（熱的制限、炉心運転制限報告、燃料装荷解析）

添付 1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、開閉所作業、送電網の安定性
系統構成管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性（蒸気発生器伝熱管破断、インターフェース・システム LOCA、LOCA（大、中、小）、燃料取替／燃料取扱設備
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果（すなわち、炉心損傷）を防止するために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。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、地震、気象
系統構成管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー（事象後）、ヒューマン・エラー（事象前）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（燃料被覆管、原子炉冷却系及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆管の機能維持）
設計管理	炉物理試験、炉心設計解析（熱的制限、炉心運転制限報告、燃料装荷解析）

系統構成管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、原子炉制御系）、一次系水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆管のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（異物管理、燃料装荷、炉物理試験、容器組立、水質、原子炉操作）、異物管理ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	プラントの改造
系統構成管理	系統の配置、一次系／二次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、原子炉冷却材圧力バウンダリの動的機器（弁、シーリング）、供用期間中検査の結果
手順書の品質	日常（定期）運転／保守手順書、非常時運転手順書及びそれによって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）運転／保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性、運転性能
系統構成管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	蒸気発生器伝熱管の健全性、インターフェース・システム LOCA の防止、格納容器隔離、SSC 信頼性／動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書（運転、メンテナンス、サーベイランス）
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス
属性	評価領域（制御室と補助建屋－PWR、及び、SGT（非常用ガス処理系）－BWR のみ、の放射性物質バリアの機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性
系統構成管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパー、ファン、シール、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス
属性	評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性
系統構成管理	系統の配置

系統構成管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、原子炉制御系）、一次系水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆管のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（異物管理、燃料装荷、炉物理試験、容器組立、水質、原子炉操作）、異物管理ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	プラントの改造
系統構成管理	系統の配置、一次系／二次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、原子炉冷却材圧力バウンダリの動的機器（弁、シーリング）、供用期間中検査の結果
手順書の品質	日常（定期）運転／保守手順書、非常時運転手順書及びそれによって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）運転／保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性、運転性能
系統構成管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	蒸気発生器伝熱管の健全性、インターフェース・システム LOCA の防止、格納容器隔離、SSC 信頼性／動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書（運転、メンテナンス、サーベイランス）
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス
属性	評価領域（制御室と補助建屋－PWR、及び、SGT（非常用ガス処理系）－BWR のみ、の放射性物質バリアの機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性
系統構成管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパー、ファン、シール、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス
属性	評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性
系統構成管理	系統の配置

SSCのパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>
<u>目的</u>	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	重大事故等対処設備、特定重大事故等施設、緊急時対策所及び関連する資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練
<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の商用原子炉の運転の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
プラント施設／設備及び計装	プロセス放射線モニタ（RMS）（改造、較正、信頼性、動作可能性）、放射線環境モニタリング設備、気象観測設備、輸送パッケージ、手順書（設計／改造、設備計算、輸送パッケージ、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ及び放射線環境モニタリング、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理（予測サイト外被ばく、異常な放出、国土交通省放射性物質輸送に係る線量制限、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の商用原子炉の運転における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
プラント施設／設備及び計装	プロセス設備計装、（エリア放射線モニタ校正及び動作可能性、ソースターム管理）、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び放射線防護管理）、ALARA 計画（管理目標、測

SSCのパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>
<u>目的</u>	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	重大事故等対処設備
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練
<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の商用原子炉の運転の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
プラント施設／設備及び計装	プロセス放射線モニタ（RMS）（改造、較正、信頼性、動作可能性）、放射線環境モニタリング設備、気象観測設備、輸送パッケージ、手順書（設計／改造、設備計算、輸送パッケージ、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ及び放射線環境モニタリング、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理（予測サイト外被ばく、異常な放出、国土交通省放射性物質輸送に係る線量制限、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の商用原子炉の運転における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
プラント施設／設備及び計装	プロセス設備計装、（エリア放射線モニタ校正及び動作可能性、ソースターム管理）、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び放射線防護管理）、ALARA 計画（管理目標、測

記載の適正化（設備、資機材の明記）

	定一予測被ばく量)
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング (契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟)

添付 1-2 監視領域 (小分類) の目的と属性 (試験研究用等原子炉施設)

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<ul style="list-style-type: none"> ○当初の設計とプラントの改造 ・過剰な反応度の印加防止機能 (高出力、中出力、低出力) 制御棒ストップ機構、相互に独立な複数の系統等 ・炉心の形成機能 (高出力、中出力、低出力) 炉心支持構造物、燃料要素等 ・燃料を安全に取り扱う機能 (高出力、中出力、低出力) 核燃料取扱設備等 ・冷却材の循環機能 (高出力、中出力、低出力) 一次冷却系設備 (主循環ポンプ)、中間冷却系等 ・プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。) (高出力、中出力、低出力) 反応度制御系、計測制御系等
外的事象に対する防護	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風 (台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物 (航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成管理	<ul style="list-style-type: none"> ○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性、燃料取替/燃料取扱設備等の発生防止に係る安全機能の性能の維持
手順書の品質	手順書の適切さ (保守、試験・検査、運転)
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果 (すなわち、炉心損傷) を防止するために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。
属性	評価領域

	定一予測被ばく量)
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング (契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟)

添付 1-2 監視領域 (小分類) の目的と属性 (試験研究用等原子炉施設)

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<ul style="list-style-type: none"> ○当初の設計とプラントの改造 ・過剰な反応度の印加防止機能 (高出力、中出力、低出力) 制御棒ストップ機構、相互に独立な複数の系統等 ・炉心の形成機能 (高出力、中出力、低出力) 炉心支持構造物、燃料要素等 ・燃料を安全に取り扱う機能 (高出力、中出力、低出力) 核燃料取扱設備等 ・冷却材の循環機能 (高出力、中出力、低出力) 一次冷却系設備 (主循環ポンプ)、中間冷却系等 ・プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。) (高出力、中出力、低出力) 反応度制御系、計測制御系等
外的事象に対する防護	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風 (台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物 (航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成管理	<ul style="list-style-type: none"> ○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性、燃料取替/燃料取扱設備等の発生防止に係る安全機能の性能の維持
手順書の品質	手順書の適切さ (保守、試験・検査、運転)
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果 (すなわち、炉心損傷) を防止するために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。
属性	評価領域

記載の適正化

記載の適正化

設計管理	<p>○当初の設計とプラントの改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (高出力、中出力、低出力) 制御棒、スクラム機構、液体制御材、一次冷却材の排水機能等 ・停止後の炉心冷却機能 (高出力、中出力) 崩壊熱除去設備 (補助ポンプ等)、残留熱除去設備等 ・炉心の冷却機能 (高出力、中出力、低出力) 一次冷却系設備、二次冷却設備、ナトリウムを液体の状態に保つ設備、カバーガスを保持する設備等 ・炉心の冠水維持機能 (高出力、中出力) サイフォンブレーカ、冠水維持バウンダリ、ガードベッセル等 ・試料冷却機能 (高出力、中出力) 一次系、試験燃料体の冷却機能等 ・工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生機能 (高出力、中出力、低出力) 安全保護系 (停止系)、工学的安全施設 ・安全設備 (高出力、中出力) 非常用電源設備等 ・(実験設備 (照射ループ設備))保護機能 (高出力、中出力) 安全弁、逃がし弁等 ・事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なものの機能 (高出力、中出力、低出力) 原子炉建屋内放射線モニタ、原子炉プール水位計、使用済燃料貯蔵プール水位計、通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明等 ・制御室外安全停止機能 (高出力、中出力、低出力) 制御室外原子炉停止装置 (設置されている場合) 等 ・原子炉圧力上昇緩和機能等 (高出力、中出力) 逃がし弁 ・(実験設備) 炉心の冠水維持に必要な機能 (高出力、中出力) 水平実験孔 (水止用板) 等 ・特に重要な計測機能 (高出力、中出力) 圧力計、温度計、流量計、水位計等 	設計管理	<p>○当初の設計とプラントの改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (高出力、中出力、低出力) 制御棒、スクラム機構、液体制御材、一次冷却材の排水機能等 ・停止後の炉心冷却機能 (高出力、中出力) 崩壊熱除去設備 (補助ポンプ等)、残留熱除去設備等 ・炉心の冷却機能 (高出力、中出力、低出力) 一次冷却系設備、二次冷却設備、ナトリウムを液体の状態に保つ設備、カバーガスを保持する設備等 ・炉心の冠水維持機能 (高出力、中出力) サイフォンブレーカ、冠水維持バウンダリ、ガードベッセル等 ・試料冷却機能 (高出力、中出力) 一次系、試験燃料体の冷却機能等 ・工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生機能 (高出力、中出力、低出力) 安全保護系 (停止系)、工学的安全施設 ・安全設備 (高出力、中出力) 非常用電源設備等 ・(実験設備 (照射ループ設備))保護機能 (高出力、中出力) 安全弁、逃がし弁等 ・事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なものの機能 (高出力、中出力、低出力) 原子炉建屋内放射線モニタ、原子炉プール水位計、使用済燃料貯蔵プール水位計、通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明等 ・制御室外安全停止機能 (高出力、中出力、低出力) 制御室外原子炉停止装置 (設置されている場合) 等 ・原子炉圧力上昇緩和機能等 (高出力、中出力) 逃がし弁 ・(実験設備) 炉心の冠水維持に必要な機能 (高出力、中出力) 水平実験孔 (水止用板) 等 ・特に重要な計測機能 (高出力、中出力) 圧力計、温度計、流量計、水位計等 		
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風 (台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物 (航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響 	外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風 (台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物 (航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響 	記載の適正化	記載の適正化
系統構成管理	○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ	系統構成管理	○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ		

	・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、拡大防止 ・影響緩和に係る安全機能の性能への影響
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー（事象後）、ヒューマン・エラー（事象前）

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全—閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（燃料被覆材、冷却系統及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆材の機能維持）
設計管理	炉物理試験、炉心設計解析（熱的制限、運転上の制限） ・冷却材中への核分裂生成物の放散防止機能 （高出力、中出力、低出力）燃料被覆材等
系統構成管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、反応度制御系）、水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆材のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（異物混入防止、燃料装荷、炉物理試験、容器組立、水化学、原子炉操作）、ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	○プラントの改造 ・（実験設備（照射ループ設備））冷却材バウンダリ機能 （高出力、中出力）外套管等 ・保護機能 （高出力、中出力）耐圧管等
系統構成管理	系統の配置、一次系／二次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、バウンダリの動的機器（弁、シール）、事業者検査の結果
手順書の品質	日常（定期）運転／保守手順書、非常時及び非常時によって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）運転／保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	○プラントの改造、構造健全性、運転性能 ・放射性物質の閉じ込め機能、遮へい及び放出低減機能

	・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、拡大防止 ・影響緩和に係る安全機能の性能への影響
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー（事象後）、ヒューマン・エラー（事象前）

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全—閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（燃料被覆材、冷却系統及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆材の機能維持）
設計管理	炉物理試験、炉心設計解析（熱的制限、運転上の制限） ・冷却材中への核分裂生成物の放散防止機能 （高出力、中出力、低出力）燃料被覆材等
系統構成管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、反応度制御系）、水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆材のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（異物混入防止、燃料装荷、炉物理試験、容器組立、水化学、原子炉操作）、ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	○プラントの改造 ・（実験設備（照射ループ設備））冷却材バウンダリ機能 （高出力、中出力）外套管等 ・保護機能 （高出力、中出力）耐圧管等
系統構成管理	系統の配置、一次系／二次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、バウンダリの動的機器（弁、シール）、事業者検査の結果
手順書の品質	日常（定期）運転／保守手順書、非常時及び非常時によって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）運転／保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	○プラントの改造、構造健全性、運転性能 ・放射性物質の閉じ込め機能、遮へい及び放出低減機能

	(高出力、中出力、低出力) 非常用排気設備、原子炉建屋、排気筒等
系統構成管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	格納容器隔離、SSC 信頼性/動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書 (運転、メンテナンス、サーベイランス)
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス
属性	評価領域 (制御室と建屋、非常用排気設備等の放射性物質バリアの機能維持)
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 (高出力、中出力、低出力) 液体及び固体の放射性廃棄物処理施設等
系統構成管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパ、ファン、シール、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス
属性	評価領域 (使用済燃料プール冷却系の機能維持)
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 (高出力、中出力、低出力) 核燃料貯蔵設備等
系統構成管理	系統の配置
SSC のパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (高出力炉、中出力炉) 又は非常時の対応 (低出力炉)
目的	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対応設備及び関連する資機材

	(高出力、中出力、低出力) 非常用排気設備、原子炉建屋、排気筒等
系統構成管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	格納容器隔離、SSC 信頼性/動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書 (運転、メンテナンス、サーベイランス)
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス
属性	評価領域 (制御室と建屋、非常用排気設備等の放射性物質バリアの機能維持)
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 (高出力、中出力、低出力) 液体及び固体の放射性廃棄物処理施設等
系統構成管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパ、ファン、シール、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス
属性	評価領域 (使用済燃料プール冷却系の機能維持)
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 (高出力、中出力、低出力) 核燃料貯蔵設備等
系統構成管理	系統の配置
SSC のパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (高出力炉、中出力炉) 又は非常時の対応 (低出力炉)
目的	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	対応設備及び資機材

記載の適正化 (設備、資機材の明記)

手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の原子炉の運転の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス放射線モニタ (RMS) (改造、較正、信頼性、動作可能性)、放射線環境監視設備、気象観測設備、輸送パッケージ、手順書 (設計／改造、設備計算、輸送パッケージ、計量ラボ)
プログラム及び プロセス	手順書 (プロセス放射線モニタ及び放射線環境監視設備、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価)、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理 (予測サイト外被ばく、異常な放出、国土交通省放射性物質輸送に係る線量制限、測定線量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス)

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
目的	通常の原子炉の運転における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス設備計装、(エリア放射線モニタ校正及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書 (放射線防護及びメンテナンス)
プログラム及び プロセス	手順書 (保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA) ; 被ばく／汚染管理及びモニタリング (モニタリング及び放射線防護管理)、ALARA 計画 (管理目標、測定－予測被ばく量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟)

手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の原子炉の運転の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス放射線モニタ (RMS) (改造、較正、信頼性、動作可能性)、放射線環境監視設備、気象観測設備、輸送パッケージ、手順書 (設計／改造、設備計算、輸送パッケージ、計量ラボ)
プログラム及び プロセス	手順書 (プロセス放射線モニタ及び放射線環境監視設備、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価)、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理 (予測サイト外被ばく、異常な放出、国土交通省放射性物質輸送に係る線量制限、測定線量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス)

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
目的	通常の原子炉の運転における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス設備計装、(エリア放射線モニタ校正及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書 (放射線防護及びメンテナンス)
プログラム及び プロセス	手順書 (保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA) ; 被ばく／汚染管理及びモニタリング (モニタリング及び放射線防護管理)、ALARA 計画 (管理目標、測定－予測被ばく量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟)

添付 1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<ul style="list-style-type: none"> ○当初の設計と施設の改造 ・冷却機能に係る安全機能 ・水素掃気機能に係る安全機能 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	<ul style="list-style-type: none"> ○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	<ul style="list-style-type: none"> ○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保修、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
監視領域 (小分類)	原子力施設安全-拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果を防止するために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。
属性	評価領域
設計管理	<ul style="list-style-type: none"> ○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・冷却機能に係る機能 ・水素掃気機能に係る機能 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全機能 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能
外的事象に対する防護	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガ

添付 1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<ul style="list-style-type: none"> ○当初の設計と施設の改造 ・冷却機能に係る安全機能 ・水素掃気機能に係る安全機能 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	<ul style="list-style-type: none"> ○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	<ul style="list-style-type: none"> ○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保修、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
監視領域 (小分類)	原子力施設安全-拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果を防止するために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。
属性	評価領域
設計管理	<ul style="list-style-type: none"> ○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・冷却機能に係る機能 ・水素掃気機能に係る機能 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全機能 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能
外的事象に対する防護	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガ

	ス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（セル、建屋等）が公衆を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。
<u>属性</u>	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (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
<u>目的</u>	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置

	ス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（セル、建屋等）が公衆を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。
<u>属性</u>	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (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
<u>目的</u>	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置

設備、資機材	重大事故等対処設備、 <u>緊急時対策所及び関連する</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

設備、資機材	重大事故等対処設備 <u>及び</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

記載の適正化（設備、資機材の明記）

添付 1 - 4 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果を防止するために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。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全設計 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、健全性、安全機能を有する設備の性能

添付 1 - 4 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果を防止するために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。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全設計 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、健全性、安全機能を有する設備の性能

記載の適正化

記載の適正化

手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
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。
属性	評価領域（グローブボックス、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○グローブボックス、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

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
目的	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	重大事故等対処設備、 <u>緊急時対策所及び関連する</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
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。
属性	評価領域（グローブボックス、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○グローブボックス、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

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
目的	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	重大事故等対処設備 <u>及び</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

記載の適正化（設備、資機材の明記）

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－5 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付 1－9 に係るものを除く））

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災又は爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－5 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付 1－10 に係るものを除く））

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災又は爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。

記載の適正化（誤記の修正）

属性	評価領域
設計管理	○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
<u>目的</u>	望ましくない結果を防止するために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。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全設計 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時及び通常時）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持

属性	評価領域
設計管理	○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
<u>目的</u>	望ましくない結果を防止するために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。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全設計 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時及び通常時）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持

記載の適正化

記載の適正化

目的	物理的設計バリア（セル、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付いて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備及び関連する資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設/設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計/改造、設備計算、輸送容器、

目的	物理的設計バリア（セル、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付いて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設/設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計/改造、設備計算、輸送容器、

記載の適正化（記載の適正化）

	計量ラボ)
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－6 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災又は爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響

	計量ラボ)
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－6 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災又は爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響

	○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全ー閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（金属キャスク等）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。
属性	評価領域（キャスク等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計、金属キャスク
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○キャスク、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全ー非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対応設備及び関連する資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類

	○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全ー閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（金属キャスク等）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。
属性	評価領域（キャスク等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計、金属キャスク
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○キャスク、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全ー非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対応設備及び資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類

記載の適正化

記載の適正化

要員のパフォーマンス	教育、訓練
監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

要員のパフォーマンス	教育、訓練
監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界等を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（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。
属性	評価領域（建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能への影響

添付 1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界等を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（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。
属性	評価領域（建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能への影響

記載の適正化

設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備及び関連する資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及び	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及び

設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及び	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及び

記載の適正化

プロセス	モニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定—予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1-8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）

<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	原子力施設安全—発生防止
<u>目的</u>	施設の操業時において、廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏えいの発生を防止すること。
<u>属性</u>	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・火災等の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、地滑り、火山の影響等による安全機能への影響 ○人為事象 ・ダムの崩壊等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	原子力施設安全—閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（覆土等）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。
<u>属性</u>	評価領域（廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時の閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた安全機能

プロセス	モニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定—予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1-8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）

<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	原子力施設安全—発生防止
<u>目的</u>	施設の操業時において、廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏えいの発生を防止すること。
<u>属性</u>	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・火災等の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、地滑り、火山の影響等による安全機能への影響 ○人為事象 ・ダムの崩壊等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	原子力施設安全—閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（覆土等）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。
<u>属性</u>	評価領域（廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時の閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた安全機能

	・異常な漏えい防止機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○埋設地による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	地下水の水位等の監視設備等
手順書の品質	異常時手順書等
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守等

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
<u>目的</u>	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備 <u>及び関連する</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
<u>目的</u>	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線技能者のパフォーマンス）

	・異常な漏えい防止機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○埋設地による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	地下水の水位等の監視設備等
手順書の品質	異常時手順書等
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守等

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
<u>目的</u>	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備 <u>及び</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
<u>目的</u>	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線技能者のパフォーマンス）

記載の適正化

フォーメンス	
<u>監視領域 (小分類)</u>	放射線安全－従業員に対する放射線安全
<u>目的</u>	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

フォーメンス	
<u>監視領域 (小分類)</u>	放射線安全－従業員に対する放射線安全
<u>目的</u>	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－9 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）

<u>監視領域 (小分類)</u>	原子力施設安全－閉じ込めの維持
<u>目的</u>	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。
<u>属性</u>	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書

添付 1－9 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）

<u>監視領域 (小分類)</u>	原子力施設安全－閉じ込めの維持
<u>目的</u>	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。
<u>属性</u>	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書

ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス
監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－10 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）

監視領域 (小分類)	核物質防護－核物質防護
目的	特定核燃料物質の盗取、特定核燃料物質の取扱いに対する妨害行為又は特定核燃料物質が置かれている施設若しくは防護設備等に対する破壊行為を防止すること。
属性	評価領域
特定核燃料物質の管理	特定核燃料物質の管理
核物質防護情報	核物質防護情報の管理

ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス
監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－10 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）

監視領域 (小分類)	核物質防護－核物質防護
目的	特定核燃料物質の盗取、特定核燃料物質の取扱いに対する妨害行為又は特定核燃料物質が置かれている施設若しくは防護設備等に対する破壊行為を防止すること。
属性	評価領域
特定核燃料物質の管理	特定核燃料物質の管理
核物質防護情報	核物質防護情報の管理

の管理	
立入承認	防護区域等への人の立入りの承認
出入管理	防護区域等への人及び車両等の出入管理
物理的防護	防護区域等の設定等の物理的防護
情報システムの防護	情報システムに対する外部からのアクセス遮断、情報システムセキュリティ計画の作成
核物質防護体制	防護体制の整備、緊急時対応計画の作成、非常の場合の対応等

(削る)

の管理	
立入承認	防護区域等への人の立入りの承認
出入管理	防護区域等への人及び車両等の出入管理
物理的防護	防護区域等の設定等の物理的防護
情報システムの防護	情報システムに対する外部からのアクセス遮断、情報システムセキュリティ計画の作成
核物質防護体制	防護体制の整備、緊急時対応計画の作成、非常の場合の対応等

参考資料 軽微事例集

本事例集は、主に、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例 (IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues) から抜粋したものである。

原子力検査官が事例を活用するに当たっては以下に示す注意事項を理解すること。

<注意事項>

- 過去の事例等を分析、整理することにより取りまとめたもので、あくまで当時の判断における例であり、以後の判断の一助とするための参考資料である。
- 実際の検査に際しては、個別具体的な事実に基づき、スクリーニングのステップ1及びステップ2で示している観点に照らして適切に判断することが求められる。十分な検証なしに本事例を機械的に適用することは適切ではない。
- 検査で確認される具体的な事項では、類似事例を検査指摘事項ではないと分類したものでも実際の内容により結果的に検査指摘事項に当たると判断したり、その逆になったりすることもあり得る。

事例を整理するに当たり考慮した一般的な取扱いの考え方は以下のとおり。

1. 記録の保持に関する事項

検査結果等の記録の内容及び管理に不備がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- 再検査や再評価の必要がない。
- 実際の設備・機器等の性能、機能への影響がない。
- 他に不備がなく、当該記録上の処理のみで問題が除去される。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないことが相当である。

- 事業者の是正処置プログラム（以下「CAP」という。）が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

2. 事業者の管理上の要件又は制限に関する事項

検査、試験等において事業者が定める管理値を逸脱している状態、又は、事業者が履行すべき要件の不履行がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

軽微事例集の削除

- ・法令の基準及び規制要件からの逸脱がない。
- ・一時的な逸脱であり、設備・機器等について、所定の性能、機能を有すること又は安全上の影響の有無を確認するための評価の必要がない（簡単な確認のみで済む）。
- ・他に不備がなく、また、他への安全上の影響はなく、当該逸脱又は不履行を解消するのみで問題が除去される。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないことが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

図書と実際の設備の相違が発見されたが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・許認可に関する計算ミスがあったが設備の改造や手直しの必要がない。
- ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
- ・同じような問題がこの他に発見されないことがない。
- ・当該相違や計算ミスが是正されなければ更に深刻なミスにつながるような問題はない。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないことが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

4. 重大ではない手順誤り

保安規定や事業者内のマニュアルの手順に従わなかったが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
- ・運転員、作業員のミスが発生することがない、又は、業務遂行能力に著しい影響を及ぼすことがない。
- ・火災の発生リスク等、現場の作業及び環境の管理に悪影響がない。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないことが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

5. リリース前の作業ミス等

事業者の活動においては、単一の作業ミス等で問題が発生しないように、管理者等が確認して次工程に移行するようリリース判断をするものとなっており、リリース前の作業ミス等については、以下を満足する場合は検査指摘事項とはしないことができる。

- ・改造作業中、変更工事中等において事業者により発見、是正されることにより、是正されないままシステムを運用に戻したり、システムを供用に復帰したりすることがない。
- ・進行中の作業であり原子力施設の設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回/多数量の問題、共通要因事象など。

6. 放射線障害に対する防護

放射線管理に関して区域管理又は被ばく管理に不備や要件への不適合、及び、管理区域内での放射性物質の漏えいに対する除染等の作業に伴う従業員の被ばくなどがあったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・文書管理上の問題があったが、放射線防護措置は講じられ、適切な放射線管理は構築されている。
 - ・深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況にない。
 - ・放射線計測の校正に関する不備において、再校正を行った際に合格基準内にあった、測定値が保守的であった、又は合理的に安全裕度レベル内にエリアモニタの警報機能が達成された。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回/多数量の問題、共通要因事象など。

7. 施設管理

安全上重要度が高い機器に関して点検周期を超過している機器や点検漏れの機器が見つかったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・機器の信頼性及び動作可能性に悪影響を及ぼさず、性能及び機能が維持されており、保全に係る点検計画等の見直しの必要がない。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回/多数量の問題、共通要因事象など。

1. 記録の保持に関する事項

事例 a	アイスコンデンサーチラーユニット 10 基の保守後の試験が完了した。作業員によれば、全ての試験が終わったが、2 基のユニットについて実流量試験が行われたことを示す記録が欠落していた。制御室の指示計では、両ユニットの流量は、記録済みの試験結果の流量とほぼ同じ値を示しており、保安規定で要求されている空気温度も十分スペック内に納まっていた。
パフォーマンス劣化	保安規定、又は、事業者の手順書では、試験結果は文書化され、試験要求を満足していることが評価されることを要求している。
軽微である理由	重要度の低い記録保持に関する問題である。実流量は要求を満足していることが確認され、空気温度も制限値以内であった。
軽微でない場合	その後の試験で空気流量が落ちていることが測定された場合。

事例 b	<u>書庫の天井からの水漏れが発見され、雨水を溜めるために仮設の容器を使用することとした。この対応策が事業者の是正処置プログラムにおいて“応急措置”として登録され、1年が経過した。週末の豪雨により、誰も監視していない状況で容器から水があふれ、いくつかの安全関連の記録が損傷したが、読める状態であった。</u>
パフォーマンス劣化	<u>事業者は、浸水問題に対して迅速な方法で是正措置を取っておらず、その結果として、資料の保存に関する保安規定の要件に違反して記録物を損傷させた。</u>
軽微である理由	<u>是正処置の実施不備であるが、記録は失われていないことから安全への影響はない。</u>
軽微でない場合	<u>必要な記録が修復不可能なほど失われた場合。</u>
事例 c	<u>安全に関連するポンプの定例試験の記録が不完全。事業者は、定例試験手順書のページを飛ばしたことにより、試験の一部が記録されなかった。</u>
パフォーマンス劣化	<u>保安規定によって定例試験の実施が要求されている。</u>
軽微である理由	<u>定例試験は実際に行われたが、文書化が不完全であった。文書化された試験の部分及び最近完了した試験により、当該機器はその安全機能を維持している。</u>
軽微でない場合	<u>その後の試験で当該機器において今回着目した安全機能が維持されていることを確認できなかった場合。</u>
事例 d	<u>【核燃料施設】定期点検後の性能試験は、焼結炉内の温度調節装置5台について実施された。作業員に当該試験についてインタビューを行ったところ、必要な試験は実施されたとのことであったが、1台について試験記録が提示されなかった。試験結果が提示されなかった装置を含め、温度調節装置全て制御室の指示値において把握が可能な状態であり、要求された運転範囲内であった。記録の保管及び報告は、保安規定での管理対象とされていた。</u>
パフォーマンス劣化	<u>一部の試験結果の記録がなかったことにより、保安規定に従った管理が実施できなかった。</u>
軽微ではないとする理由	<u>記録がなかった調整装置について再試験を実施した結果、性能の劣化が確認され、本来の安全機能の確保ができなかった。</u>
軽微とする場合	<u>記録は保存されていなかったものの、実際の炉内温度計測値は、限度値の範囲内であったことが別の資料で証明された。</u>
事例 e	<u>【核燃料施設】記録媒体の水没又は焼失が発生し、これに起因して、許認可申請書で実施するとしている評価に関連する記録が破損した。</u>
パフォーマンス劣化	<u>許認可の満了まで、その施設の変更の記録の保管期限を遵守できなかった。</u>

軽微ではないとする理由	記録の損傷が激しく（例えば、判読不能）、当該記録の再構築できなかった場合。
軽微とする場合	妥当な方法でその記録を再構築できた場合。

2. 事業者の管理上の要件/制限に関する事項

事例 a	定例試験結果のレビューを行った際、事業者は加圧器逃がし弁 (PORV) の窒素ガスアキュムレータ漏えい率の測定時に計算ミスがあったことを発見した。正しく計算したところ、実際の逆止弁の漏えい率は、事業者の定例試験手順書に記載されている定例試験漏えい率の許容基準を超えていた（ただし、これは保安規定の定例試験要求ではない）。定例試験は1週間前に完了し、システムは供用中である。許容漏えい率はアキュムレータのサイズに関する設計条件を下回っており、確認された漏えいでは、事故解析時に設定された要求ストローク数の動作は可能であると判断された。
パフォーマンス劣化	保安規定の定例試験時の許容逆止弁漏えい率を超えた状態であり、当該システムが供用された。
軽微である理由	超えていたのは管理目標値であり、過去の試験記録によれば、実際の逆止弁漏えい率は十分低く、要求される弁ストローク数を満足するものであった。
軽微でない場合	メンテナンスの記録により、過去の逆止弁漏えい率がかなり高く、必要とされる弁ストローク数を達成する能力に疑問を投げかける場合、又は、保安規定の制限値を超えていた場合。
事例 b	燃料取替停止時は、事業者は18か月ごとに行うべき充填ポンプ full flow test（全量流量試験）を実施した。その際の振動値は0.823センチメートル/秒であり、試験手順書の警報値0.813センチメートル/秒を超えていた。手順書は警報値を超えた場合は、試験頻度を9か月ごとに増やすよう要求している。しかしながら、事業者は試験結果が警報値を超えていることの認識を持たず、試験頻度は増やされなかった。その後の試験ではそれ以上の振動値の悪化はなかった。規程による振動測定の許容基準は0.826センチメートル/秒であった。
パフォーマンス劣化	規制の要求基準又は事業者の手順書では、試験手順には設計図書で定められた許容制限値を取り込むよう要求している。測定された振動データは試験手順書の警報レベルを超えており、又追加の試験が実施されなかった。
軽微である理由	この制限値は事業者の管理上の制限値である。規程の制限値を超えたわけではなく、その後のポンプの振動の悪化もなかった。
軽微でない場合	その後の振動試験で、対応が必要な範囲まで悪化していた場合、同じ問題が試験したいくつかのポンプにも発生した場合、あるいは問題が繰り返された場合。
事例 c	事業者は、異常事象の宣言において行うべき地方自治体への1時間ごとの状況報告を怠った。

<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>規制要求では、事業者は緊急時計画に従うことを要求しており、また、その計画には事業者は緊急事態等の宣言時は1時間ごとに地方自治体へ状況報告することを定められている。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>この1時間ごとの状況報告は規制要求ではなく、公衆の健康と安全に対する影響はなく、緊急時における地方自治体の対処機能を大いに低下させた訳でもない。</u>
<u>軽微でない場合</u>	<u>要求されている初期通報に失敗した場合、緊急時計画を実行する中で重大なコミュニケーション機能の停止があった場合、又は緊急時に対応する地方自治体の能力に影響を与えるような失敗があった場合。</u>
事例 d	<u>発泡シリコン製のペネトレーション・シール検査中、検査官は、補修したシール発泡体のはみ出し量（3/8インチ）がシールの補修手順書の規定量（1/2インチ）を下回っていることに気付いた。しかしながら、メーカーの指示書では1/4インチ以上でよいとしていた。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>シールの補修が事業者の手順書どおりに行われなかった。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>事業者管理要件の違反である。メーカーの指示書の制限を満足しており、規制要件に違反していない。</u>
<u>軽微でない場合</u>	<u>事業者の手順書とメーカーの指示書の両方に違反し、シールの機能達成能力に影響を与える状態だった場合。</u>
事例 e	<u>事業者の手順書では、9月30日から4月30日まで、ディーゼル消火ポンプ室のヒート・トレーシングを通电することが求められていた。12月にヒート・トレーシングが通电されていないことに検査官が気付いた。室温は蒸気ボイラーにより20℃に維持されていた（最低動作温度10℃）。制御室で室温を監視しており、室温低下の警報が出たら運転員がヒート・トレーシングを確認することが、警報対応手順書で指示されていた。検査官は、室温が9月30日以降10℃を下回らなかったことを確認した。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>事業者の手順書要件を満足していなかった。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>与えられた状況で安全上の影響がない手順書要件の不履行である。温度は最低動作温度を下回らなかった。</u>
<u>軽微でない場合</u>	<u>警報装置が使用不能だった場合、又は室温が10℃を下回った。</u>
事例 f	<u>運転手順書では、運転モード変更時には当直長が発電所長に事前連絡することを求めている。当直長のミスで、事前連絡なしで運転モードを変更した。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>事業者は、該当する場合は保安規定により手順書に従うことが求められている。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>安全設備への影響がなく、安全上の影響もない軽微な手順ミスである。この事前連絡以外には運転モード変更に関する全ての要件が満たされていた。</u>

軽微でない場合	必要な設備の全てが運転可能ではないのにモード変更が行われた場合。
事例 g	事業者は、総実効線量等量5 rem/年を守ることが求められている。ある事業者は、手順書で2 rem/年の管理制限値を設定し、これを超過する場合は放射線防護マネージャ又は所長の承認を必要とした。このプログラムに反して、ある技術者が放射線安全担当者の承認なしに2.7rem/年の放射線を被ばくした。この技術者、監督者及び職員が、被ばく線量が管理制限値を超えていたことに気付かなかったことが原因だった。
パフォーマンス劣化	事業者は、認可条件により手順書に従うことが求められている。
軽微である理由	超えたのは事業者の管理制限値だった。作業員の線量は法令の制限値の範囲内だった。
軽微でない場合	ALARA プログラムの維持及び実施が守られていないことを示す発電所の放射線防護手順書の不履行例が複数発見された場合。
事例 h	【核燃料施設】 臨界安全管理に関する検査において、臨界安全管理に係る措置が、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること（以下「二重偶発性の原則」という。）の要求事項を満足していないことを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者は、施設の更新時に、二重偶発性の原則の遵守等の臨界安全管理に係る措置を講じることとの規制要求に対し、その確実性の確認していなかった。
軽微ではないとする理由	関係資料等から当該状態は、臨界が発生するおそれがあると判断された。
軽微とする場合	当該状態は、事業者の検討記録は確認できなかったものの、他の資料により二重偶発性の原則は遵守されていると判断できた場合。
事例 i	【核燃料施設】 事業者は、臨界安全管理に係る安全評価の外部監査における結果に対し、監査機関が特定した調査結果について、是正措置プログラムへの登録を怠った。
パフォーマンス劣化	事業者は、社内規定に反して、外部監査の調査結果を是正措置プログラムに登録しなかった。事業者は、許認可申請書（事業許可申請書、保安規定等）において、不適合管理に係る対応については、当該社内規定を適用していた。
軽微ではないとする理由	事業者は、外部監査によって特定された調査結果について、是正すべき是正措置を講じなかった、又は不遵守であった場合。
軽微とする場合	外部監査によって特定された調査結果は、事業者の臨界安全管理に係る安全評価上の改善又は表現上の変更に過ぎず、臨界安全管理に係る安全評価の結果に影響を及ぼすものでなかった場合。
事例 j	【核燃料施設】 検査官は、臨界安全管理に係る検査において、許認可申請書に

	<p>記載された臨界安全に係る評価条件と異なる条件による評価が行われていることを確認した。検査官は、臨界安全管理に係る安全評価に用いられた条件について確認したところ、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであって、当該評価に用いた条件を許認可申請書の適用範囲内と判断した。</p> <p>(注) 我が国では、設工認の審査において、許可との整合性を確認しており、我が国の許認可体系において、同様の事象が発生するとは考え難い。</p>	
パフォーマンス劣化	許認可申請書と異なる条件による臨界安全管理に係る安全評価の実施。	
軽微ではないとする理由	臨界安全管理に係る安全評価の条件が保守的でなかった又は妥当性確認の適用可能範囲 (AOA) 外であった、又は、許認可で見込んでいた安全裕度の著しい低下を引き起こした。	
軽微とする場合	臨界安全管理に係る安全評価の条件は、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであり、当該評価に用いた条件が許認可申請書の適用範囲内であった場合。	
事例 k	<p>【核燃料施設】検査官は、臨界安全管理に係る安全評価を実施した担当者の一部に事業者が定める臨界安全管理に係る安全評価に係る適性確認プログラムを修了していない等、適切な力量を有するかどうかを確認できていない事例を確認した。なお、事業者は、本件に係る適性確認の完了に向けて是正措置を開始していた。</p>	
パフォーマンス劣化	許認可申請の要件に従って、臨界安全管理に係る安全評価に係る担当者の力量管理が不適切であったこと。	
軽微ではないとする理由	検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価に過誤があり、事業許認可で見込んでいる評価上の不確かさ内にある等、評価結果が許認可の確認範囲内にあることを合理的に示すことができず、評価結果が適切でないと判断した。	
軽微とする場合	検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価結果について、安全上の懸念が特定されなかった場合。	
事例 l	<p>【核燃料施設】加工施設のある工程において、事業者が核的制限値の一つである減速度に影響する作業管理の確認を怠っていたことを確認した。この核的制限値 (この場合、減速度) の遵守に関しては、上流の工程における確認においては減速度の制限値からの逸脱は確認されなかった。事業者は、この上流の工程における減速度の確認をもって、下流に位置する工程の核的制限値の確認となっていた。</p>	
パフォーマンス劣化	ある工程において、核的制限値 (本件においては減速度) に影響を及ぼす作業管理の確認を怠った。	
軽微ではないとする理由	ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値からの逸脱が確認された又は、上流の工程における核的制限値の確認及びその他の臨界管	

	<p>理上の措置等が、二重偶発性の原則を遵守する上で不十分であった。</p>
軽微とする場合	<p>ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値内にあり、また、二重偶発性の原則が遵守されていた場合。</p>
事例 m	<p>【核燃料施設】事業者は、核的制限値に係る減速度の遵守が求められる区域において、その旨を掲示しなかった。事業許可申請書において、当該区域への減速材（大気中の水分等）の侵入防止を、臨界防止に係る基本設計としている。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、当該工程への減速材（大気中の水分等）の侵入防止のために、許認可申請に基づく適切な臨界防止措置及び禁止事項を掲示することを怠った。</p>
軽微ではないとする理由	<p>当該区域で減速材が確認された又は、掲示の欠陥に起因して減速材（大気中の水分等）が持ち込まれた又は、二重偶発性の原則が遵守されなかった。</p>
軽微とする場合	<p>掲示を行わない行為は、単発的な異常事態であり（例えば、標識が不注意で取り外された又は落下した）、掲示が欠落していた間に、その区域に減速材（大気中の水分等）が実際に導入されることはなかった場合。</p>
事例 n	<p>【核燃料施設】事業者検査の記録を通じて、事業者が施設の改造後に臨界安全に係る形状寸法の確認を怠ったことを確認した。許認可申請書等において、この形状寸法が臨界防止に係る措置となっていた。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、据付時に、許認可申請書等に基づく検査（寸法確認）を怠ったこと</p>
軽微ではないとする理由	<p>事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定される所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）でなかった場合。</p>
軽微とする場合	<p>事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定される所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）であった場合。</p>
事例 o	<p>検査官は、事業者が火災感知／報知設備のソフトウェアを更新したので、特定した事象の追跡調査を行った。事業者は、ソフトウェアの改良を行ったが、事業者の品質保証プログラムに準拠していなかった。この改良に起因して、自動音声プログラムの機能停止が発生したが、認識されていなかった。この機能不良は、その後の火災報知設備の起動時に偶発的に確認された。</p>
パフォーマンス劣化	<p>許認可申請では、事業者の品質保証プログラムに従って、ソフトウェアを改良することを事業者に義務付けている。許認可申請によれば、事業者は、一連の標準業務手順書、社内基準及び方針ガイドラインに従ってその業務を遂行しなければならない。事業者は、事業者のソフトウェア手順書に準拠しない改訂されたプログラミングを実行し、このソフトウェアによって自動音声プログラムが機能不良になった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていた。また、事業者はその故障を認識しておらず、実際の警報起動時に偶発的に発見した。</p>

軽微とする場合	当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていなかった。
事例 p	【核燃料施設】加工施設において、燃料ペレット製造区域に新規の換気ダクトが取り付けられており、当該ダクトが既設の火災用スプリンクラー設備の吹き出し口の多くを遮蔽していることを発見した。遮蔽された火災用スプリンクラー設備は移設されておらず、これによって消防法に準じた設置の基準の不遵守が確認された。
パフォーマンス劣化	許認可申請等では、火災用スプリンクラー設備を消防法の設置基準に従って保守することを遵守しているものの、事業者は、新規の換気ダクトを取り付けた後、当該火災用スプリンクラー設備が、消防法の設置基準に従って所定の区域内に設置されるように変更しなかった。
軽微ではないとする理由	許認可では、消防設備は消防法の設置基準の遵守を義務付けているが、事業者は、当該スプリンクラー設備が消防法の設置基準から逸脱した理由を説明できなかった。
軽微とする場合	許認可申請書等において、換気ダクトの設置が既設の火災用スプリンクラー設備に影響を及ぼすものではないことが説明され、承認されていた場合、又は当該火災用スプリンクラー設備は、安全確保に必要な要求事項として特定されなかった場合。
事例 q	【核燃料施設】検査官は、想定される火災関連シナリオを検証するために想定される事故事象をレビューした。検査官は、事業許可書に記載される、ウラン乾燥装置に用いられるホットオイル熱交換システム、六フッ化ウラン (UF ₆) シリンダーの処理/設置場所に関連する事故シーケンスをレビューしたところ、総合安全解析に記載された事故シーケンスは限られており、オイル火災が港湾区域で貯蔵又は処理される UF ₆ シリンダーに悪影響を及ぼす可能性を考慮していなかった。さらに検査官は、UF ₆ シリンダーの事故シーケンスに係る評価内容をレビューした結果、UF ₆ の放出を、影響が甚大な事象と認識していたことを確認した。
パフォーマンス劣化	原子炉等規制法では、事業許可において想定しうる事故事象を評価すること、起こり得る影響やその対策等の評価を義務付けている。事業者は、ホットオイルシステムからの出火に起因する六フッ化ウランシリンダーの故障リスクの低減に対する安全確保に必要な事項の有無を評価しなかった。
軽微ではないとする理由	安全確保に必要な事項の適用が不可欠な、起こり得る火災関連シナリオが評価に組み込まれていなかった場合。
軽微とする場合	ホットオイルシステムの既存の制御機能を評価した結果、これは UF ₆ シリンダーの故障を引き起こす際に必ず発生する一定規模の火災を防止するものだったと判断できた場合。
事例 r	【核燃料施設】検査官は、改造工事が行われた機器等に対し、臨界安全管理ガイドを用いた検査を実施した結果、二重偶発性の原則の考え方が適用されな

	<u>い機器等が存在していることを確認した。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>事業者は、新規の機器の設置又は処理プロセスに対する二重偶発性の原則の遵守等、臨界安全管理を設計に義務付ける規制要求事項に照らして二重偶発性の原則を確保することを怠った。</u>
<u>軽微ではないとする理由</u>	<u>検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界状態が発生する可能性がある」と判断された。</u>
<u>軽微とする場合</u>	<u>事業者は、臨界を引き起こす際に必ず起こり得るプロセス状態の変化のサブセットのみを記録した。検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界は発生しないと判断された場合。</u>
<u>事例 s</u>	<u>【核燃料施設】外部の監査機関により放射線管理システムプログラムが監査された後、事業者は、監査機関により指摘された不適合事象を是正措置プログラムに登録するのを怠った。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>不適合管理要領に基づき是正措置プログラムに必要な情報を登録しなかった。</u>
<u>軽微ではないとする理由</u>	<u>外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、保安規定に基づき事業者が実施すべき是正措置を講じなかった不遵守であった。</u>
<u>軽微とする場合</u>	<u>外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、事業者の放射線管理システムの改善又は表現上の変更等の軽微な事項であった場合。</u>
<u>事例 t</u>	<u>【核燃料施設】環境モニタリングのため、社内規定に基づき、施設周囲に設置された2箇所の測定地点から大気試料を収集しているが、この分析を2週間怠っていたことが確認された。事業者の社内規定では、大気試料を毎週観測し、解析することとしており、大気試料が入手できない場合でも、他の大気測定地点からデータを入手して、解析を行うことは可能であった。検査官は、他地点の測定結果に基づき、分析を怠っていた期間を通じて、非安全側の傾向又は放射性物質濃度の上昇は検出されなかったことを確認した。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>活動は、社内規定に定める要領で、手順に従って行われなかった。</u>
<u>軽微ではないとする理由</u>	<u>大気観測データが回収不能であった又は、事業者は、分析を怠っていた期間にわたって、排出物放出に起因して環境に放出された線量を計算する（又は予測する）ための十分な裏付けが説明できなかった。</u>
<u>軽微とする場合</u>	<u>事業者は、モニタリング期間にわたって、保安規定に定める放出限度及び公衆に対する線量を遵守できていたことが確認できた場合、排出物放出が前回の報告期間に報告されたものを上回ったことを示す根拠がなかった場合。</u>
<u>事例 u</u>	<u>【核燃料施設】輸送に関する事業者検査の記録の確認を通じて、事業者の過誤によって、輸送容器に誤ったラベルが表示されたことを発見した。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>保安規定において、核物質に係る輸送記録は、3年間分の保持を各事業者に義務付けておりこれが遵守されていなかった。</u>

軽微ではないとする理由	<u>この過誤により、作業員が過剰被ばくする可能性をもたらした。</u>
軽微とする場合	<u>この過誤は保守的なもの又は事務的なものであり、作業員が過剰被ばくする可能性がなかった場合。</u>

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

事例 a	<u>耐震性回復のために、多重の CCWS 2 系統のうち 1 系統のサージタンクの暫定的な改造を実施した。技術者が計算結果のレビューに関する事業者の要求を守らなかったことから第 2 段階のレビューを受けていなかった。その計算に技術的エラーが発見されたが、当該系統が運転不能となるものではなかった。</u>
パフォーマンス劣化	<u>規制要件である設計妥当性の検証に関する設計管理が実施されていなかった。設計変更は元の設計に適用されたものに相応する設計管理の対象となる。</u>
軽微である理由	<u>重大な計算ミスは見られなかった。計算ミスは軽微であり、実施された改造はタンクの耐震性を回復させるものであった。</u>
軽微でない場合	<u>耐震計算上の問題を解決するために、改造の再修正や手直しが必要なほど、計算ミスが重大であった場合。</u>

事例 b	<u>管理された設計図ではプラグ弁となっているところ実際にはボール弁が設置されていた。この図面と実際に弁のタイプが違うことは、事業者による監視により発見された。弁の設計がボール弁に変更になったが、事業者は図面を改定していなかった。</u>
パフォーマンス劣化	<u>設計内容は正確に図面に反映するよう要求されている。</u>
軽微である理由	<u>重大ではない図面の欠陥である。</u>
軽微でない場合	<u>弁の違いによってシステムの運転に悪影響があった場合。</u>

事例 c	<u>ロックされている弁のリストに載っている弁は、プラント図面上でロックされていることを示すことが要求されているが、ロックされている安全関連の弁がプラント図面上でロックされていないことが判明した。</u>
パフォーマンス劣化	<u>手順書に沿った取組がなされていなかった。</u>
軽微である理由	<u>重大な図面食い違いではない。ロックされるべき弁は適切にロックされており、正しい弁位置にある。</u>
軽微でない場合	<u>所定の弁位置にはあるがロックされていない弁が 2 弁以上あった場合。</u>

事例 d	<u>安全関連コンクリート壁の建設中、事業者の品質管理検査員が、埋込金物が 6 度ずれていることを発見した。仕様は±3度を要求している。事業者は、作業員が必要な水準器を使用しなかったことを発見した。理由は不明であるが、是正処置を講ずることなく状態報告書がクローズされた。その後、同じ作業員が</u>
------	---

	他の3個の埋込金物を誤った角度で設置した。これらは全て、その場で廃棄処分とした。
パフォーマンス劣化	品質に悪影響を与える状態が是正されず、繰り返されたこと。
軽微である理由	安全上影響のない是正処置の実行ミスを示している。仕様外の埋込金物はその場で廃棄されたため、直接安全上の影響はなかった。
軽微でない場合	安全関連の固定器具が仕様外の埋込金物に取り付けられ使用された場合。
事例 e	事業者の防護フェンスは3.8メートルの高さが必要である。検査官は一部の区間でフェンスの高さが3.76メートルしかないことを発見した。
パフォーマンス劣化	認可条件で遵守が求められている物理的セキュリティ計画で、防護フェンスの高さは3.8メートル必要と規定している。
軽微である理由	大きな寸法の違いでない。
軽微でない場合	フェンスがかなり低かった場合（例、3.3メートル）
事例 f	認可条件では燃料取替用水貯蔵タンク容量を950,000リットルとしている。実際の容量は948,000リットルである。
パフォーマンス劣化	施設が許可条件に矛盾していた。
軽微である理由	大きな寸法の違いでない。
軽微でない場合	事故解析でサクシオン位置より上の使用可能容量を950,000リットルと想定しており、事故解析要件を満足することを確認するため実際の容量で事故解析の計算をやり直す必要があった場合。
事例 g	事業者は、復水貯蔵タンクの温度の事故解析入力値に非保守的な値を採用した。採用された値は48℃で、実際の温度は49℃まで上昇する可能性があった。このミスにより、事故状況下で安全注入ポンプの有効吸入水頭が若干低くなった。この低下は裕度の数パーセントに過ぎなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計に適用されるものと同程度の設計管理措置を適用しなければならない。
軽微である理由	重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
軽微でない場合	このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生ずる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合。

事例 h	代替制御パネルからプラントの安全停止をサポートする分析で、事業者は運転員が必要とされる操作を 10 分で完了すると想定したが、実際には、所要操作の完了に 11 分を要することがあった。これらの操作の完了までに最大 30 分が認められていたため、事業者の分析結果に影響はなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計と同等の設計管理措置を適用しなければならない。
軽微である理由	重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題はなかった。
軽微でない場合	このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生じる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合
注：上述の事例「g」及び「h」は、設備が動作不能であることが軽微ではない事象となることの前提条件にはならないということを意図している。	

4. 重大ではない手順誤り

事例 a	安全関連のプラント・サービス水系ストレーナの間立てた足場について、系統の配管の間にきつく押し込んで組み立てていた。事業者の手順書では安全関連の機器の近傍に設置する足場についてはエンジニアリング評価を行うことを要求している。足場の耐震性への影響を判断するためのエンジニアリング評価は行われていなかった。後のエンジニアリング評価により安全上の問題がないことが確認された。
パフォーマンス劣化	規制の要求基準では、品質に影響を与える活動は手順に従って行われることが求められている。
軽微である理由	安全への影響がない手順上の誤りである。
軽微でない場合	事業者が日常的に同様な事案に対してエンジニアリング評価を行っていなかった場合、又はその後の評価で安全関連機器に悪影響を及ぼすことが判明した場合。
事例 b	原子炉保護系の作業中、運転員が誤ってバイパス・スイッチを操作し、1チャンネルがトリップ状態になった。運転員は手順書に従って正しいスイッチを操作したことを確認するための自己チェックを適切に行わなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定では、手順書に従って作業を進めるように求めている。
軽微である理由	手順上のミスで、安全に影響がなかった。
軽微でない場合	原子炉トリップ等、その他の過渡事象を招いた場合
事例 c	試験中、弁のモータオペレータを試験配線して動作電流を測定した。弁は問題なくサイクル動作を完了し、記録されたデータは許容範囲内であることを確認し、通常のサービスに復帰した。ところが、測定に際し、手順書で定め

	る 0-10A の電流計ではなく 0-100A の電流計を使用していた。所定の電流計を使った再試験で、電流値に問題はなかった。
パフォーマンス劣化	試験手順書が守られなかった。
軽微である理由	安全設備に影響のない手順上のミスだった。ミスによって実際に機器に問題を招くことはなかった。
軽微でない場合	再試験で、データが実際に許容レンジ外であることが判明した場合。
事例 d	安全注入ポンプ室の照明レビューの際、検査官は、照度が運転員の活動のための許可条件の設計レベルに達していないことを発見した。事業者は、この状態に気付いていたことを検査官に伝えた。しかしながら、照度を高めるための是正処置は優先度が低く、最初の発見から 2 年たったが実施していなかった。運転員とのインタビューで、ポンプ室では懐中電灯を使わないとサーベイランス又は緊急時ドリルが難しいという者もあった。
パフォーマンス劣化	事業者は、品質に悪影響を与える状態に対する速やかな是正処置を怠った。
軽微である理由	安全上影響のない是正措置の不履行である。運転員は手順書で懐中電灯の携帯が規定されており、規定レベルを下回る照明に起因する操作ミスがないことから明らかのように、このような照明状態の中で問題なく操作を行っていた。
軽微でない場合	照明の劣化状態が運転ミスに寄与した、または運転員の業務遂行能力に著しい影響を与えることが判明した場合。
事例 e	検査官が、銘板のない弁を発見した。これは、全ての機器にラベルを付けるように定めたプラント手順書の違反となる。運転員との話し合いで、この状態が数年続いていたことが判明した。しかし、運転員は通常プラント図面を参照しており、弁の操作が日常的に行われても、銘板の欠落が安全上影響を与えることはなかった。
パフォーマンス劣化	プラント手順書で全ての機器にラベルを付けることが求められていた。
軽微である理由	安全上影響のない手順書要件違反である。運転員は図面を使用しており、弁の位置の特定に問題はなかった。
軽微でない場合	銘板の欠落で弁の操作ミスが発生した場合。
事例 f	ディーゼル発電機デイトクの溶接接続部で少量の漏えいが発生し、燃料がディーゼル発電機室の床面にゆっくりと滴下した。保守作業員は漏えいを一時的に止めるためシール剤を使用し、最終的な補修を行うよう作業指示書に明記し、この補修は次回停止時に計画された。その後、シールが機能せず、再び漏えいが発生し、安全関連のソレノイドが燃料に浸る事態が発生した。事業者は仮補修で誤ったシール剤を使用したことに気付いた。

<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>品質に悪影響を与える状態を適切に是正しなかった。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>ディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えることがなかったため安全上影響のない是正処置の不履行である。</u>
<u>軽微でない場合</u>	<u>ソレノイドの損傷がディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えた、又は火災の危険を招いた場合。</u>
事例 g	<u>ある安全関連の弁のリーチ・ロッドが固着して使用できなくなったが、一段階低い位置で手動操作していた。この状態は2年間放置され、運転員から不満があったにもかかわらず修理していなかった。検査官は、この対応策による運転員の対応時間は約1分を要し、弁の手動操作は非定常状態の手順書で規定されていることに気付いた。非定常状態の事象中も、この弁はアクセス可能だった。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>事業者は、品質に悪影響を与える状態の特定と保安規定の要求に従う是正を怠った。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>安全上ほとんど影響のない是正処置の不履行である。弁は操作可能で、所要時間は回復作業に影響するものではなかった。</u>
<u>軽微でない場合</u>	<u>弁へのアクセスが周辺条件（熱、放射線、酸素）で制限される状況があった場合。</u>
事例 h	<u>検査官は、補助給水ポンプ室に、前の週に解体した3メートルの足場用木材が3本放置されていることを発見した。事業者は、火災防護計画で求められる可燃物仮置きを承認する工学的評価を実施していなかった。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>これらの一時的な可燃物は火災ハザード解析に反映されておらず、事業者は必要な工学的評価を実施しなかった。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>安全上の影響がほとんど又は全くない火災防護計画要件の履行違反である。これらの一時的な可燃物は安全上重要な設備に影響を及ぼさず、許認可ベースの要件に抵触しなかった。事業者は、火災ハザード解析の制限値を遥かに下回っていることを示すことができた。</u>
<u>軽微でない場合</u>	<u>火災の負荷が火災ハザード解析の制限値を逸脱した場合、これらの可燃物を含む信頼できる火災シナリオで安全上重要な設備が影響を受ける場合、これらの可燃物が許認可ベースの許容範囲ではない場合、又は冗長トレイン分離のため可燃物を用いない区域にあった場合。</u>
事例 i	<u>【核燃料施設】焼結炉を起動したところ、可燃性ガスが流入する状態になったことから、運転員は当該ガスを掃気する系統を起動したが、連続する2つの弁が開いた途端に、閉止した。運転員は、これらの弁が、前回の保守の際の復旧作業が十分でなかったことに気付いた。運転手順書において機器の復帰の確認が記載されていない場合には、系統を復帰する際の確認を義務付けている。</u>

<p>パフォーマンス劣化</p>	<p>事業者は、保安規定で義務付けられている手順書に従って作業を遂行するのを怠った。手順書においては、運転手順で機器の復帰が扱われていない場合には、<u>システムを復帰する際での確認を義務付けている。</u></p>
<p>軽微ではないとする理由</p>	<p>当該システムの状態は、<u>原子力安全又は放射線安全への影響を与える状態であった。又は、作業を中断するような状況があった場合が挙げられる。</u></p>
<p>軽微とする場合</p>	<p>当該システムの状態は、<u>原子力安全又は放射線安全への影響を与えない状態であり、その状態が進展する可能性はなかった場合。</u></p>
<p>事例 j</p>	<p>【核燃料施設】検査官は、事業者がウラン転換に係る処理システムの運転前に、当該システムの弁／機器のシステム構成を確認する際、旧版の運転手順書が使用されていることを確認した。正確なシステム構成は、<u>運転を行う上で安全確保に必要なものであり、事業者の手順書では、最新版であることを確認することを義務付けている。また、事業者は手順書の遵守を保安規定で管理対象としていた。</u></p>
<p>パフォーマンス劣化</p>	<p>事業者は、保安規定に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保の観点から、<u>事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の使用と遵守及び構成管理）の遂行を怠った。</u></p>
<p>軽微ではないとする理由</p>	<p>新旧版の違いが、<u>安全確保に必要な事項及び安全機能に悪影響を及ぼした。</u></p>
<p>軽微とする場合</p>	<p>新旧版の違いが軽微であり、<u>若しくは管理されていた場合、又は、変更によって、安全確保に必要な事項若しくは安全機能に悪影響が及ぶことはなかった場合。</u></p>
<p>事例 k</p>	<p>【核燃料施設】事業者の運転手順書においては、<u>特定された弁はプラントの配管・計装図に示される要領で開閉状態を保持しなければならない。検査官は、運転手順書に記載された特定の弁が、配管・計装図に示された状態で保持されていないことを発見した。事業者は、安全制御機能の運転及び保守に用いられる情報が常に最新であることを確保するように、システム構成を管理することが義務付けられている。システム構成の管理は、事業者の保安規定の中の管理対象として規定されていた。</u></p>
<p>パフォーマンス劣化</p>	<p>事業者は、<u>原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（構成管理）の遂行を怠った。</u></p>
<p>軽微ではないとする理由</p>	<p>弁は、<u>安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与える位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合</u></p>
<p>軽微とする場合</p>	<p><u>重要度の低い図面の食い違いであること、又は弁は安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与えない位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合</u></p>
<p>事例 l</p>	<p>【核燃料施設】検査官は、<u>保安規定に基づく資格要件が必要な運転員が資格更新訓練要件を満たしていなかったことを確認した。訓練及び適性確認は、事業者の保安規定の中で管理対象として規定されていた。</u></p>

<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p>事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、保安規定で義務付けられている管理（訓練及び適性確認）の遂行を怠った。</p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p>安全機能を確保するための能力に影響を及ぼす作業を、当該運転員が誤って行った、又は当該運転員が割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していなかった。</p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p>運転操作は全て、安全かつ制御された方法で行われており、聞き取り調査を行ったところ、当該運転員は、自身に割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していることが分かった場合、又は、この不備は、運営管理又は訓練に関する軽微な記録上の過誤が原因であった場合。</p>
<p><u>事例 m</u></p>	<p>【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、換気用高性能フィルタの差圧が通常の運転域を逸脱していることを発見した。運転手順書では、計測値を1回記録することを運転員に義務付けている。安全上の懸念は、フィルタの貫通（低差圧）又はフィルタの過負荷（高差圧）の検出が行われなかったことであり、検査官は、最近の運転員日誌を確認した結果、当該運転員は、過去2回の当直時に計測値の記録を怠ったものと判断した。手順書の遵守は、事業許可申請の中で管理対象として想定されていた。</p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p>事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。</p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p>高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていた。</p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p>高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていなかった場合。</p>
<p><u>事例 n</u></p>	<p>【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、運転員が化学カラムへの化学物質の充填後に、カラムへの化学物質供給弁を日常的に開状態にしていることを発見した。手順書では、化学物質の充填後に供給弁は閉止することを義務付けている。供給弁の位置確認は、保安規定における管理上の安全確保に必要な事項として規定されており、手順書の遵守は、事業許可の中での管理対象として想定されていた。</p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p>事業者は、原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保に向けて、原子炉等規制法及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。</p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p>弁の開閉状態を適切に確認しなかったために、機器／系統の安全機能に影響を及ぼした。</p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p>弁の開閉状態を適切に確認しなかったが、機器／系統の安全機能が影響を及ぼすことがなかった場合。</p>

<p><u>事例 o</u></p>	<p><u>【核燃料施設】検査官は、外運搬される製品が保管されている倉庫の巡視点検時に、多数の識別タグが紛失し、何枚かは床に落ちており、何枚かは機器から剥がれかけた状態で貼り付いていることを発見した。サイトの運転手順書では、機器のラベル表示を義務付けている。手順書の利用及び遵守は、事業者の許認可申請の中で管理対象として想定されていた。</u></p>		
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（識別管理）の遂行を怠った。</u></p>		
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p><u>識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こした。</u></p>		
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こさなかった場合。</u></p>		
<p><u>事例 p</u></p>	<p><u>【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、校正すべき期日を1日から数日過経過している計測装置が複数あることを発見した。この計測装置は、臨界安全管理に必要な装置として事業許可で指定されていた。</u></p>		
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている保守管理（性能維持）の遂行を怠った。</u></p>		
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p><u>その後に実施された計器の校正結果は、非安全側であった。</u></p>		
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>その後に実施された計測装置の校正結果は、基準を満足していたものであり、計器の調整は必要なかった場合、又は、当該計測装置は、最後に校正されてから使用されていなかった若しくは校正を行うべき管理の対象外であった場合。</u></p>		
<p><u>事例 q</u></p>	<p><u>【核燃料施設】核燃料物質の輸送／貯蔵施設に残った梱包材及びその他の可燃物の管理量（保管量）が社内規定に定める管理値を超えていることが確認された。この施設における防火管理上の規定では、消火用スプリンクラー設備を設置しないことの条件として、可燃物の持込み量を社内規程に示す管理値に制限していた。</u></p>		
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>事業許可基準規則及び保安規定は、事業者には手順書の遵守を義務付けている。事業者は、可燃物の持込み量を社内規程上の管理値に制限する手順書を遵守しなかった。</u></p>		
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p><u>可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた、代替緩和措置が規定されていなかった、又は、火災が発生した場合には核燃料物質に影響が及んでいたと考えられる。</u></p>		
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていなかった、代替緩和措置が規定されていた、又は、火災が発生した場合でも核燃料物質に影響が及ぶことがなかったと考えられる場合。</u></p>		

<p><u>事例 r</u></p>	<p><u>【核燃料施設】検査官は、可燃性の液体が貯蔵されている区域に、消防法上の要求と異なる消火設備が設置されていることを確認した。事業者は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として消火設備を想定している。</u> <u>(※我が国では、危険物施設における「著しく消火困難な製造所等」又は「消火困難な製造所等」の区分に該当（消防法第 10 条、危険物の規制に関する規則第 33 条～35 条関係））</u></p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>事業許可基準規則は、想定する火災に応じた可搬型消火器の十分な能力及び適切な種類の火災剤を義務付けている。事業者は、可燃性液体の貯蔵に用いられる区域に、消防法上の要求と異なる消火設備を設置していなかった。</u></p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p><u>当該区域には、大量の可燃性液体が貯蔵されており、事業許可では、当該区域に複数の火災の事故シーケンスが想定されていた。</u></p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>当該区域に貯蔵される可燃性液体はごく少量であり、事業許可の中で特定された区域には起こり得る火災の事故シーケンスがない場合。</u></p>
<hr/>	
<p><u>事例 s</u></p>	<p><u>【核燃料施設】検査官は、事業者が義務付けられた可搬型消火器の定期点検を行わなかったことを確認した。適用される消防法関係法令の遵守を含む防火プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。(※消防法第 17 条の 3 の 3 関係)</u></p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>事業者は、事業者が事業認可申請書に記載した消防法で義務付けられている可搬型消火器の定期検査を行うのを怠った。適用される消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で、管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。</u></p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p><u>当該消火器は、定期検査で不合格になり、しかも、隣接区域には操作可能な他の消火器が設置されていなかった。</u></p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>定期検査を実施したところ、当該消火器は、操作可能であることが分かった、又は当該消火器は、定期検査で不合格になったが、隣接区域には操作可能な消火器がもう一台設置されていた又は、消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で安全確保に必要な事項として規定されていない場合。</u></p>
<hr/>	
<p><u>事例 t</u></p>	<p><u>【核燃料施設】事業者は、定期的な保守作業を通じて、大量のウランが貯蔵される加工室で行う溶接／切断作業における火気使用作業許可を取得しなかった。火気使用作業許可プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されている。</u></p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられている要領で、溶接／切断作業に対する火気使用作業許可を取得しなかった。</u></p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p><u>火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていなかった。</u></p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>火気使用作業許可は取得されていなかったが、火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていた場合。</u></p>

事例 u	【核燃料施設】事業者は、放射性液体廃棄物モニタを適切に校正しない状態で、液体を環境に放出していた。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類において排出物モニタリング（放射線検出及びモニタリング計装系）の校正試験を義務付けている。事業者は、許認可申請で約束したとおりに手順を遵守しなかった。
軽微ではないとする理由	モニタリングの結果は、事業者の緊急時対応時の重大な意思決定に用いられている又は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていた。
軽微とする場合	モニタリングの結果は、緊急時対応の意思決定に用いられていない又は、環境に放出される放射性核種の量は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていない場合。
事例 v	【核燃料施設】事業者は、廃棄物処理場に放射性廃棄物を輸送するための廃棄物管理票に誤った記載を行った。具体的には、事業者は、ウランの各同位体の放射性核種濃度を誤って列挙した。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類において、廃棄物発生事業所に、全ての放射性廃棄物輸送容器について、その放射性核種濃度を廃棄物管理票に列挙するよう義務付けている。事業者は、ウランの各同位体の放射性核種放射能を正確に列挙しなかった。
軽微ではないとする理由	実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より多かった又は、この過誤は事業者の放射性廃棄物輸送の準備及び承認に関する包括的な問題を伴うものだった。
軽微とする場合	廃棄物管理票におけるこの過誤は軽微であった、若しくは事務的なものであった、又は、実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より少なかった（保守的であった）場合。
事例 w	【核燃料施設】放射性廃棄物輸送容器の輸送に先立って、輸送管理票に署名及び日付を記載しなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類においては、廃棄物発生事業所に、廃棄物管理票に署名及び日付を付記することで、輸送容器を認定することを義務付けている。
軽微ではないとする理由	管理票に記載された情報が全て誤っていた（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示されなかった）。
軽微とする場合	管理票に記載された情報は全て正しい（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示された）もので、当該輸送容器の認定の失念は事務的な過失であった場合
事例 x	【核燃料施設】法令に定める技術上の基準に従って、輸送容器の検査を記録しなかった。
パフォーマンス劣化	事業者の保安規定に基づく手順書類では、輸送容器検査を記録することを事業者に義務付けている。

軽微ではないとする理由	事業者は義務付けられている検査の実施を怠り、これによって、放射性物質の輸送に、適合しない容器が使用される結果になった。
軽微とする場合	事業者は保安規定に基づく手順書類に従って容器の検査を行ったが、検査内容を適切に記録しなかった（記録の過誤は軽微な又は事務的なものであった）場合。
事例 y	【核燃料施設】事業者は、輸送容器が輸送される内容物に適したものであること（容器の物理的状態が保たれていること、ガスケット及び密閉装置が正しく取り付けられていること、容器が手順書に従って充填及び密閉されたこと、減速材又は中性子吸収材の存在及び適切な状態、汚染並びに放射線レベル及び温度が法令に基づく技術上の基準を超えていないこと）の評価を怠った。
パフォーマンス劣化	外運搬規則においては、容器が輸送される内容物に適していることの確認を実施することを義務付けている。
軽微ではないとする理由	当該容器が、評価を行わずにサイトから運び出された。
軽微とする場合	当該容器は施設から運び出されず、その後完了された日常業務の評価で、劣化又は不適合が特定されなかった場合。
事例 z	【核燃料施設】事業者は、固体廃棄物を作成する練り混ぜ用のドラム装置に大量のウランが蓄積しないようにするための、放射性廃棄物の回収効率を確認する試験を実施しなかった。
パフォーマンス劣化	安全機能を有する施設及び関連する操作手順等については、安全機能を有する施設の取付け、試験及び保守を承認された手順に従って行うことを義務付けているにもかかわらず、事業者は、施設管理方針に定められた回収効率の試験が承認された手順に従って行われるようにすることを怠った。
軽微ではないとする理由	その後実施された機能試験の結果、所定の試験目的又は判定基準が達成されていないことが分かった。
軽微とする場合	その後完了した機能試験で、問題は確認されなかった場合。
事例 ア	【核燃料施設】検査官は、安全機能を有する施設の校正記録の評価を通じて、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていないことを発見した。
パフォーマンス劣化	事業者は、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていないかった。
軽微ではないとする理由	その後の測定器は校正により、点検前の状態は、所定の判定基準の範囲外であった、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示した、又は、当該測定器は、最後の校正から使用されていない場合
軽微とする場合	当該計測器は再校正の結果、所定の判定基準内であり、又は、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示さなかった場合

<p><u>事例イ</u></p>	<p><u>【核燃料施設】安全機能を有する施設である真空破壊装置がサーベイランス試験に合格しなかったことが報告され、調査の結果、事業者は施設管理方針の実施又は許認可要件の遂行を怠っていたことが原因であることが特定された。</u></p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>安全機能を有する施設が許認可及び施設管理方針を義務付ける要領でその本来の安全機能を遂行するための動作可能性及び信頼性の確保に向けた施設管理を実施しなかったこと。</u></p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p><u>その故障は施設管理方針の不履行が直接の原因であった、又は、検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）により、安全機能を有する施設の安全機能が機能しないおそれがあった場合。</u></p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）は、安全機能を有する施設の安全機能に影響を及ぼさなかった。</u></p>
<p><u>事例ウ</u></p>	<p><u>【核燃料施設】検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等対処設備及び資機材が設置・運用されており、利用可能な状態に整備されていることを確認するために、重大事故等対処設備及び資機材の保守点検状況を確認した。この結果、ダストモニタ及び電子式線量計3台は、校正されていないことが発覚した。校正ラベルを見ると、ダストモニタが最後に校正されたのは1年以上前であり、電子式線量計については、校正記録がなかったため、最後に行われた校正がいつかを確認できなかった。</u></p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>事業者は、重大事故等対処設備及び資機材の維持管理を怠った。事業規則に基づき、事業者が提出する事業許可申請書（事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書）に記載された対応措置の維持管理及び実行を事業者に義務付けている。また、保安規定は、「認可された要領に従って必要な設備及び資機材の維持管理及び保守管理を実施する」ことを義務付けている。緊急時対応実施手順書では、重大事故等対処設備及び資機材を決められた頻度ごとに校正することを義務付けている。</u></p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p><u>他の校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計又は校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計を備える予備品等が利用可能でなかった、若しくは緊急時対応要員の利用可能な場所になかった、又は実際の緊急時に校正されていないダストサンプラー及び電子式線量計が使用されていた場合。</u></p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計は、事業所のどこでも利用可能であり、緊急時対応要員の利用可能な場所にあり、複数の予備品（空気サンプラー及び線量計）は、入手可能であった場合、又は、校正ラベルの期限が満了した機器は、前回の校正が確認され、確認したところ校正範囲内でありかつ、操作可能であると判断された場合。</u></p>
<p><u>事例エ</u></p>	<p><u>【核燃料施設】検査官は、重大事故等の発生を防ぐために最優先すべき操作等の判断の責任を与えられ、代替要員として緊急時対応組織に割り当てられ</u></p>

	<p>たある対策要員が、保安規定及び運営規程の要件に従って訓練を受けていなかったと判断した。最初に割り当てられた対策要員を含め、当該職位に割り当てられた他の対策要員3人は訓練を受けていた。事業者の保安規定及び運営規程は、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けることを義務付けていた。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、保安規定及び運営規程が義務付ける要領で、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けるようにすることを怠った。保安規定の審査基準においては、重大事故等発生時における施設の保全に係る対応措置の維持及び実行を事業者に義務付けている。また、保安規定において「対策要員に対する教育及び訓練を毎年一回以上定期的に実施すること。」を要求しているが、この対策要員が、最後に訓練を受けたのは、検査日から2年前であった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>緊急時対応組織内で固有の職務を果たす当該対策要員は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けたことがなく、その職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていた場合。</p>
軽微とする場合	<p>緊急時対応組織内でこの職務を割り当てられた他の対策要員3人は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けていた。この職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていなかった場合。</p>
事例オ	<p>【核燃料施設】検査官は、毎年行われる緊急時対応に係る検査を通じて、事業者は前回の隔年で行われる演習で特定された劣化を是正していないことを確認した。検査官は、前回の成果報告書をレビューした上で、事業者の緊急時対応に係る対策要員は、線量評価ソフトウェアの操作に不慣れであると判断した。特定された是正措置には、操作が不十分であると判断された対策要員を外部の研修に派遣することが含まれた。検査官は、操作が不十分であると判断された対策要員の訓練記録をレビューし、当該訓練は不完全であると判断した。当該訓練を含む成果報告書は12か月間にわたって未了扱いであった。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられた要領で、前回の隔年で行われる演習で評価された劣化の是正を怠った。</p>
軽微ではないとする理由	<p>事業者は、評価で確認された重大事故等対処に係る緊急時対応能力の劣化を是正する措置を講じなかった。</p>
軽微とする場合	<p>事業者は劣化を是正していたが成果報告書を適切に反映していなかった、事業者は操作が不十分であると判断された対策要員を（事業者が訓練証明書を提示できる）外部研修に派遣したが、対策要員の訓練記録の更新を怠った、若しくは操作が不十分であると判断された対策要員は線量評価ソフトウェアについて正式な訓練を受けた他の対策要員と交代された、又は事業者は訓練を計画していたが研修の参加機会がなく訓練は完了していなかった場合。</p>
<p>5. リリース前の作業ミス等</p>	
事例 a	<p>改造後のシステム復旧に先立って、事業者は使用済燃料プール冷却系吸水管のリプレースに係る改造工事において、元のシステム設計で要求されていた</p>

	<u>サイフォン・ホールが含まれていなかったことが判明し、その原因は技術者が元の設計の要求に気付かなかったことによるものであった。配管の配置により、サイフォン事象が発生するとプール水位が保安規定で認められた位置よりも低くなるが、燃料が露出する位置には至らない。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>配管設計が作業指示書及び図面に正しく反映されなかった。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>この事案は進行中の作業であった。作業エラーはシステム復旧前の改造処理の期間中に把握され是正された。</u>
<u>軽微でない場合</u>	<u>サイフォン・ホールを設置しないまま、又はサイフォン・ホールに対する要求を除外した評価を完了しないままシステムを運用に戻した場合</u>
<u>事例 b</u>	<u>変更工事中、事業者は据付手順書に従わず、逆止弁を逆向きに据え付けた。品質管理ではこのミスが発見されなかった。系統復帰に先立つ変更後試験で、事業者はこの問題を発見した。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>事業者は実際のコンフィギュレーションに沿って設計を正しく解釈しなかった。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>進行中の作業で、安全上の影響はない。</u>
<u>軽微でない場合</u>	<u>系統を供用に復帰した場合。</u>
<u>事例 c</u>	<u>仕様に一致しないソレノイドが納品検査でスクリーニングされ、倉庫に保管されていた。その弁が据付用に持ち出され、電気作業員が間違ったタイプであることに気付いた。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>事業者は誤って不適合部品を使用しないよう管理することになっているが、不適切な部品が設置される可能性があった。</u>
<u>軽微である理由</u>	<u>進行中の作業で、悪影響は一切なかった。</u>
<u>軽微でない場合</u>	<u>弁を取り付け、系統を供用に復帰した場合。</u>
<u>事例 d</u>	<u>事業者は、保守後に、義務付けられている保全後の試験を行わずに臨界警報システムを供用状態に戻した。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>事業者は、臨界事故を検知できるモニタリングシステムの保守に係る要求事項を遵守しなかった。保守作業は手順書に従って行われなかった。</u>
<u>軽微ではないとする理由</u>	<u>事業者が義務付けられている保全後試験を実施したところ、警報システムが故障していた。</u>
<u>軽微とする場合</u>	<u>事業者は、その後、義務付けられている保全後試験を実施し、欠陥は特定されなかった場合。</u>
<u>事例 e</u>	<u>【核燃料施設】事業者は、核燃料輸送物の発送前の点検において、輸送容器に、社内規定に定める開封防止検知シールを適切な場所に取り付けなかった。</u>
<u>パフォーマンス劣化</u>	<u>社内規定において、輸送容器の開封防止検知シールを適切な場所に取り付けることを義務付けているがこれが実施されなかった。</u>

軽微ではないとする理由	当該容器は施設から運び出されなかったが、容器が開封されていたことが確認された、又は当該容器は、開封された事実が不明なまま施設から運び出された。
軽微とする場合	当該容器は施設から運び出されず、容器が開封された事実はないことが確認された場合。

6. 放射線障害に対する防護

一般スクリーニング基準：規制の枠組みでは、一連の放射線防護バリア及び防護措置（例：訓練、手順書、ALARA 計画書、放射線サーベイ、作業員のブリーフィング、区域の掲示、モニタリング要件など）の組合せにより、従業員及び公衆の健康と安全の適切な防護を提供している。一つの放射線防護バリアを実施する際に軽微なパフォーマンスの劣化があっても、健康と安全の防護の全体的な妥当性の低下は、一般にごくわずかである。しかしながら、複数のバリアのパフォーマンスの劣化、又は一つの重大なバリアの喪失が起きた場合は、軽微でないパフォーマンスの劣化として分類される。これらは、個別の状況及びパフォーマンス劣化の重要度に関する検査官の評価に基づいて判断する。

事例 a	事業者は適切に放射線サーベイを行っていたが、そのサーベイが文書化されていなかった。
パフォーマンス劣化	放射線サーベイが、放射線障害防護に関する手順書で要求されているところの文書化が行われていなかった。
軽微である理由	放射線サーベイは確かに実施されており、適切な放射線管理は構築されていた。
軽微でない場合	サーベイ記録の欠如により、放射線管理が成立しない状況（管理者又は放射線障害防護専門家が放射線に係る状況を把握せず）になった場合、又は深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況になった場合。

事例 b	放射線検出装置（例えば、可搬型装置又は固定式エリアモニタ）の使用前に、サイト手順書で求められている適切な較正又は応答検査を実施しなかった。
パフォーマンス劣化	放射線検出装置の使用前に、適切な較正又は応答検査を実施しなかった。
軽微である理由	再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内にあった、測定値が保守的だった（即ち、過剰応答）、もしくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成された。
軽微でない場合	再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内になかった、測定値が保守的でなかった、若しくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成されなかった場合。

<p><u>事例 c</u></p>	<p>放射線管理技術者が、十分な資格がない業務範囲を提供又は作業を実施した（例えば、必要な作業資格認定が完了していなかった、又は放射線管理技術者の経験が十分でなかった）。</p>		
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p>事業者が、保安規定に基づく要求を満足する資格及び訓練経験を有する放射線管理技術者を使用していなかった。</p>		
<p><u>軽微である理由</u></p>	<p>放射線管理技術者は放射線管理基礎訓練を完了しており、特に誤りは犯さなかった、若しくは誤りはあったが軽微だった、又は放射線管理技術者が実施した作業（例えば、放射線サーベイ及びモニタリング）は、合理的レベルの放射線防護及びモニタリングだった。</p>		
<p><u>軽微でない場合</u></p>	<p>放射線管理技術者が、放射線リスクの高い作業で放射線サーベイ及びモニタリングを行う際に、1つ以上の重大な誤りを犯した場合、又は放射線管理技術者が実施した作業が合理的レベルの放射線防護及びモニタリングでなかった場合。</p>		
<p><u>事例 d</u></p>	<p>高放射線区域（HRA）に不適切な立入りがあった（即ち、保安規定及び発電所手順書に従っていなかった）。</p>		
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p>事業者の職員が、HRA 内への立入り及び HRA 内での作業に関して、規定された放射線バリア及び放射線防護措置を遵守しなかった。注：HRA への立入りに関するパフォーマンスの劣化の他の例は、原子力規制庁が放射線の状況の重大性に基づき評価する。</p>		
<p><u>軽微である理由</u></p>	<p>その職員は、HRA への立入りを許可されており（例えば、放射線防護職員又は放射線作業許可により認められている）、当該区域の放射線の状況を認識していた（例えば、放射線サーベイ結果に関する作業前説明を受けた、又はレビューした）が、誤った放射線作業許可（RWP）に記名していた。作業では正しい RWP の手順を遵守した。</p>		
<p><u>軽微でない場合</u></p>	<p>その職員は、HRA への立入りを許可されていなかった、HRA への立入りを許可されているが放射線の状況を認識していなかった（例えば、放射線サーベイについて説明を受けなかった、又はレビューしなかった）、HRA への立入りを許可されており放射線の状況を認識しており、放射線に関する具体的な指示を受けていたが、許可されていない行動を採ったため放射線の状況が大きく変わった、電子線量計（ED）のアラームが出た後、事業者の放射線防護計画書／手順書に記載されている所定の手順（例えば、作業の中止、区域からの退去及び放射線管理技術者への連絡）を行うことなく HRA 内で作業を続けた、又は物理的管理を無視した（例えば、施錠した高放射線区域を囲むバリアをバイパスした、又は較正用線源のインターロックをバイパスした）場合。</p>		
<p><u>事例 e</u></p>	<p>事業者は、放射線又は大気汚染調査（例えば、大気試料採取）を適切に行ったが、この調査は記録されなかった。</p>		
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p>放射線防護プログラムの記録保持を各事業者に義務付ける規制要件を達成しておらず、サイトの手順書又は許認可申請に準ずる活動が実施されなかった。</p>		

軽微ではないとする理由	実地調査記録の欠如は、放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こし、この状況に起因して、規制要件の限度値を超える計画外の又は被ばくが個人に発生した。
軽微とする場合	実地調査は実際に行われ、適切な放射線管理が立証された、又は、実地調査記録の欠如は放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こしたが、この状況に起因して計画外の被ばくが個人に発生することはなかった場合。
事例 f	放射線検知測定器（例えば、可搬型測定器又は定置型エリア放射線モニタ）はサイトの手順書に従って適切に校正されなかった又は、使用前に応答確認が行われなかった。
パフォーマンス劣化	定量的放射線測定に用いられる測定器及び機器の定期的な校正を義務付ける規制要件の達成不履行、又は、サイトの手順書若しくは許認可申請に準ずる活動を怠ったこと。
軽微ではないとする理由	再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲外であった、又は保守的な測定値を提示しなかった。
軽微とする場合	再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲内であった、又は保守的な測定値（即ち、過剰応答）を提示した場合。
事例 g	保健物理技術者は、業務又は職務を遂行するための十分な資格を付与されない（例えば、職務遂行資格は義務付けられた要領で修了されていなかった、又は当該保健物理技術者は経験不足であった）で業務した。
パフォーマンス劣化	サイトの手順書又は、許認可申請に記載される特定の要件に従って認定を行わなかった。
軽微ではないとする理由	当該技術者は、放射線学的にリスクが重大な作業に対する放射線サーベイ及びモニタリングの実行時に1つ又は複数の重大な誤りがあり、これに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生した。
軽微とする場合	当該保健物理技術者は基本的な保健物理学の訓練を修了しており、判断に過ちがなかった又は軽微な判断ミスであり、その過ちに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生することはなかった場合。
事例 h	検出可能な認可済み放射性物質を含有する機器等（例えば、工具）の実地調査が不十分だったために、この機器等は施設の放射線管理区域から搬出された。この工具は放射線モニタリングの対象でない放射線管理区域の境界外の区域で発見された。「汚染された」機器等は所有者管理区域を超えてオフサイトに搬出される可能性があった。
パフォーマンス劣化	サイトの手順書又は許認可申請に従って活動を行わなかったこと。
軽微ではないとする理由	放射線管理区域から搬出され、その後、放射線測定の対象でない区域で発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調

	<p>査の結果、その空間線量率はバックグラウンドと区別できるものであると結論された、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を上回っており、汚染レベルは規制要件に記載される量以下であった。</p>
軽微とする場合	<p>搬出され、その後に発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、当該機器等には空間線量率の放射性物質が含まれるが、この線量率はバックグラウンドと区別ができないもので、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を下回ると結論された場合。</p>
事例 i	<p>検査官は、定期的な巡回／検査を通じて、施錠されていない高放射線区域を1箇所発見した。この高線量区域への立入り管理に用いられている方法は、通路の施錠管理だけだったが、実施していなかった。</p>
パフォーマンス劣化	<p>高線量区域に通じる通路の施錠を義務付ける規制要件を満たさなかった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>放射線レベルの測定により、実際に、高線量区域は存在し、遮蔽されていなかったことが判明した。</p>
軽微とする場合	<p>高線量区域の掲示は以前から行われていたが、放射線レベルの測定により、放射線状態は実際には高線量区域ではなかったことが判明した場合。</p>
事例 j	<p>高放射線区域への不適切な立入りが発生した。</p>
パフォーマンス劣化	<p>被ばく線量が ALARA になるようにすることを事業者に義務付ける規制要件を達成しなかった。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。</p>
軽微ではないとする理由	<p>当該個人は高線量区域への立入りを許可されていなかった又は、当該個人は立入りを許可されていたが、放射線状態を認識していなかった（例えば、状況説明を受けていなかった又は放射線サーベイをレビューしていなかった）又は、当該個人は高線量区域への立入りを許可されており、当該区域の放射線状態を認識し、かつ、固有の放射線に関する指示を受けていたが、放射線状態を著しく変える未許可の行動を行った、又は、当該個人は、電子式線量計（ED）の警報が鳴った後も事業者の放射線防護プログラム／手順書に定める所定の手順上の行動（例えば、作業の中止、区域からの退出及び保健物理部門への連絡）を行わずに高線量区域内で作業を続け、若しくは当該個人は物理的管理機能を見逃した行動（例えば、施錠された高放射線区域周囲の障壁の見逃し又は校正線源のインターロックの見逃し）を行っており、個人が被ばくした線量は放射線作業許可証の限度値をもう少しで超えるところ若しくは超えていた。</p>
軽微とする場合	<p>当該個人は高線量区域への立入りを（例えば、放射線防護員又は放射線作業許可書によって）許可されており、当該区域の放射線状態を（例えば、作業前状況確認又は放射線サーベイの結果のレビューを通じて）認識しており、誤った放射線作業許可証に基づいて立入りしていたものの、正しい放射線作業許可証の指示を遵守していた場合。</p>

<p><u>事例 k</u></p>	<p>作業活動は、放射線作業許可証で扱われる管理地域（又は医療機関）内で進んでいた。検査官は、ある個人が職務固有の放射線作業許可証が義務付ける呼吸保護具を装着していないことに気付いた。事業者は調査の一環として、影響を受けた個人に、事業者のバイオアッセイ手順書に従って、バイオアッセイ試料を提出することを要求した。事業者はこの結果、当該個人は可溶性ウランを大量に吸収したと判断した。</p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p>事業者は許認可条件に準ずる手順書に従わなければならない。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。規制要件では、ウランの吸収量等の成人に対する被ばく線量限度値を規定している。</p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p>放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みが発生した。</p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p>放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みは発生しなかった場合。</p>
<p><u>事例 l</u></p>	<p>検査官はウォークダウンを通じて、炉の保全計画に使用される汚染防止エンクロージャ（箱）の破損を発見した。密封テープが剥落し、これによってエンクロージャ（箱）が開いた状態になり、保全作業中に発生し得る浮遊物質がエンクロージャ（箱）から逃げないようにする閉じ込め機能に影響を及ぼしていた。</p> <p><u>パフォーマンス劣化</u></p> <p>作業は、放射線汚染管理手順及び関連する放射線作業許可証/ALARA の計画パッケージの要件又は関連する作業指示に従って行われなかった。</p> <p><u>軽微ではないとする理由</u></p> <p>作業は中断されず、試料は放射線管理が及ばない他の区域における大気汚染の拡散を示唆した。</p> <p><u>軽微とする場合</u></p> <p>事業者は作業及び放射線サーベイを開始せず、大気試料からは放射線問題が確認されなかった場合。</p>
<p><u>事例 m</u></p>	<p>検査官は、総合安全解析の線量結果計算のレビューを通じて、数学的誤りを 1 件発見した。</p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p>規制要求は、設計基準事故等の公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある事象について、放射性物質又は放射線が加工施設を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止することを要求している。</p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p>この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大が発生した。</p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p>この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大は発生しなかった場合。</p>
<p><u>事例 n</u></p>	<p>検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること、及び工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）によ</p>

	<p>り、事故発生後6日間までに支援を受けられる体制であることについて、その詳細な説明を要求した。その目的は、事業所外部からの支援体制や重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備え、適切な対応を検討できる体制が構築されているかを確認することであった。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定めることが義務付けられているが、協定等の締結を含む協力体制、協力先、協力内容について具体化を怠った、又は協力体制、協力内容等について検討や見直しを締結の内容としている場合にあって、その履行や更新を怠った。</p>
軽微ではないとする理由	<p>事業所外部の支援組織との協定に基づく協力内容について、平時から重大事故等に備えた演習又は訓練を実施することとなっているが、事業者からの聴取や記録確認の結果、これまで演習又は訓練が行われなかったことが判明した。</p>
軽微とする場合	<p>協定書を最新の状態に維持する責任を有する外部の支援組織の連絡窓口に、協定書について聞き取り調査を行ったところ、支援業務を担当する外部の支援組織の連絡窓口は、前回の協定書の中で合意に達した支援及び業務が依然として有効であることを認識していた。演習又は訓練は、保安規定で義務付ける要領で隔年又は毎年行われていた。事業所においては、隔年又は毎年、外部の支援組織に対するサイト視察訪問を行っており、外部の支援組織との演習又は訓練に参加した他、原子力規制委員会が評価する演習にこれまで2回参加していた。(NRCは、演習の検査/隔年、訓練の検査/年)</p>

7. 施設管理

事例 a	<p>保全の有効性の監視に係る規制要求に基づく事業者のサイトにおける保全プログラムの定期評価について検査官がレビューした際、二つの評価が評価期間24か月のところそれぞれ2か月と6か月超過していることを確認した。</p>
パフォーマンス劣化	<p>保全の有効性の監視に係る規制要求に対する違反であり、定期保全評価について、評価間隔が24か月を超過しないよう少なくとも燃料取替サイクルごととする要求間隔を超過した。</p>
軽微である理由	<p>要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼさず、それゆえに保全プログラムの見直しの必要がなかった。</p>
軽微でない場合	<p>要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼし、それゆえに保全プログラムの見直しが必要になりそれが完了していない場合。</p>
事例 b	<p>検査官は、保全の有効性の監視に係る定期的な評価の際、保安規定で求められるEDGの定例試験で、事業者が系統の使用不能時間を含めていないことを発見した。事業者は月に一度EDGの試験を行っているが、その試験中は数分間、EDGは使用不能で所定の安全機能を達成できない。定例試験による使用不能時</p>

	間はトータルの使用不能時間との比較において重要ではなく保全の有効性に係る評価のバランスに影響を及ぼさなかった。
パフォーマンス劣化	事業者は保全の有効性の監視に係る評価を行う際に全ての使用不能状態を検討しなかった。
軽微である理由	全体の使用不能状態から見て、定例試験による使用不能状態の寄与はわずかである。
軽微でない場合	使用不能状態に対する定例試験の寄与が、バランスの決定に影響を与えるほど大きかった場合。
事例 c	検査官は、増強されたオフガス装置の機器のいくつかが保守規則で求められているプログラムのスコープに入っていないことを確認した。これらの機器が故障すると発電所の過渡事象又はスクラムが発生する可能性があるため、スコープに入れることが要求される。これらの機器を適切にスコープに入れていなかったが、事業者は適切な予防保全を実施しており、設備の性能に問題はなかった。
パフォーマンス劣化	増強されたオフガス装置の特定の機器は故障すると発電所のトランジェント又はスクラムを引き起こす可能性があるが、スコープに入れていなかったため、保全の有効性の監視プログラムに係るスコープに違反している。
軽微である理由	設備の性能には問題なかった。この機器がスコープに入っていれば、その系統で実施されている予防保全により、保守規則で求められる性能又は状態（欠落設備の問題）の効果的管理が実証されていたはずである。
軽微でない場合	スコープ外の機器が実際に故障して過渡事象/スクラムの原因となった、又は設備の性能に問題があり、保守規則で求められる適切な予防保全を通した性能若しくは状態の効果的管理が実証できなかった。

8. 原子炉熱出力の制限

事例 a	99.9%定格熱出力で運転中、運転員はあらかじめ計画されていた給水ポンプの切替えを行った。運転員は、予期される0.2%から0.4%の熱出力上昇を考慮して当該切替えに先立ち定格熱出力より0.5%下げることとする手順書の前提条件に従わなかった。第2給水ポンプ起動時点で熱出力が定格を超え100.2%に上昇した。運転員は即座に第1給水ポンプを停止させ、定格熱出力に戻した。本事案を通して、熱出力は原子炉安全解析の条件範囲にとどまっており、また安全上の制限は超えなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の違反であり、運転員は給水ポンプの切替え前の手順書の前提条件を遵守しなかった。なお、熱出力制限の違反は許認可条件に関連するものではあったが、この条件は守られていた。
軽微ではないとする理由	手順書の前提条件を遵守しなかったことにより定格熱出力を超過し、運転認可で禁止されている条件となった。この事案に関して軽微ではないものとする場合の他の要素としては、1) 運転員が、許認可の熱出力制限を超過したことを認識した際に即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させなかった場合、又は、2) 最大熱出力が安全解析の範囲外に到達した場合、が挙げられる。

<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>運転員は前提条件である定格熱出力より 0.5%下げる操作を実施したが、給水ポンプ切替え後、熱出力が 100.1%定格に上昇した場合（これは、運転経験上予期される最大上昇 0.4%よりも 0.2%高いものである。）であって、運転員は熱出力が定格を超えたことを認識した後、即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させた場合。</u></p>
<p><u>事例 b</u></p>	<p><u>数日間にわたる定格熱出力以下での定常状態運転の後、運転員が、1 時間及び 2 時間の平均炉心熱出力表示が両方とも定格熱出力を超える状態でユニットを運転した。運転認可に従って原子炉出力の監視及び制御を行うために、運転員は、コンピュータで計算した時間平均の平均炉心熱出力表示に依存している。この平均炉心熱出力表示は 10 秒ごとに更新され、15 分間、1 時間、2 時間及び 8 時間の移動平均を表示する。事業者の手順書では、運転員に対し、15 分間平均の平均炉心熱出力を調べ、1 時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。同様に、1 時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2 時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。この指針及び認可定格熱出力要求に反して、1 時間平均の平均炉心熱出力表示が定格熱出力を超えた時、運転員が 2 時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行わなかった。</u></p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>15 分間平均、1 時間平均及び 2 時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2 時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力限度内に維持するために必要な平均炉心熱出力の調整を適宜行うという手順書の要求を運転員が遵守しなかった。</u></p>
<p><u>軽微ではないとする理由</u></p>	<p><u>原子炉を定格熱出力以下で運転するという手順書の要求及び認可条件を運転員が遵守しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性があった。</u></p>
<p><u>軽微とする場合</u></p>	<p><u>運転員が、15 分間平均の表示に基づきタイムリーで適切な出力調整を行ったにも関わらず、1 時間平均が定格熱出力をわずかに超えたが、その時に 2 時間平均の平均炉心熱出力が定格熱出力を超えることを防止するため、直ちに適切な調整を実施した場合。</u></p>
<p><u>事例 c</u></p>	<p><u>定格熱出力の 99.5%で 90 分間継続して定常状態で運転した後、2 時間平均の熱出力を定格熱出力の約 100%まで増加するため、運転員が、熱出力を定格熱出力の 101.4%に上げて 30 分間維持する特別の操作を実施した。その後、2 時間平均熱出力 99.98%が確認された。このインシデントを通して、熱出力は原子炉安全解析の想定内であり（即ち、熱出力が未解析の領域に入らず）、安全制限値を超えることはなかった。</u></p>
<p><u>パフォーマンス劣化</u></p>	<p><u>運転員が運転認可で禁じられた状態である定格熱出力超過まで熱出力を上げて維持する特別の操作を行い、認可条件に違反した。熱出力が定格熱出力を超えた時に、運転員は直ちに熱出力を定格熱出力以下に戻さなかった。</u></p>

	<u>軽微ではないとする理由</u>	<u>熱出力を、定格熱出力超過まで増加して維持する運転員の措置及び定格熱出力を超えた時点で直ちに復旧しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性があった。</u>
	<u>軽微とする場合</u>	<u>運転員は、定格熱出力を超えていなかったが、事業者が自ら課した要求又は標準（例えば、熱出力限度を定格熱出力の 99.97%とする運転の良好事例）を超えていた場合。</u>

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド

附属書 1

軽微事例集（発電用原子炉施設）

(GI0008_附属書 1_r0)

**原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課**

本事例集は、我が国の原子力規制検査における軽微事例を取りまとめたものであり、適時、更新していくものとする。

また、原子力検査官が事例を活用するに当たっては、以下に示す注意事項を理解すること。

<注意事項>

- ・過去の事例等を整理することにより取りまとめたもので、あくまで当時の判断における例であり、以後の判断の一助とするための参考資料である。
- ・実際の検査に際しては、個別具体的な事実に基づき、スクリーニングのステップ1及びステップ2で示している観点に照らして適切に判断することが求められる。十分な検証なしに本事例を機械的に適用することは適切ではない。
- ・検査で確認される具体的な事項では、類似事例を検査指摘事項ではないと分類したのもでも実際の内容により結果的に検査指摘事項に当たると判断したり、その逆になったりすることもあり得る。

事例 1	<p>碍子洗浄装置の汚損量が洗浄指令設定値を超えたが、洗浄指令が出力されず自動碍子洗浄が実施されなかった。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、既存設備と同じ設計で発注していたが、メーカーは要求仕様と違った洗浄指令回路で設計しており、また、洗浄指令を出力する補助リレーの施工が不適切であった。事業者は、設計変更していることについて把握しておらず、補助リレーの施工が適切であるかどうか確認できていなかった。</p> <p>保安規定では、設計図書に基づく設計の検証は「受注者から改造工事等に係る設計のアウトプットとして提出される設計図書について、要求事項を満たしていることを確認する。」ことになっていたが、これが適切に実施できていなかった。</p>
軽微である理由	<p>汚損量増加を感知し警報を発する機能は問題なく、手動洗浄で対応できることから、原子力安全に影響はなかった。</p>

事例 2	<p>ガスタービン発電機用燃料油サービスタンク上部のベントラインから油が漏れていることを協力会社作業員が発見した。</p>
パフォーマンス劣化	<p>燃料油サービスタンクの水位計点検において、協力会社は燃料移送ポンプが停止していると思い込み、2台の水位計を同時に点検する作業要領書を作成し点検を実施した。</p> <p>このため、水位低警報で自動起動した移送ポンプが水位高警報で自動停止せず、オーバーフローしてベントラインから漏れた。</p> <p>なお、当該設備は事業者への引き渡し前であり、事業者の所管課は作業要領書の確認を十分に実施していなかった。</p>
軽微である理由	<p>燃料油サービスタンク水位計点検時における同タンクのベントラインからの漏えいであり、ガスタービン発電機の機能・性能には影響がなかった。</p>
事例 3	<p>長期停止プラントにおいて、微少漏洩が確認された消火系配管 21 箇所に対して、応急処置で継続使用する場合に必要となる原子力安全への影響評価を行う特別採用の措置を実施せず、補修用クランプや補修用バンドにより継続使用していた。</p>
パフォーマンス劣化	<p>保安規定（不適合の管理）において、「不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施について承認を行うこと」と規定されているが、当該評価が実施されていなかった。</p>
軽微である理由	<p>漏えいの確認された消火系配管は応急処置により漏えいがないことを定期的に確認し、また、運転員による日々の巡視においても漏えいは確認されていなかったことから、長期停止プラント（新規制基準対応前）においては、原子力安全への影響はなかった。</p> <p>また、応急処置により当該消火系配管を使用継続していることは公設消防に説明し了解を得ていた。以上のように、消火系配管の使用に問題は確認されていなかった。</p>

事例 4	長期停止プラントにおいて、A 制御用空気圧縮機冷却水量制御弁の電磁弁コイルの断線に伴う動作不良により、冷却水流量の調整が出来なくなった。（B 制御用空気圧縮機は点検中）
パフォーマンス劣化	保安規定において、施設管理計画を定めて当該弁についても予防保全として点検を実施しているが、前回点検時にコイルの劣化について交換が必要と評価できなかった。
軽微である理由	長期停止中での主要な負荷である使用済燃料プールへの注水に係る空気作動弁の操作不能を仮定しても、現状の使用済燃料プールの状態では燃料の露出まで数ヶ月を要し、それまでに B 制御用空気圧縮機の点検を終了し供用開始した。
事例 5	非常用ディーゼル発電機始動用空気だめの出入口弁が本来「開・施錠」であるべきところ、「開・未施錠」の状態であった。
パフォーマンス劣化	弁の施錠に関しては、QMS 文書に状態管理についての規定がされており、この基準を満足していない状態であった。
軽微である理由	未施錠であった弁の状態は、いずれも非常用ディーゼル発電機待機時の弁状態であり、非常用ディーゼル発電機の機能への影響はなかった。
事例 6	高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管トレンチ内において、放射性廃棄物でない廃棄物のドラム缶が、同配管に接近して保管されていた。
パフォーマンス劣化	事業者のマニュアルでは、地震の影響により安全上重要な機器と仮置物品が接触するおそれがないことを確認することとなっているが、本評価を実施していなかった。
軽微である理由	地震の影響について評価した結果、配管とドラム缶は接触しないことが確認された。
事例 7	ランドリーシャワードレンろ過器室（1B 区域）内のろ過器ドラム交換機上に、少量の廃活性炭（放射性廃棄物）が残存したドラム缶数本が、蓋のない状態で設置されていた。
パフォーマンス劣化	保安規定（放射性固体廃棄物の管理）において「その他の雑固体廃棄物は、ドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ貯蔵庫に保管する。」こととしているが、廃活性炭をドラム缶の蓋のない状態で長期間設置しており、本要求を満足していなかった。
軽微である理由	内包されていた廃活性炭の放射性物質濃度は低く、管理区域区分 1B を満足していることから、従業員に対する放射線安全への影響はなかった。

事例 8	次回搬出予定の均質固化体廃棄体のデータの確認を行っていたところ、廃棄物管理システムに登録されたスクリーニングレベルの設定値の一部に変更漏れがあったことが判明。
パフォーマンス劣化	廃棄物管理システムへのスクリーニングレベルの設定値の変更管理を確実に実施できるよう規程や教育等で明確にしておくべきところ明確になっておらず、その結果、設定値変更の反映漏れが発生し、搬出済み及び搬出予定の廃棄体についてスケーリングファクタ法の適用条件の再評価が必要となった。
軽微である理由	再評価の結果、スケーリングファクタ法を使用した評価に問題はなく、廃棄体の搬出に影響がなかった。
事例 9	検査官による現場巡視において、放射線区分 3B 区域（保安規定対象の特別措置対象エリア）の入口扉の施錠がされていないことを確認した。
パフォーマンス劣化	特別措置対象エリアにおいて保安規定で定めている施錠等の措置をしていなかったことは、保安規定「管理区域内における特別措置」を満足していない状態であった。
軽微である理由	未施錠が確認されたエリア内の線量当量率を測定した結果、特別措置対象とする基準を超えていないことを確認した。また、高線量区域であることを識別する標識は、以前から掲示されていた。

<参考情報>

米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて軽微事例（IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues）が取りまとめられており、こちらも必要に応じて検査気付き事項のスクリーニングに当たって参考とすることができる。

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/index.html>

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	(制定日)	施行	

重要度評価等の事務手順運用ガイド (新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p data-bbox="439 296 1003 338">重要度評価等の事務手順運用ガイド</p> <p data-bbox="626 432 819 474">(GI0009_r<u>3</u>)</p> <p data-bbox="596 772 848 909">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p data-bbox="647 1104 798 1178">目次 (略)</p>	<p data-bbox="1715 296 2279 338">重要度評価等の事務手順運用ガイド</p> <p data-bbox="1902 432 2095 474">(GI0009_r<u>2</u>)</p> <p data-bbox="1872 772 2125 909">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p data-bbox="1923 1104 2074 1178">目次 (略)</p>	

1 目的

本事務手順ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1）に記載されている事項のうち、以下の項目に係る具体的な事務手順を定めたものである。

- 2.3 検査指摘事項の重要度評価
- 2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）
- 2.7 総合的な評定
- 2.8 総合的な評定の結果の通知及び公表

なお、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づく深刻度評価に係る具体的な事務手順も本ガイドに拠る。

2 重要度評価及び深刻度評価

重要度評価は「GI0009 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」及び深刻度評価は「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に定められている事項のほか、以下の事務手順に沿って実施する。なお、特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に関する検査指摘事項に関しては「担当部門及び検査評価室」を「担当部門」に読み替える。

重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）の会合回数は、毎年四月一日以降の最初の会合を第一回とする通し番号とし、原子力安全、核物質防護の区別を明らかにするものとする。なお、1つの検査指摘事項について2回以上会合を開催する場合は、会合回数は当該検査気付き事項の最初の会合の番号とし、会合名称は末尾に2回目の会合を「(その2)」とする通し番号を付すものとする。

2.1 暫定評価のための SERP の準備、開催及び結果の通知

(1) 準備

a. 担当部門は、暫定的な重要度及び深刻度評価並びに規制措置案を検討するため、様式 2-1 の重要度等評価書の別紙の案を作成する。なお、検査気づき事項の内容によっては、検査指摘事項とならない深刻度評価のみの場合もあり得るが、その場合の様式の記載等は評価結果に応じ、適宜読み替えを行うものとする。

b. 担当部門管理官が、事業者に対して核原料物質、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。以下「法」という。）に基づく保安規定変更命令等の行政処分が必要と判断する場合には、暫定評価のための SERP において規制措置案についての検討も行う。

(2) 開催及び結果の通知

a. 担当部門及び検査評価室は、SERP において様式 2-1 の別紙等に基づき事象、検査指摘事項等の概要並びに重要度及び深刻度の評価結果に関して説明を行う。SERP で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する SERP については、担当部門が行政文書として保存する。

b. 担当部門及び検査評価室は、SERP における重要度及び深刻度の評価結果として、検査指摘事項が「緑」を超える（核燃料施設等においては「追加対応あり」）又は深刻度が「SLIV（通知なし）」を超えると判断された場合には、暫定的な重要度及び深刻度評価の結果並びに当

1 目的

本事務手順ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1）に記載されている事項のうち、以下の項目に係る具体的な事務手順を定めたものである。

- 2.3 検査指摘事項の重要度評価
- 2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）
- 2.7 総合的な評定
- 2.8 総合的な評定の結果の通知及び公表

なお、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づく深刻度評価に係る具体的な事務手順も本ガイドに拠る。

2 重要度評価及び深刻度評価

重要度評価は「GI0009 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」及び深刻度評価は「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に定められている事項のほか、以下の事務手順に沿って実施する。なお、特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に関する検査指摘事項に関しては「担当部門及び検査評価室」を「担当部門」に読み替える。

重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）の会合回数は、毎年四月一日以降の最初の会合を第一回とする通し番号とし、原子力安全、核物質防護の区別を明らかにするものとする。なお、1つの検査指摘事項について2回以上会合を開催する場合は、会合回数は当該検査気付き事項の最初の会合の番号とし、会合名称は末尾に2回目の会合を「(その2)」とする通し番号を付すものとする。

2.1 暫定評価のための SERP の準備、開催及び結果の通知

(1) 準備

a. 担当部門は、暫定的な重要度及び深刻度評価並びに規制措置案を検討するため、様式 2-1 の重要度等評価書の別紙の案を作成する。なお、検査気づき事項の内容によっては、検査指摘事項とならない深刻度評価のみの場合もあり得るが、その場合の様式の記載等は評価結果に応じ、適宜読み替えを行うものとする。

b. 担当部門管理官が、事業者に対して核原料物質、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。以下「法」という。）に基づく保安規定変更命令等の行政処分が必要と判断する場合には、予備会合において規制措置案についての検討も行う。

(2) 開催及び結果の通知

a. 担当部門及び検査評価室は、SERP において様式 2-1 の別紙等に基づき事象、検査指摘事項等の概要並びに重要度及び深刻度の評価結果に関して説明を行う。SERP で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する SERP については、担当部門が行政文書として保存する。

b. 担当部門及び検査評価室は、SERP における重要度及び深刻度の評価結果として、検査指摘事項が「緑」を超える（核燃料施設等においては「追加対応あり」）と判断された場合には、暫定的な重要度及び深刻度評価の結果並びに当該結果を受けた対応区分を原子力規制委員

記載の適正化

運用の明確化（SL IV（通知あり）の対応を明記）

該結果を受けた対応区分を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で、様式2-2に重要度等評価書を添付の上、事業者へ通知する。併せて、以下についても通知する(ただし深刻度に基づく規制措置に関する内容は除く)。

- 通知のあった日の翌日から起算して7日以内に書面により意見聴取会の開催を要求できること
- 意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができること
- 期限までに要求がない場合は、通知のあった日付でこの暫定的な重要度評価が最終的な評価結果となること

2.2 意見聴取会の実施

担当部門管理官は、意見聴取会を公開の場合(核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場合)で実施し、原則としてSERP構成員が出席する。意見聴取会の庶務は、検査評価室が担当する。なお、核物質防護に関する検査指摘事項についての意見聴取会の庶務は、担当部門とする。

書面により意見を提出された場合は、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き、遅滞なく原子力規制委員会のホームページに掲載する。

2.3 意見聴取会後のSERP

(1) 準備

- a. 担当部門及び検査評価室は、SERPの前に、事業者からの意見及び新たな情報に関して評価を行い、重要度等評価書を変更する必要があるか否かについて検討を行う。
- b. 担当部門は、事業者に対して法に基づく保安規定変更命令等の規制措置が必要と判断する場合には、規制措置案を取りまとめ、会合までに法規部門との調整を行うものとする。

(2) 開催及び結果の通知

- a. 担当部門及び検査評価室は、SERPにおいて重要度等評価書の変更部分及び変更理由並びに事業者の意見に対する見解について説明を行う。
- b. 担当部門及び検査評価室は、会合における議論を踏まえ最終的な重要度等評価書(以下「SERP評価書」という。)を作成し、SERP構成員の了解を得る。会合で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する会合については、担当部門が行政文書として保存する。
- c. 担当部門は、SERPの結果について原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で、様式2-3に重要度等評価書を添付の上、事業者へ通知する。併せて、以下についても通知する。
 - 評価結果について不服がある場合は、通知のあった日の翌日から起算して7日以内に、原子力規制委員会に対して申立てを行うことができる
 - 期限までに申立てがない場合は、通知のあった日付で評価結果を確定すること

2.4 申立てのプロセス

(1) 判定会合の準備

担当部門及び検査評価室は、事業者からの申立てがあった場合には、申立てに対する判定会合で審議を行うための決定書案を作成する。

会に報告し、了承を得た上で、様式2-2に重要度等評価書を添付の上、事業者へ通知する。併せて、以下についても通知する。

- 通知のあった日の翌日から起算して7日以内に書面により意見聴取会の開催を要求できること
- 意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができること
- 期限までに要求がない場合は、通知のあった日付でこの暫定的な重要度評価が最終的な評価結果となること

2.2 意見聴取会の実施

担当部門管理官は、意見聴取会を公開の場合(核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場合)で実施し、原則としてSERP構成員が出席する。意見聴取会の庶務は、検査評価室が担当する。なお、核物質防護に関する検査指摘事項についての意見聴取会の庶務は、担当部門とする。

書面により意見を提出された場合は、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き、遅滞なく原子力規制委員会のホームページに掲載する。

2.3 意見聴取会後のSERP

(1) 準備

- a. 担当部門及び検査評価室は、SERPの前に、事業者からの意見及び新たな情報に関して評価を行い、重要度等評価書を変更する必要があるか否かについて検討を行う。
- b. 担当部門は、事業者に対して法に基づく保安規定変更命令等の規制措置が必要と判断する場合には、規制措置案を取りまとめ、会合までに法規部門との調整を行うものとする。

(2) 開催及び結果の通知

- a. 担当部門及び検査評価室は、SERPにおいて重要度等評価書の変更部分及び変更理由並びに事業者の意見に対する見解について説明を行う。
- b. 担当部門及び検査評価室は、会合における議論を踏まえ最終的な重要度等評価書(以下「SERP評価書」という。)を作成し、SERP構成員の了解を得る。会合で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する会合については、担当部門が行政文書として保存する。
- c. 担当部門は、SERPの結果について原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で、SERPによる重要度評価の結果について様式2-3に重要度等評価書を添付の上、事業者へ通知する。併せて、以下についても通知する。
 - 評価結果について不服がある場合は、通知のあった日の翌日から起算して7日以内に、原子力規制委員会に対して申立てを行うことができる
 - 期限までに申立てがない場合は、通知のあった日付で評価結果を確定すること

2.4 申立てのプロセス

(1) 判定会合の準備

担当部門及び検査評価室は、事業者からの申立てがあった場合には、申立てに対する判定会合で審議を行うための決定書案を作成する。

記載の適正化

(2) 判定会合の実施

担当部門及び検査評価室は、判定会合の実施に先立ち、事業者から申立ての内容について直接聴取するための会合を公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で実施する。会合の庶務は、検査評価室が担当する。なお、核物質防護に関する検査指摘事項の場合、会合の庶務を担当部門とする。

(3) 判定会合及び SERP の実施

- a. 担当部門及び検査評価室は、決定書案について説明を行う。判定会合終了後、議論を踏まえて最終的な決定書を作成し SERP 構成員の了解を得る。判定会合で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する判定会合については、担当部門が行政文書として保存する。
- b. 担当部門及び検査評価室は、判定会合の決定に基づき、必要があれば重要度等評価書の修正案を作成する。
- c. 重要度等評価書の修正がある場合には、SERP を開催し、修正案について検討を行うものとする。

(4) 原子力規制委員会における審議

- a. 担当部門及び検査評価室は、決定書及び重要度等評価書（修正がある場合に限る。）を原子力規制委員会に報告し、了承を得る。
- b. 担当部門及び検査評価室は、様式 2 - 4 に決定書及び重要度等評価書（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。

(2) 判定会合の実施

担当部門及び検査評価室は、判定会合の実施に先立ち、事業者から申立ての内容について直接聴取するための会合を公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で実施する。会合の庶務は、検査評価室が担当する。なお、核物質防護に関する検査指摘事項の場合、会合の庶務を担当部門とする。

(3) 判定会合及び SERP の実施

- a. 担当部門及び検査評価室は、決定書案について説明を行う。判定会合終了後、議論を踏まえて最終的な決定書を作成し SERP 構成員の了解を得る。判定会合で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する判定会合については、担当部門が行政文書として保存する。
- b. 担当部門及び検査評価室は、判定会合の決定に基づき、必要があれば重要度等評価書の修正案を作成する。
- c. 重要度等評価書の修正がある場合には、SERP を開催し、修正案について検討を行うものとする。

(4) 原子力規制委員会における審議

- a. 担当部門及び検査評価室は、決定書及び重要度等評価書（修正がある場合に限る。）を原子力規制委員会に報告し、了承を得る。
- b. 担当部門及び検査評価室は、様式 2 - 4 に決定書及び重要度等評価書（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。

様式 2-1 重要度等評価書

原子力規制検査における検査指摘事項に関する重要度の評価結果
(重要度等評価書)

1. 検討経緯

[年号] ○年○月○日、○○において基本検査を実施していたところ○○に関する事象を現地検査官が確認した。当該事象について○月○日に「緑」を超える検査指摘事項であると判断された。そのため、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドに基づき、重要度及び深刻度レベルを評価するため重要度評価・規制措置会合 (SERP) 等を開催した。

2. SERP 及び意見聴取会の開催日程等

(1) 暫定評価のための SERP

- ・日 時：
- ・場 所：
- ・出席者：

(2) 意見聴取会等

- ・日 時：
- ・場 所：

※書面にて意見が提出された場合又は意見陳述の要望がなかった場合は、その旨記載する。

(3) 意見聴取会後の SERP

- ・日 時：
- ・場 所：
- ・出席者：

3. 重要度評価/深刻度レベル

SERP での審議の結果、重要度を「○」/深刻度レベルを「○」と評価する。

4. 重要度評価等の詳細

別紙のとおりである。

様式 2-1 重要度等評価書

原子力規制検査における検査指摘事項に関する重要度の評価結果
(重要度等評価書)

1. 検討経緯

[年号] ○年○月○日、○○において基本検査を実施していたところ○○に関する事象を現地検査官が確認した。当該事象について○月○日に「緑」を超える検査指摘事項であると判断された。そのため、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドに基づき、重要度及び深刻度レベルを評価するため重要度評価・規制措置会合 (SERP) 等を開催した。

2. SERP 及び意見聴取会の開催日程等

(1) 暫定評価のための SERP

- ・日 時：
- ・場 所：
- ・出席者：

(2) 意見聴取会等

- ・日 時：
- ・場 所：

※書面にて意見が提出された場合又は意見陳述の要望がなかった場合は、その旨記載する。

(3) 意見聴取会後の SERP

- ・日 時：
- ・場 所：
- ・出席者：

3. 重要度評価/深刻度レベル

SERP での審議の結果、重要度を「○」/深刻度レベルを「○」と評価する。

4. 重要度評価等の詳細

別紙のとおりである。

<別紙>	
件名	
<u>監視領域(小分類)</u>	
<u>検査運用ガイド</u>	
<u>検査項目</u>	
<u>検査対象</u>	
<u>検査種別</u>	
<u>検査指摘事項等の重要度/深刻度</u>	
<u>検査指摘事項等の概要</u>	
<u>事象の説明</u>	
<u>検査指摘事項の重要度評価等</u>	<u>[パフォーマンス劣化]</u> <u>[スクリーニング]</u> <u>[重要度評価]</u>
<u>規制措置</u>	<u>[深刻度評価]</u>

<別紙>	
件名	
<u>重要度/深刻度レベル</u>	
<u>監視領域</u>	
<u>重要度の評価結果の概要</u>	
<u>検査指摘事項の説明</u>	
<u>重要度評価の判定</u>	<u>[パフォーマンスの劣化]</u> <u>[スクリーニング]</u> <u>[重要度評価]</u> <u>[深刻度評価]</u>

記載の適正化（検査報告書ガイドの書式に合わせる）

様式 2 - 2 暫定評価の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

[年号] 〇年度原子力規制検査における重要度等の暫定評価について

核燃料物資、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 に基づく原子力規制検査において、[年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度等を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。

この暫定評価について意見がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により意見聴取会の開催を要求することができます。なお、意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができます。

なお、期限までに回答がない場合においては、通知のあった日付でこの暫定評価を最終的な評価とします。

様式 2 - 2 暫定評価の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

[年号] 〇年度原子力規制検査における重要度等の暫定評価について

核燃料物資、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 に基づく原子力規制検査において、[年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度等を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。

この暫定評価について意見がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により意見聴取会の開催を要求することができます。なお、意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができます。

なお、期限までに回答がない場合においては、通知のあった日付でこの暫定評価を最終的な評価とします。

様式 2 - 3 最終評価の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

[年号] 〇年度原子力規制検査における重要度等の評価について

核燃料物資、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 に基づく原子力規制検査において、[年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度等を別紙のとおり評価したので結果を通知します。

この評価結果について不服がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により申立てを行うことができます。

様式 2 - 3 最終評価の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

[年号] 〇年度原子力規制検査における重要度等の評価について

核燃料物資、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 に基づく原子力規制検査において、[年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度等を別紙のとおり評価したので結果を通知します。

この評価結果について不服がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により申立てを行うことができます。

様式 2-4 判定結果の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

重要度等に関する申立てに対する決定について

（番号）において通知した [年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度等に関する申立てについて、別紙のとおり決定したので通知します。

様式 2-4 判定結果の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

重要度等に関する申立てに対する決定について

（番号）において通知した [年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度等に関する申立てについて、別紙のとおり決定したので通知します。

3 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）

3.1 対応区分の評価基準

担当部門は、原子力規制検査実施要領の表 6－1 対応区分（実用発電用原子炉施設）又は表 6－2 対応区分（核燃料施設等）に基づき、対応区分を設定する。

3.2 対応区分の変更の時期

(1) 担当部門は、事業者から安全実績指標が提出された日及び検査指摘事項の重要度評価が最終決定した日から、第 2 区分、第 3 区分又は第 4 区分への対応区分変更について検討を行う。

(2) 第 2 区分、第 3 区分又は第 4 区分への変更の時期は以下のとおりとする。

- a. 安全実績指標に関しては、該当する四半期初日から
- b. 検査指摘事項に関しては、締めくり会議で検査指摘事項とした日の属する四半期初日から

(3) 担当部門は、対応区分を第 2 区分、第 3 区分又は第 4 区分に変更した場合は、その要因となった状態の改善状況を追加検査により確認し、改善の効果が確認できた場合は、第 1 区分に変更する。なお、第 1 区分への変更日は、追加検査終了の通知の日までとする。

3.3 評価基準の対象となる期間の考え方

(1) 安全実績指標が評価基準の対象となる期間は当該四半期の初日から終了日までとする。

(2) 重要度評価結果が評価基準の対象となる期間は、締めくり会議で検査指摘事項とした日の属する四半期初日から、追加検査終了の通知の日までとする。

3.4 対応区分変更に関する事業者への通知

(1) 担当部門は、対応区分を第 2 区分、第 3 区分又は第 4 区分に変更する場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式 3－1 のとおり事業者へに通知する。

(2) 担当部門は、追加検査が完了して第 1 区分に変更する場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式 3－2 のとおり事業者へに通知する。

3.5 その他

(1) 安全実績指標の値の分類により評価基準の対象となった事象が検査指摘事項としても評価基準の対象になっている場合は、いずれかの分類の程度の大きいもののみを対象として取り扱う。

(2) 事業者から重要度の最終評価に対する申立てがなされた場合、申立てに対する判定が決定するまで対応区分の設定又は変更は保留される。

(3) 対応区分の設定が困難な事象については、SERP において対応区分を検討する。

3 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）

3.1 対応区分の評価基準

担当部門は、原子力規制検査実施要領の表 6－1 対応区分（実用発電用原子炉施設）又は表 6－2 対応区分（核燃料施設等）に基づき、対応区分を設定する。

3.2 対応区分の変更の時期

(1) 担当部門は、事業者から安全実績指標が提出された日及び検査指摘事項の重要度評価が最終決定した日から、第 2 区分、第 3 区分又は第 4 区分への対応区分変更について検討を行う。

(2) 第 2 区分、第 3 区分又は第 4 区分への変更の時期は以下のとおりとする。

- c. 安全実績指標に関しては、該当する四半期初日から
- d. 検査指摘事項に関しては、締めくり会議で検査指摘事項とした日の属する四半期初日から

(3) 担当部門は、対応区分を第 2 区分、第 3 区分又は第 4 区分に変更した場合は、その要因となった状態の改善状況を追加検査により確認し、改善の効果が確認できた場合は、第 1 区分に変更する。なお、第 1 区分への変更日は、追加検査終了の通知の日までとする。

3.3 評価基準の対象となる期間の考え方

(1) 安全実績指標が評価基準の対象となる期間は当該四半期の初日から終了日までとする。

(2) 重要度評価結果が評価基準の対象となる期間は、締めくり会議で検査指摘事項とした日の属する四半期初日から、追加検査終了の通知の日までとする。

3.4 対応区分変更に関する事業者への通知

(1) 担当部門は、対応区分を第 2 区分、第 3 区分又は第 4 区分に変更する場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式 3－1 のとおり事業者へに通知する。

(2) 担当部門は、追加検査が完了して第 1 区分に変更する場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式 3－2 のとおり事業者へに通知する。

3.5 その他

(1) 安全実績指標の値の分類により評価基準の対象となった事象が検査指摘事項としても評価基準の対象になっている場合は、いずれかの分類の程度の大きいもののみを対象として取り扱う。

(2) 事業者から重要度の最終評価に対する申立てがなされた場合、申立てに対する判定が決定するまで対応区分の設定又は変更は保留される。

(3) 対応区分の設定が困難な事象については、SERP において対応区分を検討する。

様式 3-1 対応区分の変更

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

原子力規制検査に係る対応区分の変更について（通知）

（番号）の検査指摘事項に対する重要度評価の結果（又は[年号]〇年第〇四半期の安全実績指標の結果）を踏まえ、下記のとおり対応区分を変更したので通知します。

なお、今回の対応区分の変更を受けて追加検査を実施するので、根本的な原因分析（第3区分以上が設定された場合には、安全文化等の改善に係る検討を含み、このうち第4区分が設定された場合には、外部機関による評価を含む。）を伴う改善措置活動の計画及びその実施結果について[年号]〇年〇月〇日までに（第4区分が設定された場合には、改善活動の計画及びその実施計画について、それぞれ期限を設定する。）報告願います。

記

1. 対応区分
区分〇とする。

2. 対応区分が適用される日
[年号] 〇年〇月〇日とする。

様式 3-1 対応区分の変更

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

原子力規制検査に係る対応区分の変更について（通知）

（番号）の検査指摘事項に対する重要度評価の結果（又は[年号]〇年第〇四半期の安全実績指標の結果）を踏まえ、下記のとおり対応区分を変更したので通知します。

なお、今回の対応区分の変更を受けて追加検査を実施するので、根本的な原因分析（第3区分以上が設定された場合には、安全文化等の改善に係る検討を含み、このうち第4区分が設定された場合には、外部機関による評価を含む。）を伴う改善措置活動の計画及びその実施結果について[年号]〇年〇月〇日までに（第4区分が設定された場合には、改善活動の計画及びその実施計画について、それぞれ期限を設定する。）報告願います。

記

1. 対応区分
区分〇とする。

2. 対応区分が適用される日
[年号] 〇年〇月〇日とする。

様式 3-2 対応区分の変更

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

原子力規制検査に係る対応区分の変更について（通知）

（番号）に基づく追加検査の結果を踏まえ、本日付けで対応区分1としたので通知します。

様式 3-2 対応区分の変更

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

原子力規制検査に係る対応区分の変更について（通知）

（番号）に基づく追加検査の結果を踏まえ、本日付けで対応区分1としたので通知します。

4 総合的な評価

4.1 総合的な評価の実施

担当部門は、原則として、規制体系の基礎となる事業等の許可又は指定の単位で、総合的な評価を年度終了後速やかに行う。

4.2 総合的な評価の構成及び内容

担当部門は、原子力規制検査実施要領に記載されている総合的な評価の考慮事項について評価する。具体的な構成及び記載事項については以下のとおりとする。

(1) 当該年度における原子力規制検査等の結果

各監視領域の評価に当たっては、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の値の分類を踏まえることとしている。具体的な記載項目は以下のとおり。

【記載項目】

○原子力規制検査の結果

- ・基本検査における検査指摘事項の有無、検査指摘事項があった場合には、その件数、概要、重要度評価の結果など

○安全実績指標の結果

○その他（必要に応じ）

- ・前回の評価から対応区分に変更がある場合はその結果と理由
- ・3年間以上継続して第3区分が設定されている場合は事業者の安全活動の改善に係る取組状況等
- ・検査等を通じて確認された安全上の懸念（検査指摘事項とするか継続確認中の検査気付き事項、改善活動上の問題など）

(2) 総合的な評価

総合的な評価に当たっては、(1)の内容を踏まえ、事業者の活動が各監視領域に関連する活動目的を達成しているかどうかを記載する。

(3) 次年度以降の検査計画

総合的な評価の結果を踏まえた次年度以降の検査計画（向こう1.5～2年程度）を記載する（基本計画（特にチーム検査）、必要に応じて追加検査など）。担当部門は、総合的な評価に当たっては、安全に関する最新の知見を踏まえ、事業者が各監視領域での活動目的の達成に向けて改善している活動やその効果について検証し、改善が図られているかどうかを勘案する。

4.3 総合的な評価の結果の通知及び公表

(1) 担当部門は、当該年度が終了してから原則60日を目途に様式4-1により総合的な評価案を取りまとめ、原子力規制委員会へ報告し了承を得る。

(2) 担当部門は、総合的な評価の結果を事業者に通知するとともに、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載し公表する。

4 総合的な評価

4.1 総合的な評価の実施

担当部門は、原則として、規制体系の基礎となる事業等の許可又は指定の単位で、総合的な評価を年度終了後速やかに行う。

4.2 総合的な評価の構成及び内容

担当部門は、原子力規制検査実施要領に記載されている総合的な評価の考慮事項について評価する。具体的な構成及び記載事項については以下のとおりとする。

(1) 当該年度における原子力規制検査等の結果

各監視領域の評価に当たっては、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の値の分類を踏まえることとしている。具体的な記載項目は以下のとおり。

【記載項目】

○原子力規制検査の結果

- ・基本検査における検査指摘事項の有無、検査指摘事項があった場合には、その件数、概要、重要度評価の結果など

○安全実績指標の結果

○その他（必要に応じ）

- ・前回の評価から対応区分に変更がある場合はその結果と理由
- ・3年間以上継続して第3区分が設定されている場合は事業者の安全活動の改善に係る取組状況等
- ・検査等を通じて確認された安全上の懸念（検査指摘事項とするか継続確認中の検査気付き事項、改善活動上の問題など）

(2) 総合的な評価

総合的な評価に当たっては、(1)の内容を踏まえ、事業者の活動が各監視領域に関連する活動目的を達成しているかどうかを記載する。

(3) 次年度以降の検査計画

総合的な評価の結果を踏まえた次年度以降の検査計画（向こう1.5～2年程度）を記載する（基本計画（特にチーム検査）、必要に応じて追加検査など）。担当部門は、総合的な評価に当たっては、安全に関する最新の知見を踏まえ、事業者が各監視領域での活動目的の達成に向けて改善している活動やその効果について検証し、改善が図られているかどうかを勘案する。

4.3 総合的な評価の結果の通知及び公表

(1) 担当部門は、当該年度が終了してから原則60日を目途に様式4-1により総合的な評価案を取りまとめ、原子力規制委員会へ報告し了承を得る。

(2) 担当部門は、総合的な評価の結果を事業者に通知するとともに、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載し公表する。

○改正履歴				○改正履歴			
改正	改正日	改正の概要	備考	改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行		0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 ①SERP 予備会合等で使用した資料及び議事概要について、どの部門が担当するかを定め、行政文書を保存する手続を明確化（2 検査指摘事項の重要度評価） ②SERP 予備会合に関して重要度評価ガイドとの整合（2.1 SERP 予備会合の実施及び重要度評価書の項目） ③SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について、意見聴取会及び事業者より書面にて意見が提出された場合の手続の明確化（2.3 意見聴取会の実施） ○記載の適正化		1	2021/07/21	○運用の明確化 ①SERP 予備会合等で使用した資料及び議事概要について、どの部門が担当するかを定め、行政文書を保存する手続を明確化（2 検査指摘事項の重要度評価） ②SERP 予備会合に関して重要度評価ガイドとの整合（2.1 SERP 予備会合の実施及び重要度評価書の項目） ③SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について、意見聴取会及び事業者より書面にて意見が提出された場合の手続の明確化（2.3 意見聴取会の実施） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・SERP を原子力安全、核物質防護で区別して開催するなどの会合の運用を明確化（2 検査指摘事項の重要度評価ほか） ・SERP の予備会合等の名称を SERP に統一（2 検査指摘事項の重要度評価ほか） ○記載の適正化		2	2022/06/16	○運用の明確化 ・SERP を原子力安全、核物質防護で区別して開催するなどの会合の運用を明確化（2 検査指摘事項の重要度評価ほか） ・SERP の予備会合等の名称を SERP に統一（2 検査指摘事項の重要度評価ほか） ○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	○運用の明確化 ・ <u>SL IV（通知あり）の対応を明記</u> ○記載の適正化					

基本検査運用ガイド
使用前事業者検査に対する監督
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">使用前事業者検査に対する監督</p> <p style="text-align: center;">(BM0010_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類：<u>「原子力施設安全」「放射線安全」</u> 小分類：<u>「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)</u> <u>「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの確保」「非常時の対応」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(貯蔵、管理、埋設、使用)</u> 検査分野：<u>「施設管理」</u></p> <p>2. 検査目的 本検査において、<u>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。以下「法」という。)</u>第67条の2に規定する原子力検査官(以下「検査官」という。)は、<u>法第61条の2の2第1項第1号イ又はハ</u>で規定している事項(使用前事業者検査又は使用前検査(以下「事業者検査等」という。))の実施状況を確認する。 事業者検査等は、<u>原子力施設の種別ごとに表2</u>に示す技術上の基準に適合するものであることが確認事項に含まれているため、<u>検査官は法第61条の2の2第1項第2号</u>に規定されている事項(技術上の基準の遵守)の遵守状況についても確認する。 事業者検査等は、<u>法第61条の2の2第1項第3号イ</u>で規定されている事項(保安規定)のうち、<u>原子力</u></p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">使用前事業者検査に対する監督</p> <p style="text-align: center;">(BM0010_r0)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類：<u>「原子力施設安全」「放射線安全」</u> 小分類：<u>「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)</u> <u>「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの確保」「非常時の対応」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(貯蔵、管理、埋設、使用)</u> 検査分野：<u>「施設管理」</u></p> <p>2. 検査目的 本検査において、<u>法第67条の2</u>に規定する原子力検査官(以下「検査官」という。)は、<u>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「法」という。)</u>第61条の2の2第1項第1号イ又はハで規定している事項(使用前事業者検査又は使用前検査(以下「事業者検査等」という。))の実施状況を確認する。 事業者検査等は、<u>原子力施設の種別ごとに表2</u>に示す技術上の基準に適合するものであることが確認事項に含まれているため、<u>検査官は法第61条の2の2第1項第2号</u>に規定されている事項(技術上の基準の遵守)の遵守状況についても確認する。 事業者検査等は、<u>法第61条の2の2第1項3号イ</u>で規定されている事項(保安規定)のうち、<u>原子力施設の種別</u></p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

施設の種別ごとに表3に示す施行規則条項に規定されている原子力施設の施設管理においてもその実施方法、体制等が規定されており、検査官は事業者の当該規定の実施状況についても合わせて確認する。

これらの確認対象とする事業者の活動においては、法第61条の2の2第1項第4号ロで規定している事項（保安のために必要な措置）のうち、原子力施設の種別ごとに表2に示す施行規則条項に規定されている原子力施設の施設管理の活動とも関連してくることから、検査官は関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

本検査において、検査官は上述の事業者による活動を以下の点に着目して確認する。

なお、原子力施設の種別ごとに表1に示す事業者検査等の法律条項第3項に原子力規制委員会の確認を受けた後でなければ原子力施設を使用できないこと※1が定められており、本検査において、検査官は、事業者検査等の中で同表に示す設計及び工事の計画の認可若しくは届出又は使用許可（以下「設工認等」という。）及び技術基準に適合することが確認されていることを確認する。（使用前確認の運用の詳細については「使用前事業者検査に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド（GL0001）」による。）

その結果、規制要求への適合性が疑われる状態が検出された場合は、本検査において、当該事象への事業者の対応状況についても確認する。

(1) 事業者により作成された事業者検査等の計画においては、検査対象が適切に選定され、これらの構造、強度、機能又は性能が設工認等及び技術基準に適合していることを確認するために、科学的・技術的な根拠に基づき検査方法及び判定基準等が設定され、品質マネジメントシステムに沿って規則第14条の2第2項に基づき検査実施要領書（以下「検査実施要領書」という。）を定められていること。

(2) 事業者検査等は、事業者により、上記(1)の検査実施要領書に従って適切な時期及び方法等で実施されていること。

(3) 事業者検査等に関連して不適合等の問題が検出された場合は、事業者により問題が適切に特定され、是正処置プログラム（以下「CAP」という。）において適切に処理されていること。

(4) 事業者により、運転経験反映、国内外の他施設のトラブル情報等が反映され、遅滞なく未然防止処置が行われていること。

※1 他の施設についても同様の規定あり。

3. 検査要件

3.1 検査対象

原子力施設を設置又は変更する以下の工事に係る全ての事業者検査等を本検査の対象とする。なお、原子力施設を変更する場合であって、当該施設に影響を与えない設備の撤去の工事及び改めて設工認等の認可又は届出の手続きを要さない取替工事の使用前確認を要さない事業者検査等についても、本検査の対象とする。

(1) 設置の工事（以下「新設工事」という。）※2：工場又は事業所に初めて原子力施設を設置する工事。

(2) 発電用原子炉の基数の増加（以下「増設工事」という。）※2：既に発電用原子炉施設が設置されている工場又は事業所において、新たな発電用原子炉を追加設置する工事。

(3) 発電用原子炉施設の基数の増加の工事以外の変更の工事（以下「変更工事」という。）※2：既に設置されている発電用原子炉施設において、設備、系統、機械又は器具（以下「機器等」という。）を変更する工事。

(4) 改造※2の工事（以下「改造工事」という。）：設工認等の機器等の主要仕様表（以下「要目表」という。）の記載を変更し、機器等を新たなものへ変更する工事の他、機器等の実物の変更を伴わない容量の変更及び号機間での機器等の共用化を行うもの並びに既に設置されている機器等の撤去又は台数及

ごとに表3に示す施行規則条項に規定されている原子力施設の施設管理においてもその実施方法、体制等が規定されており、検査官は事業者の当該規定の実施状況についても合わせて確認する。

これらの確認対象とする事業者の活動においては、法第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項（保安のために必要な措置）のうち、原子力施設の種別ごとに表2に示す施行規則条項に規定されている原子力施設の施設管理の活動とも関連してくることから、検査官は関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

本検査において、検査官は上述の事業者による活動を以下の点に着目して確認する。

なお、原子力施設の種別ごとに表1に示す事業者検査等の法律条項第3項に原子力規制委員会の確認を受けた後でなければ原子力施設を使用できないこと※1が定められており、本検査において、検査官は、事業者検査等の中で同表に示す設計及び工事の計画の認可若しくは届出又は使用許可（以下「設工認等」という。）及び技術基準に適合することが確認されていることを確認する。（使用前確認の運用の詳細については「使用前事業者検査に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド（GL0001）」による。）

その結果、規制要求への適合性が疑われる状態が検出された場合は、本検査において、当該事象への事業者の対応状況についても確認する。

(1) 事業者により作成された事業者検査等の計画においては、検査対象が適切に選定され、これらの構造、強度、機能又は性能が設工認等及び技術基準に適合していることを確認するために、科学的・技術的な根拠に基づき検査方法及び判定基準等が設定され、品質マネジメントシステムに沿って規則第14条の2第2項に基づき検査実施要領書（以下「検査実施要領書」という。）を定められていること。

(2) 事業者検査等は、事業者により、上記(1)の検査実施要領書に従って適切な時期及び方法等で実施されていること。

(3) 事業者検査等に関連して不適合等の問題が検出された場合は、事業者により問題が適切に特定され、是正処置プログラム（以下「CAP」という。）において適切に処理されていること。

(4) 事業者により、運転経験反映、国内外の他施設のトラブル情報等が反映され、遅滞なく未然防止処置が行われていること。

※1 他の施設についても同様の規定あり。

3. 検査要件

3.1 検査対象

原子力施設を設置又は変更する以下の工事に係る全ての事業者検査等を本検査の対象とする。なお、原子力施設を変更する場合であって、当該施設に影響を与えない設備の撤去の工事及び改めて設工認等の認可又は届出の手続きを要さない取替工事の使用前確認を要さない事業者検査等についても、本検査の対象とする。

(1) 設置の工事（以下「新設工事」という。）※2：工場又は事業所に初めて原子力施設を設置する工事。

(2) 発電用原子炉の基数の増加（以下「増設工事」という。）※2：既に発電用原子炉施設が設置されている工場又は事業所において、新たな発電用原子炉を追加設置する工事。

(3) 発電用原子炉施設の基数の増加の工事以外の変更の工事（以下「変更工事」という。）※2：既に設置されている発電用原子炉施設において、設備、系統、機械又は器具（以下「機器等」という。）を変更する工事。

(4) 改造※2の工事（以下「改造工事」という。）：設工認等の機器等の主要仕様表（以下「要目表」という。）の記載を変更し、機器等を新たなものへ変更する工事の他、機器等の実物の変更を伴わない容量の変更及び号機間での機器等の共用化を行うもの並びに既に設置されている機器等の撤去又は台数及び容量を変

記載の適正化

び容量を変更する工事も改造の工事とみなす。

(5) 修理^{*2}の工事(以下「修理工事」という。): 供用中に不具合が発見された場合、又は具体的な不具合が発見されていない場合であって、他の事例等から予防保全的に対策を講じる場合に、機器等の一部を手直しし、機器等の機能維持又は回復を目的として行う工事。

(6) 取替工事^{*2}: 修理の工事において要目表の記載の変更を伴わない範囲で部材等を取り替えるもの。

※2 発電用原子炉施設の設計及び工事の計画の認可等に係る運用ガイド参照

なお、核燃料施設等については、上記(2)、(3)を除き同等の運用を行うものとする。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

また、重大事故等対処施設の使用を開始するに当たって、あらかじめ必要な教育及び訓練を実施されていることが必要となるが、これらの訓練は、当該施設の使用前事業者検査の終了までに実施される必要がある。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

本検査は、工事の種類、規模、実施期間及び特徴に応じて、「構造・強度・漏えい検査」、「機能・性能検査」及び「その他の検査」^{*3}について、以下の事項を考慮して検査時期及び検査箇所を選定する。

※3: 現行の実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉則」という。)第16条の工事の工程を改訂する予定。

(1) 検査頻度

本検査は、下述(3)の使用前確認を行う時期(ホールドポイント)を考慮して実施することとする。なお、使用前確認を要さない事業者検査等については適宜、検査を実施することとする。表4に検査要件のまとめ表を示す。

(2) 共通事項

「構造・強度・漏えい検査」、「機能・性能検査」及び「その他の検査」に係る検査箇所を選定に当たって、以下の事項を考慮する。

a. 本検査においては、工事の規模や範囲に応じて、「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」、「重大事故等対処・大規模損壊対処」、「公衆に対する放射線安全」及び「従業員に対する放射線安全」の各機能を考慮して検査を行うこととする。

b. 本検査の選定範囲については、設置又は変更の工事の規模に応じて設定するものとし、特に、リスク情報を活用して安全確保上重要と特定されたもの、過去に実績のない新たな技術、工法、構造等に係るもの、運転経験又は国内外のトラブル等を反映されたもの等については考慮して選択する。

c. 改造工事又は修理工事(以下「改造修理工事」という。)のうち構造に係る変更であって、下述の(3)(実用発電用原子炉施設)c.(a)、(b)及び(c)並びに(再処理施設、加工施設、試験研究炉施設、貯蔵施設、廃棄物管理施設、使用施設(政令第41条該当))b.に示すような機能又は性能に影響を与えるものでない工事等については、「構造・強度・漏えい検査」から検査箇所を選定する。

(3) 使用前確認を行う時期

使用前確認は、以下の時期にそれまでの事業者検査等が適切に実施され、終了していることを確認する。なお、改造修理工事に係る工事であって、「発電用原子炉に燃料を挿入する前の時期」又は「核燃料施設等に核燃料物質等が搬入する前の時期」と「全ての工事が完了した時期」が同じ時期となる

更する工事も改造の工事とみなす。

(5) 修理^{*2}の工事(以下「修理工事」という。): 供用中に不具合が発見された場合、又は具体的な不具合が発見されていない場合であって、他の事例等から予防保全的に対策を講じる場合に、機器等の一部を手直しし、機器等の機能維持又は回復を目的として行う工事。

(6) 取替工事^{*2}: 修理の工事において要目表の記載の変更を伴わない範囲で部材等を取り替えるもの。

*2: 発電用原子炉施設の設計及び工事の計画の認可等に係る運用ガイド参照

なお、核燃料施設等については、上記(2)、(3)を除き同等の運用を行うものとする。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

また、重大事故等対処施設の使用を開始するに当たって、あらかじめ必要な教育及び訓練を実施されていることが必要となるが、これらの訓練は、当該施設の使用前事業者検査の終了までに実施される必要がある。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

本検査は、工事の種類、規模、実施期間及び特徴に応じて、「構造・強度・漏えい検査」、「機能・性能検査」及び「その他の検査」^{*3}について、以下の事項を考慮して検査時期及び検査箇所を選定する。

*3: 現行の実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉則」という。)第16条の工事の工程を改訂する予定。

(1) 検査頻度

本検査は、下述(3)の使用前確認を行う時期(ホールドポイント)を考慮して実施することとする。なお、使用前確認を要さない事業者検査等については適宜、検査を実施することとする。表4に検査要件のまとめ表を示す。

(2) 共通事項

「構造・強度・漏えい検査」、「機能・性能検査」及び「その他の検査」に係る検査箇所を選定に当たって、以下の事項を考慮する。

a. 本検査においては、工事の規模や範囲に応じて、「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」、「重大事故等対処・大規模損壊対処」、「公衆に対する放射線安全」及び「従業員に対する放射線安全」の各機能を考慮して検査を行うこととする。

b. 本検査の選定範囲については、設置又は変更の工事の規模に応じて設定するものとし、特に、リスク情報を活用して安全確保上重要と特定されたもの、過去に実績のない新たな技術、工法、構造等に係るもの、運転経験又は国内外のトラブル等を反映されたもの等については考慮して選択する。

c. 改造工事又は修理工事(以下「改造修理工事」という。)のうち構造に係る変更であって、下述の(3)(実用発電用原子炉施設)c.(a)、(b)及び(c)並びに(再処理施設、加工施設、試験研究炉施設、貯蔵施設、廃棄物管理施設、使用施設(政令第41条該当))b.に示すような機能又は性能に影響を与えるものでない工事等については、「構造・強度・漏えい検査」から検査箇所を選定する。

(3) 使用前確認を行う時期

使用前確認は、以下の時期にそれまでの事業者検査等が適切に実施され、終了していることを確認する。なお、改造修理工事に係る工事であって、「発電用原子炉に燃料を挿入する前の時期」又は「核燃料施設等に核燃料物質等が搬入する前の時期」と「全ての工事が完了した時期」が同じ時期となる場

場合、燃料挿入及び臨界反応操作に影響しない工事の場合（例えば、廃棄物処理系の工事）、併せて「全ての工事が完了した時期」に使用前確認を行うことができる。

（実用発電用原子炉施設）

a. 発電用原子炉に燃料体を挿入する前の時期

発電用原子炉に燃料を挿入するに当たり、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等に係る事業者検査等により確認するほか、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等に係る事業者検査等により確認する。

また、発電用原子炉に燃料を挿入する前に事業者検査等を行わないと後工程では確認が困難となる事業者検査等については、この時期に全て確認する。

b. 発電用原子炉の臨界反応操作を開始する前の時期

発電用原子炉の出力を上昇するに当たり、発電用原子炉に燃料を挿入した状態での確認項目として、燃料の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。

c. 設計及び工事の計画に係る全ての工事が完了した時期

新設工事又は増設工事は、全て工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等に係る事業者検査等により、全ての系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。

改造修理工事は、一部の機器等に対する工事であるが、当該工事に係る系統全体の機能又は性能を最終的な事業者検査等により確認する。

また、改造修理工事のうち、構造のみの変更であって、機能又は性能に影響を与えるものでない以下の工事は、当該時期にそれまでの事業者検査等が全て終了していることを確認する。

(a) 設計及び工事の計画の記載内容の変更を伴わない取替工事

(b) 配管の改造工事において材料だけを変更する工事

(c) 生体遮へい装置を追加又は変更する工事及び廃棄物貯蔵庫の設置又は容量を変更する工事において、遮へい機能及び貯蔵性能を確認する場合

（再処理施設、加工施設、試験研究炉施設、貯蔵施設、廃棄物管理埋設施設、使用施設（政令第41条該当））

a. 核燃料施設等に核燃料物質等が搬入する前の時期

核燃料施設等に核燃料物質等を搬入するに当たり、核燃料物質の搬送設備及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等に係る事業者検査等により確認するほか、核燃料等施設の安全性確保の観点から、臨界事故を防止するための設備、放射線管理設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等に係る事業者検査等により確認する。また、核燃料施設等に核燃料物質等を搬入する前に事業者検査等を行わないと後工程では確認が困難となる事業者検査等は、この時期に行う。

b. 設計及び工事の計画に係る全ての工事が完了した時期

上述（実用発電用原子炉施設）c.に記載の事業者検査等が行われていることを確認する。

4. 検査手順

4.1 情報収集

「構造・強度・漏えい検査」、「機能・性能検査」及び「その他の検査」に係る立会い箇所の選定及び立会い方法の検討に際しては、個々の機器等に関する検査に必要な情報、施設の環境情報その他検査に必要な情報

場合、燃料挿入及び臨界反応操作に影響しない工事の場合（例えば、廃棄物処理系の工事）、併せて「全ての工事が完了した時期」に使用前確認を行うことができる。

（実用発電用原子炉施設）

a. 発電用原子炉に燃料体を挿入する前の時期

発電用原子炉に燃料を挿入するに当たり、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等に係る事業者検査等により確認するほか、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等に係る事業者検査等により確認する。

また、発電用原子炉に燃料を挿入する前に事業者検査等を行わないと後工程では確認が困難となる事業者検査等については、この時期に全て確認する。

b. 発電用原子炉の臨界反応操作を開始する前の時期

発電用原子炉の出力を上昇するに当たり、発電用原子炉に燃料を挿入した状態での確認項目として、燃料の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。

c. 設計及び工事の計画に係る全ての工事が完了した時期

新設工事又は増設工事は、全て工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等に係る事業者検査等により、全ての系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。

改造修理工事は、一部の機器等に対する工事であるが、当該工事に係る系統全体の機能又は性能を最終的な事業者検査等により確認する。

また、改造修理工事のうち、構造のみの変更であって、機能又は性能に影響を与えるものでない以下の工事は、当該時期にそれまでの事業者検査等が全て終了していることを確認する。

(a) 設計及び工事の計画の記載内容の変更を伴わない取替工事

(b) 配管の改造工事において材料だけを変更する工事

(c) 生体遮へい装置を追加又は変更する工事及び廃棄物貯蔵庫の設置又は容量を変更する工事において、遮へい機能及び貯蔵性能を確認する場合

（再処理施設、加工施設、試験研究炉施設、貯蔵施設、廃棄物管理埋設施設、使用施設（政令第41条該当））

a. 核燃料施設等に核燃料物質等が搬入する前の時期

核燃料施設等に核燃料物質等を搬入するに当たり、核燃料物質の搬送設備及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等に係る事業者検査等により確認するほか、核燃料等施設の安全性確保の観点から、臨界事故を防止するための設備、放射線管理設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等に係る事業者検査等により確認する。また、核燃料施設等に核燃料物質等を搬入する前に事業者検査等を行わないと後工程では確認が困難となる事業者検査等は、この時期に行う。

b. 設計及び工事の計画に係る全ての工事が完了した時期

上述（実用発電用原子炉施設）c.に記載の事業者検査等が行われていることを確認する。

4. 検査手順

4.1 情報収集

「構造・強度・漏えい検査」、「機能・性能検査」及び「その他の検査」に係る立会い箇所の選定及び立会い方法の検討に際しては、個々の機器等に関する検査に必要な情報、施設の環境情報その他検査に必要な情報

記載の適正化

必要な情報を入手する。

以下は、入手するデータの例を示す。核燃料施設はこれに準じた情報を入手すること。

(1) 機器等に関する情報

- a. 各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- b. 中期、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度
- c. 系統及び機器に係る決定論的重要度分類、耐震重要度分類
- d. 運転、試験、保守及び改造等の系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- e. 機器等に係る波及的影響を及ぼす可能性のある事象及び機器等に関する情報
- f. 過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- g. 事業者検査等を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報（当委員会からの指示事項を含む。）
- h. 過去の検査における気付き事項、指摘事項、不適合管理、是正処置、未然防止処置等の情報
- i. 設備の設計図書（設置許可申請書（完本版）及び設工認等申請書）
- j. 検査実施要領書
- k. 事業者検査等の検査工程（検査場所及び検査項目を含む。）
- l. 作業計画書、調達仕様文書、技術文書、系統図、構造図、単線結線図及びブロック図

(2) 環境情報

- a. プラント運転状態及びこれに対応するリスク情報
- b. 各機器等の運転状態に関する情報
- c. リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- d. 施設の作業環境等に関する情報

(3) その他検査に必要な情報

- a. 品質マネジメントシステム関連文書
- b. 保安規定及び運転手順書
- c. 安全性向上評価の結果等
- d. 事業者検査等プロセスの妥当性を評価した記録（検査方法の妥当性及び記録の信頼性等を含む。）

4.2 立会い対象の選定及び検査前確認

検査官は、事業者検査等の実施状況を立会い等で監督するに当たり、上述4.1で収集した情報を活用し、以下のとおり立会い対象を選定し、検査前確認を実施する。

- (1) 監督に先立ち、上述4.1のデータに基づき機器等の安全上の重要度及び波及的影響に加え、他施設を含め運転経験に基づく知見（当委員会からの指示事項を含む。）及び過去の検査官による検査結果を踏まえて、特に立会いが必要と判断する機器等を考慮し、立会う機器等を選定する。
- (2) 立会い箇所に選定した機器等と上述4.1の最新の情報及び事業者活動に係る運用文書を照合し、設計から事業者検査等までの情報の流れを含め、工事及び事業者検査等のプロセスの妥当性を確認する。
- (3) 事業者が規制要求に適合していることを検査するために、事業者検査等の実施時期、検査実施範囲、検査方法等が検査実施要領書等に定められていることを確認する。
- (4) 以下の基本検査の中で、最新の設計や機器等の状態に係る情報の流れが確認され、事業者検査等を含め各プロセスに反映されている状況が確認されている場合には、それぞれの基本検査で確認した実績をもって、上述(2)の事項を確認したことと見なすことができる。

を入手する。

以下は、入手するデータの例を示す。核燃料施設はこれに準じた情報を入手すること。

(1) 機器等に関する情報

- a. 各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- b. 中期、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度
- c. 系統及び機器に係る決定論的重要度分類、耐震重要度分類
- d. 運転、試験、保守及び改造等の系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- e. 機器等に係る波及的影響を及ぼす可能性のある事象及び機器等に関する情報
- f. 過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- g. 事業者検査等を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報（当委員会からの指示事項を含む。）
- h. 過去の検査における気付き事項、指摘事項、不適合管理、是正処置、未然防止処置等の情報
- i. 設備の設計図書（設置許可申請書（完本版）及び設工認等申請書）
- j. 検査実施要領書
- k. 事業者検査等の検査工程（検査場所及び検査項目を含む。）
- l. 作業計画書、調達仕様文書、技術文書、系統図、構造図、単線結線図及びブロック図

(2) 環境情報

- a. プラント運転状態及びこれに対応するリスク情報
- b. 各機器等の運転状態に関する情報
- c. リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- d. 施設の作業環境等に関する情報

(3) その他検査に必要な情報

- a. 品質マネジメントシステム関連文書
- b. 保安規定及び運転手順書
- c. 安全性向上評価の結果等
- d. 事業者検査等プロセスの妥当性を評価した記録（検査方法の妥当性及び記録の信頼性等を含む。）

4.2 立会い対象の選定及び検査前確認

検査官は、事業者検査等の実施状況を立会い等で監督するに当たり、上述4.1で収集した情報を活用し、以下のとおり立会い対象を選定し、検査前確認を実施する。

- (1) 監督に先立ち、上述4.1のデータに基づき機器等の安全上の重要度及び波及的影響に加え、他施設を含め運転経験に基づく知見（当委員会からの指示事項を含む。）及び過去の検査官による検査結果を踏まえて、特に立会いが必要と判断する機器等を考慮し、立会う機器等を選定する。
- (2) 立会い箇所に選定した機器等と上述4.1の最新の情報及び事業者活動に係る運用文書を照合し、設計から事業者検査等までの情報の流れを含め、工事及び事業者検査等のプロセスの妥当性を確認する。
- (3) 事業者が規制要求に適合していることを検査するために、事業者検査等の実施時期、検査実施範囲、検査方法等が検査実施要領書等に定められていることを確認する。
- (4) 以下の基本検査の中で、最新の設計や機器等の状態に係る情報の流れが確認され、事業者検査等を含め各プロセスに反映されている状況が確認されている場合には、それぞれの基本検査で確認した実績をもって、上述(2)の事項を確認したことと見なすことができる。

- a. 別工事の使用前事業者検査に対する監督 (BM0010)
- b. 保全の有効性評価 (BM0060)
- c. 設計管理 (BM0100)
- d. 作業管理 (BM0110)

4.3 検査実施

検査官は、検査実施要領書等の関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現場への立入り等により、以下の事項について、事業者検査等の適切性を確認する。

また、使用前確認は、上述3.2(3)に記載された時期にそれまでの事業者検査等が適切に実施され、事業者により当該工事が設工認等に従って行われ、かつ、技術基準に適合していることが検査されていることを検査官が確認する。

法第43条の3の11第3項ただし書及び規則第17条第1号(試験使用承認)、同条第3号(一部使用承認)を受ける必要がある場合、事業者はあらかじめ承認を受けていること。

上述4.2(4)の記載内容は、当該条項についても適用可能とする。

(1) 構造・強度・漏えい検査

構造・強度・漏えい検査は、工場、現場又は中央制御室への立入り、書類確認及び関係者に対する質問により、以下の事項を確認する。

- a. 事業者検査等の実施体制が構築され、事業者検査等の独立性が確保されていること。
- b. 設工認等に定める要目表の設計仕様、工事の計画の工事の方法(工事プロセス、使用前事業者検査項目、使用前事業者検査の方法、判定基準等)、工事工程表等及び検査実施要領書の記載内容と施設の組立て及び据付け状態並びに事業者検査等の活動が一致していること。
- c. 機器等の要求される構造、強度及び漏えい防止機能が確保されていること。
- d. 機器等に係る隔離、系統構成、検査及び復旧までの工程管理が設工認等、作業計画書、検査実施要領書等に従って適切に行われていること。
- e. 事業者検査等に関連する記録が設工認等の品質管理の方法、検査実施要領書等に従って適切に管理されていること。
- f. 事業者検査等に係る要員が必要な力量を有していること。

(2) 機能・性能検査

機能・性能検査は、上述(1)に記載した方法により、同(1)のa、d、e、fの事項に加えて、以下の事項を確認する。

a. 設工認等及び検査実施要領書の記載内容と施設の系統構成、運転状態及び事業者検査等の活動が一致していること。

また、事業者による当該工事に係る機器等の機能・性能に係る適合性確認が確実に行われていることを確認する。

b. 選定した機器等を含めて、当該工事に係る施設管理(設計、工事及び点検)等について事業者の対応状況を確認する。

c. 上述a.及びb.の検査行為を通じて、当該機器等の要求される機能・性能が確保されていることを確認する。なお、上述(1)で確認した内容と重複する場合は、既に確認した事項により、本項目を実施したことに換えることができる。

例えば、構造・強度・漏えい検査で確認する漏えい検査と機能・性能検査で確認する系統機能検査が同じ内容の場合は、重複確認を防止する観点で、構造・強度・漏えい検査の検査記録を確認

- a. 別工事の使用前事業者検査に対する監督 (BM0010)
- b. 保全の有効性評価 (BM0060)
- c. 設計管理 (BM0100)
- d. 作業管理 (BM0110)

4.3 検査実施

検査官は、検査実施要領書等の関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現場への立入り等により、以下の事項について、事業者検査等の適切性を確認する。

また、使用前確認は、上述3.2(3)に記載された時期にそれまでの事業者検査等が適切に実施され、事業者により当該工事が設工認等に従って行われ、かつ、技術基準に適合していることが検査されていることを検査官が確認する。

法第43条の3の11第3項ただし書及び規則第17条第1号(試験使用承認)、同条第3号(一部使用承認)を受ける必要がある場合、事業者はあらかじめ承認を受けていること。

上述4.2(4)の記載内容は、当該条項についても適用可能とする。

(1) 構造・強度・漏えい検査

構造・強度・漏えい検査は、工場、現場又は中央制御室への立入り、書類確認及び関係者に対する質問により、以下の事項を確認する。

- a. 事業者検査等の実施体制が構築され、事業者検査等の独立性が確保されていること。
- b. 設工認等に定める要目表の設計仕様、工事の計画の工事の方法(工事プロセス、使用前事業者検査項目、使用前事業者検査の方法、判定基準等)、工事工程表等及び検査実施要領書の記載内容と施設の組立て及び据付け状態並びに事業者検査等の活動が一致していること。
- c. 機器等の要求される構造、強度及び漏えい防止機能が確保されていること。
- d. 機器等に係る隔離、系統構成、検査及び復旧までの工程管理が設工認等、作業計画書、検査実施要領書等に従って適切に行われていること。
- e. 事業者検査等に関連する記録が設工認等の品質管理の方法、検査実施要領書等に従って適切に管理されていること。
- f. 事業者検査等に係る要員が必要な力量を有していること。

(2) 機能・性能検査

機能・性能検査は、上述(1)に記載した方法により、同(1)のa、d、e、fの事項に加えて、以下の事項を確認する。

a. 設工認等及び検査実施要領書の記載内容と施設の系統構成、運転状態及び事業者検査等の活動が一致していること。

また、事業者による当該工事に係る機器等の機能・性能に係る適合性確認が確実に行われていることを確認する。

b. 選定した機器等を含めて、当該工事に係る施設管理(設計、工事及び点検)等について事業者の対応状況を確認する。

c. 上述a.及びb.の検査行為を通じて、当該機器等の要求される機能・性能が確保されていることを確認する。なお、上述(1)で確認した内容と重複する場合は、既に確認した事項により、本項目を実施したことに換えることができる。

例えば、構造・強度・漏えい検査で確認する漏えい検査と機能・性能検査で確認する系統機能検査が同じ内容の場合は、重複確認を防止する観点で、構造・強度・漏えい検査の検査記録を確認するこ

することにより、機能・性能検査に換えることができる。

とにより、機能・性能検査に換えることができる。

(3) その他の検査

(3) その他の検査

a. 設工認等に記載された「基本設計方針」に係る検査(実用炉に限る)

a. 設工認等に記載された「基本設計方針」に係る検査(実用炉に限る)

基本設計方針の検査は、上述(1)及び(2)の監督を行う時期に、設工認等の基本設計方針に記載された設計仕様、機能又は性能を確認するため、上述(1)及び(2)の事項を確認する。

基本設計方針の検査は、上述(1)及び(2)の監督を行う時期に、設工認等の基本設計方針に記載された設計仕様、機能又は性能を確認するため、上述(1)及び(2)の事項を確認する。

b. 設工認等に記載された「品質管理の方法」に係る検査

b. 設工認等に記載された「品質管理の方法」に係る検査

品質管理の方法に係る検査は、設工認等の品質管理の方法に記載された方法に従って工事が行われていることを確認するため、上述(1)及び(2)の事項に加え、以下の事項を確認する。

品質管理の方法に係る検査は、設工認等の品質管理の方法に記載された方法に従って工事が行われていることを確認するため、上述(1)及び(2)の事項に加え、以下の事項を確認する。

上述(1)(2)(3)a.の検査行為を通じて、当該機器等に係る設計、施工及び事業者検査等が設工認等に規定された品質管理の方法に従って計画、実施、評価及び改善の管理が行われていること。

上述(1)(2)(3)a.の検査行為を通じて、当該機器等に係る設計、施工及び事業者検査等が設工認等に規定された品質管理の方法に従って計画、実施、評価及び改善の管理が行われていること。

また、保安規定に定められた品質マネジメントシステムに基づき事業者活動が行われていること。

また、保安規定に定められた品質マネジメントシステムに基づき事業者活動が行われていること。

4.4 問題の特定と解決に関する確認

4.4 問題の特定と解決に関する確認

検査官は、過去に機器等に関する問題が発生した事象又は検査官が系統及び構成並びに事業者検査等に関する問題を検出した事象に関して、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現場への立入り等により、以下のとおり確認する。

検査官は、過去に機器等に関する問題が発生した事象又は検査官が系統及び構成並びに事業者検査等に関する問題を検出した事象に関して、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現場への立入り等により、以下のとおり確認する。

なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用(BQ0010)及び他の基本検査において、上述の事業者検査等に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査で確認したことをもって本項目を実施したものと見なすことができる。

なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用(BQ0010)及び他の基本検査において、上述の事業者検査等に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査で確認したことをもって本項目を実施したものと見なすことができる。

検査官は、事業者検査等の対象範囲外で検出した問題点並びに下述(4)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置がある場合、その都度、他の基本検査に係る検査官に引き継ぐこととする。

検査官は、事業者検査等の対象範囲外で検出した問題点並びに下述(4)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置がある場合、その都度、他の基本検査に係る検査官に引き継ぐこととする。

(1) 事業者検査等に係る過去の検査官の気付き事項等が、事業者のCAPにおいて適切に処理されていること。

(1) 事業者検査等に係る過去の検査官の気付き事項等が、事業者のCAPにおいて適切に処理されていること。

(2) 機器等の工事に係る組立て、納入、据付、施工及び検査等の調達業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)。

(2) 機器等の工事に係る組立て、納入、据付、施工及び検査等の調達業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)。

(3) 運転経験、国内外の他施設のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、事業者検査等による改善の要否が評価され、改善が必要と判断された事象について事象者検査へ反映されていること。

(3) 運転経験、国内外の他施設のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、事業者検査等による改善の要否が評価され、改善が必要と判断された事象について事象者検査へ反映されていること。

(4) 基本検査の実施期間内における事業者検査等に関連(工事の施工及び検査等)する不適合事象等からサンプリングし、当該事象に係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていること。

(4) 基本検査の実施期間内における事業者検査等に関連(工事の施工及び検査等)する不適合事象等からサンプリングし、当該事象に係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていること。

5. 検査手引

5. 検査手引

4.3の検査の実施に際して、留意する事項は以下のとおりである。

4.3の検査の実施に際して、留意する事項は以下のとおりである。

5.1 立会い対象選定の際のリスク情報活動に関する留意事項

5.1 立会い対象選定の際のリスク情報活動に関する留意事項

立会い対象の選定に当たっては、以下の事項を留意する。

立会い対象の選定に当たっては、以下の事項を留意する。

(1) 機器等の安全上の重要度に影響する施設状態

(1) 機器等の安全上の重要度に影響する施設状態

記載の適正化

以下の場合、安全上の重要度が高まる可能性がある。

- a. 機器等の工事に伴い、安全機能を有するものであって、多重性を要求される系統のうち1系統が運転できない場合。
- b. ポンプ又は弁の分解等の工事に伴う一次的な系統又は設備変更により、安全機能を有する系統へのリスクに対する寄与度が高まる可能性のある場合。
- c. 冷温停止前の施設停止状態（外部電源喪失の観点で電源系統の安全重要度が高まる。）

5.2 現場確認を行う際の留意事項

- (1) 事業者検査等を行う必要のある機器等に対しては、事業者が許認可を受けた管理体制の下、検査計画及び検査実施要領書を作成し、検査を行っていること。
- (2) 事業者検査等を実施するに当たっては、検査体制（役割、権限含む）、検査実施要領書の整備状況及び試験条件の設定状況等が確認されていること。
選定した機器等の検査等に係る調達管理が適切に行われているとともに、事業者検査等の体制は施工部門の責任・権限から独立していること。
- (3) 事業者検査等を行う機器等の構造、強度、性能及び機能については、波及的影響を考慮した上で、規制要求（許認可を受けた事項及び技術基準）に適合する検査の計画及び検査の実施内容（検査対象範囲、実施時期、実施場所、実施者及び検査方法等）となっていること。
- (4) 変更工事であって実用炉則別表第一の上欄に掲げる工事の種類に応じてそれぞれ同表の中欄又は下欄に掲げるものに該当しないもの場合及び実用炉則別表第二記載事項のうち規則改正で追加された事項にあっても、最新の設計、仕様及び品質マネジメントシステム、既認可又は既届出の設工認等の要求を満足する検査の計画及び実施内容となっていること。
- (5) 事業者検査等の基準適合性確認としては、設工認等に定められた「工事の方法」に記載された工事及び検査プロセス、基準適合性に影響を与える施工方法及び特別な工法に係る施工条件等の留意事項に従って工事が行われ、検査されていること。
- (6) 「基本設計方針」に対する事業者検査等の適合性確認としては、設工認等の「基本設計方針」に定められた事項のうち要目表に記載されていない機器等の仕様等に対する要求事項に加え、事業者活動や運用面等のソフト面の要求事項についても適合していることが検査されていること。
- (7) 「品質管理の方法」に対する事業者検査等の適合性確認としては、設工認等の「品質管理の方法」に定められた設計（要求事項を満足する基本設計方針の設定から詳細設計までのプロセス）から工事（事業者検査等の項目及び方法の設定を含む）までのプロセスが確実に機能しているかについても検査されていること。当該事業者検査等として、調達管理についても、機器等の工事に係る調達品の組立て、据付、施工及び検査等の調達業者の選定に係るプロセスに加え、記録の信頼性を確保するために事業者による検証行為が設工認等の「品質管理の方法」に従って行われていること。
- (8) 機器等の組立て及び据付け位置や状態が工事の計画どおりの構造及び強度を満たすように設置され、健全に機能する状態であることが確認されていること。
特に、機器等を支持する構造物の固定状態、ポンプや弁等の流体や潤滑油に著しい漏えいがないこと、異音、振動及び機器等の部品等の組立て・据付け方向や位置の適切性が確認されていること。
- (9) 事業者検査等を行う施設の建物及び構築物のコンクリート部材並びに機器等の支持構造物に係る施工管理及び据付施工状態等が技術基準及び設工認等に適合し、検査実施要領書どおりであることが検査されていること。
特に、建物及び構築物の構造・強度の検査においては、技術評価が行われた民間規格等に従って工事施工されていることが確認されていること。

以下の場合、安全上の重要度が高まる可能性がある。

- a. 機器等の工事に伴い、安全機能を有するものであって、多重性を要求される系統のうち1系統が運転できない場合。
- b. ポンプ又は弁の分解等の工事に伴う一次的な系統又は設備変更により、安全機能を有する系統へのリスクに対する寄与度が高まる可能性のある場合。
- c. 冷温停止前の施設停止状態（外部電源喪失の観点で電源系統の安全重要度が高まる。）

5.2 現場確認を行う際の留意事項

- (1) 事業者検査等を行う必要のある機器等に対しては、事業者が許認可を受けた管理体制の下、検査計画及び検査実施要領書を作成し、検査を行っていること。
- (2) 事業者検査等を実施するに当たっては、検査体制（役割、権限含む）、検査実施要領書の整備状況及び試験条件の設定状況等が確認されていること。
選定した機器等の検査等に係る調達管理が適切に行われているとともに、事業者検査等の体制は施工部門の責任・権限から独立していること。
- (3) 事業者検査等を行う機器等の構造、強度、性能及び機能については、波及的影響を考慮した上で、規制要求（許認可を受けた事項及び技術基準）に適合する検査の計画及び検査の実施内容（検査対象範囲、実施時期、実施場所、実施者及び検査方法等）となっていること。
- (4) 変更工事であって実用炉則別表第一の上欄に掲げる工事の種類に応じてそれぞれ同表の中欄又は下欄に掲げるものに該当しないもの場合及び実用炉則別表第二記載事項のうち規則改正で追加された事項にあっても、最新の設計、仕様及び品質マネジメントシステム、既認可又は既届出の設工認等の要求を満足する検査の計画及び実施内容となっていること。
- (5) 事業者検査等の基準適合性確認としては、設工認等に定められた「工事の方法」に記載された工事及び検査プロセス、基準適合性に影響を与える施工方法及び特別な工法に係る施工条件等の留意事項に従って工事が行われ、検査されていること。
- (6) 「基本設計方針」に対する事業者検査等の適合性確認としては、設工認等の「基本設計方針」に定められた事項のうち要目表に記載されていない機器等の仕様等に対する要求事項に加え、事業者活動や運用面等のソフト面の要求事項についても適合していることが検査されていること。
- (7) 「品質管理の方法」に対する事業者検査等の適合性確認としては、設工認等の「品質管理の方法」に定められた設計（要求事項を満足する基本設計方針の設定から詳細設計までのプロセス）から工事（事業者検査等の項目及び方法の設定を含む）までのプロセスが確実に機能しているかについても検査されていること。当該事業者検査等として、調達管理についても、機器等の工事に係る調達品の組立て、据付、施工及び検査等の調達業者の選定に係るプロセスに加え、記録の信頼性を確保するために事業者による検証行為が設工認等の「品質管理の方法」に従って行われていること。
- (8) 機器等の組立て及び据付け位置や状態が工事の計画どおりの構造及び強度を満たすように設置され、健全に機能する状態であることが確認されていること。
特に、機器等を支持する構造物の固定状態、ポンプや弁等の流体や潤滑油に著しい漏えいがないこと、異音、振動及び機器等の部品等の組立て・据付け方向や位置の適切性が確認されていること。
- (9) 事業者検査等を行う施設の建物及び構築物のコンクリート部材並びに機器等の支持構造物に係る施工管理及び据付施工状態等が技術基準及び設工認等に適合し、検査実施要領書どおりであることが検査されていること。
特に、建物及び構築物の構造・強度の検査においては、技術評価が行われた民間規格等に従って工事施工されていることが確認されていること。

(10) 原子炉格納容器が直接設置される基盤の状態を確認する事業者検査等においては、地盤の地質状態が、基礎基盤として設置許可及び設工認等に定められた十分な強度（支持力、滑り及び沈下に対する安全性を含む。）を有していることが検査されていること。

(11) 蒸気タービン本体の基礎を確認する事業者検査等においては、設工認等で認められた基礎に関する説明書及び基礎の状況を明示した図面の数値と実績値及び基礎施工図等が相違ないことが検査されていること。

(12) 材料強度等の事業者検査等においては、製造者等が強度試験等を実施した結果を記載した試験成績書等を用いて検査が行われていること。

特に、材料の化学的成分及び機械的強度については、許認可、関連規格及び仕様等に適合することが検査されていること。

(13) 耐圧・漏えい検査又は機器等の機能・性能検査に当たって、系統構成等が試験計画どおりに設定され、弁の開閉状態が、施錠及び状態タグ等により管理されていること。

(14) 燃料体に係る事業者検査等は、型式・種類毎の燃料体に係る品質管理の状況、加工の内容及び検査の信頼性確保の観点を踏まえて、以下に示す加工の工程^{*4}毎に行う構造、強度又は漏えいを確認する検査及びその他の検査（基本設計方針に係る検査及び品質管理の方法に係る検査）の計画及び検査実施要領書が策定され、実施されていること。

検査実施要領書の策定にあたって、燃料の種類に係るリスク（例えば、MOX燃料）、燃料体の部材毎の重要度分類、JISZ9015-1に基づくロット毎のサンプル数等も考慮して、検査の方法を選定していること。

*4：現行の規則第24条の加工の工程については改定される予定。

- ① 燃料材、燃料被覆材その他の部品の組成、構造又は強度に係る試験をすることができる段階の検査（燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認、その他部品の組成、構造又は強度に係る検査）
- ② 燃料要素の加工が完了した時の検査（寸法検査、燃料棒の湾曲度、外観検査、表面汚染密度検査、溶接部の非破壊検査、ヘリウム漏えい検査等）
- ③ 加工完了時の検査（燃料集合体の寸法検査、外観検査、（ヘリウム漏えい検査^{*5}）等）

*5：上記②でヘリウム漏えいを実施している場合を除く。

(15) 事業者検査等を行う機器等の溶接部は、安全上の重要度等を考慮して、溶接の工程毎の構造、強度又は漏えい検査及びその他の検査（基本設計方針に係る検査及び品質管理の方法に係る検査）を行う必要があり、事業者検査等に先立ち、検査の計画及び検査実施要領書が策定され、実施されていること。なお、基本的に下述のb.の検査については、a.の検査の適合性が確認された後に実施すること。

a.あらかじめ確認すべき事項に対する検査

- (a) 溶接施工法に関すること
- (b) 溶接士の技能に関すること

b.構造物に対する検査

- (a) 溶接部の材料
- (b) 溶接部の開先
- (c) 溶接の作業及び溶接設備
- (d) 溶接後熱処理（実施する場合）
- (e) 非破壊試験（実施する場合）
- (f) 機械試験（実施する場合）

(10) 原子炉格納容器が直接設置される基盤の状態を確認する事業者検査等においては、地盤の地質状態が、基礎基盤として設置許可及び設工認等に定められた十分な強度（支持力、滑り及び沈下に対する安全性を含む。）を有していることが検査されていること。

(11) 蒸気タービン本体の基礎を確認する事業者検査等においては、設工認等で認められた基礎に関する説明書及び基礎の状況を明示した図面の数値と実績値及び基礎施工図等が相違ないことが検査されていること。

(12) 材料強度等の事業者検査等においては、製造者等が強度試験等を実施した結果を記載した試験成績書等を用いて検査が行われていること。

特に、材料の化学的成分及び機械的強度については、許認可、関連規格及び仕様等に適合することが検査されていること。

(13) 耐圧・漏えい検査又は機器等の機能・性能検査に当たって、系統構成等が試験計画どおりに設定され、弁の開閉状態が、施錠及び状態タグ等により管理されていること。

(14) 燃料体に係る事業者検査等は、型式・種類毎の燃料体に係る品質管理の状況、加工の内容及び検査の信頼性確保の観点を踏まえて、以下に示す加工の工程^{*4}毎に行う構造、強度又は漏えいを確認する検査及びその他の検査（基本設計方針に係る検査及び品質管理の方法に係る検査）の計画及び検査実施要領書が策定され、実施されていること。

検査実施要領書の策定にあたって、燃料の種類に係るリスク（例えば、MOX燃料）、燃料体の部材毎の重要度分類、JISZ9015-1に基づくロット毎のサンプル数等も考慮して、検査の方法を選定していること。

*4：現行の規則第24条の加工の工程については改定される予定。

- ① 燃料材、燃料被覆材その他の部品の組成、構造又は強度に係る試験をすることができる段階の検査（燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認、その他部品の組成、構造又は強度に係る検査）
- ② 燃料要素の加工が完了した時の検査（寸法検査、燃料棒の湾曲度、外観検査、表面汚染密度検査、溶接部の非破壊検査、ヘリウム漏えい検査等）
- ③ 加工完了時の検査（燃料集合体の寸法検査、外観検査、（ヘリウム漏えい検査^{*5}）等）

*5：上記②でヘリウム漏えいを実施している場合を除く。

(15) 事業者検査等を行う機器等の溶接部は、安全上の重要度等を考慮して、溶接の工程毎の構造、強度又は漏えい検査及びその他の検査（基本設計方針に係る検査及び品質管理の方法に係る検査）を行う必要があり、事業者検査等に先立ち、検査の計画及び検査実施要領書が策定され、実施されていること。なお、基本的に下述のb.の検査については、a.の検査の適合性が確認された後に実施すること。

a.あらかじめ確認すべき事項に対する検査

- (a) 溶接施工法に関すること
- (b) 溶接士の技能に関すること

b.構造物に対する検査

- (a) 溶接部の材料
- (b) 溶接部の開先
- (c) 溶接の作業及び溶接設備
- (d) 溶接後熱処理（実施する場合）
- (e) 非破壊試験（実施する場合）
- (f) 機械試験（実施する場合）

(g) 耐圧試験(外観の状況確認含む)

- (16) 検査終了後は、機器等が通常の状態に復旧され、確認されていること。
- (17) 検査結果に影響を与える監視機器及び測定機器は、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正が行われ、有効期限内であることが確認されていること。
- (18) 電気・計装機器の設定値を確認する検査及びインターロックを確認する検査等において、圧力、流量、水位、中性子束、核計装、弁位置及び地震加速度等の測定箇所から機器等の動作箇所(制御盤や警報装置含む)までの回路を分割して検査する場合は、分割した境界部分はそれぞれオーバーラップしていることが確認されていること。
- (19) 機能・性能検査においては、試験や検査のためだけの特別な条件で検査を実施するのではなく、原則、通常の運転時と同条件で実施されていること。
ただし、通常の運転時と同条件で試験や検査を実施することができない場合は、あらかじめ特別な条件で運転した場合に、機器等に要求される性能を満足することが検証、評価されていること。
- (20) 事業者検査等の工程管理においては、ホールドポイント毎に検査官の使用前確認を受ける前に、次の工程にリリースされていないこと。
- (21) 長期間にわたり施工される工事の場合、工事の途中段階で工程変更となり、組立て、据付け中の設備を長期間保管する必要性が生じた場合、事業者検査を再開する際には、事業者が保管期間の環境や機器等の状態を含め、改めてそれまでの機器等の要求事項への適合性を再評価した上で、事業者検査を計画、実施していること。

6. 参考資料

- (1) 原子力施設の種別毎の使用前事業者検査又は使用前検査関連の法律条項(表1参照)
- (2) 原子力施設の種別毎の技術基準規則(表2参照)
- (3) 原子力施設の種別毎の施行規則の関連条項(表3参照)
- (4) 原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド
- (5) 使用前事業者検査に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	(改正日)	○記載の適正化	

表1 関連する法律条項

原子力施設の種別	設工認又は使用許可に係る条項	使用前事業者検査又は使用前検査に係る条項
実用発電用原子炉施設	(認可) 第43条の3の9 (届出) 第43条の3の10	第43条の3の11
研究開発段階発電用原子炉施設	(認可) 第43条の3の9 (届出) 第43条の3の10	第43条の3の11

(g) 耐圧試験(外観の状況確認含む)

- (16) 検査終了後は、機器等が通常の状態に復旧され、確認されていること。
- (17) 検査結果に影響を与える監視機器及び測定機器は、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正が行われ、有効期限内であることが確認されていること。
- (18) 電気・計装機器の設定値を確認する検査及びインターロックを確認する検査等において、圧力、流量、水位、中性子束、核計装、弁位置及び地震加速度等の測定箇所から機器等の動作箇所(制御盤や警報装置含む)までの回路を分割して検査する場合は、分割した境界部分はそれぞれオーバーラップしていることが確認されていること。
- (19) 機能・性能検査においては、試験や検査のためだけの特別な条件で検査を実施するのではなく、原則、通常の運転時と同条件で実施されていること。
ただし、通常の運転時と同条件で試験や検査を実施することができない場合は、あらかじめ特別な条件で運転した場合に、機器等に要求される性能を満足することが検証、評価されていること。
- (20) 事業者検査等の工程管理においては、ホールドポイント毎に検査官の使用前確認を受ける前に、次の工程にリリースされていないこと。
- (21) 長期間に亘り施工される工事の場合、工事の途中段階で工程変更となり、組立て、据付け中の設備を長期間保管する必要性が生じた場合、事業者検査を再開する際には、事業者が保管期間の環境や機器等の状態を含め、改めてそれまでの機器等の要求事項への適合性を再評価した上で、事業者検査を計画、実施していること。

6. 参考資料

- (1) 原子力施設の種別毎の使用前事業者検査又は使用前検査関連の法律条項(表1参照)
- (2) 原子力施設の種別毎の技術基準規則(表2参照)
- (3) 原子力施設の種別毎の施行規則の関連条項(表3参照)
- (4) 原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド
- (5) 使用前事業者検査に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

(新設)

表1 関連する法律条項

原子力施設の種別	設工認又は使用許可に係る条項	使用前事業者検査又は使用前検査に係る条項
実用発電用原子炉施設	(認可) 第43条の3の9 (届出) 第43条の3の10	第43条の3の11
研究開発段階発電用原子炉施設	(認可) 第43条の3の9 (届出) 第43条の3の10	第43条の3の11

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

試験研究用等原子炉施設	第 27 条	第 28 条
再処理施設	第 45 条	第 46 条
加工施設	第 16 条の <u>2</u>	第 16 条の <u>3</u>
使用済燃料貯蔵施設	第 43 条の <u>8</u>	第 43 条の <u>9</u>
廃棄物管理施設	第 51 条の <u>7</u>	第 51 条の <u>8</u>
第一種廃棄物埋設施設	第 51 条の <u>7</u>	第 51 条の <u>8</u>
第二種廃棄物埋設施設	—	<u>二</u>
使用施設等	<u>(使用許可)</u> 第 52 条	<u>(使用前検査)</u> 第 55 条の <u>2</u>

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 <u>4</u> 条～第 78 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 <u>4</u> 条～第 78 条
試験研究用等原子炉施設	第 <u>5</u> 条～第 70 条
再処理施設	第 <u>4</u> 条～第 51 条
加工施設	第 <u>4</u> 条～第 39 条
使用済燃料貯蔵施設	第 <u>5</u> 条～第 24 条
特定廃棄物管理施設	第 <u>4</u> 条～第 23 条
特定第一種廃棄物埋設施設	同上
第二種廃棄物埋設施設	<u>二</u>
使用施設等	第 <u>4</u> 条～第 27 条

表 3 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 14 条の <u>2</u> ～第 21 条	第 92 条第 <u>1</u> 項第 18 号、 同条第 <u>3</u> 項第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 14 条の <u>2</u> ～第 21 条	第 87 条第 <u>1</u> 項第 18 号、 同条第 <u>3</u> 項第 19 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 <u>3</u> 条の <u>2</u> の <u>3</u> ～ 第 <u>3</u> 条の <u>6</u>	第 15 条第 <u>1</u> 項第 17 号、 同条第 <u>2</u> 項第 18 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 <u>4</u> 条の <u>2</u> ～第 <u>7</u> 条	第 17 条第 <u>1</u> 項第 17 号、 同条第 <u>2</u> 項第 20 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 <u>3</u> 条の <u>4</u> の <u>2</u> ～ 第 <u>3</u> 条の <u>7</u>	第 <u>8</u> 条第 <u>1</u> 項第 <u>16</u> 号、 同条第 <u>2</u> 項第 <u>13</u> 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 <u>6</u> 条の <u>2</u> ～第 10 条	第 37 条第 <u>1</u> 項第 16 号、 同条第 <u>2</u> 項第 16 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 <u>6</u> 条の <u>2</u> ～第 10 条	第 34 条第 <u>1</u> 項第 15 号、 同条第 <u>2</u> 項第 17 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の <u>2</u> ～第 24 条	第 63 条第 <u>1</u> 項第 15 号、 同条第 <u>2</u> 項第 17 号
第二種廃棄物埋設施設	—	—	—

試験研究用等原子炉施設	第 27 条	第 28 条
再処理施設	第 45 条	第 46 条
加工施設	第 16 条の <u>2</u>	第 16 条の <u>3</u>
使用済燃料貯蔵施設	第 43 条の <u>8</u>	第 43 条の <u>9</u>
廃棄物管理施設	第 51 条の <u>7</u>	第 51 条の <u>8</u>
第一種廃棄物埋設施設	第 51 条の <u>7</u>	第 51 条の <u>8</u>
第二種廃棄物埋設施設	—	<u>二</u>
使用施設等	<u>(使用許可)</u> 第 52 条	<u>(使用前検査)</u> 第 55 条の <u>2</u>

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 <u>4</u> 条～第 78 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 <u>4</u> 条～第 78 条
試験研究用等原子炉施設	第 <u>5</u> 条～第 70 条
再処理施設	第 <u>4</u> 条～第 51 条
加工施設	第 <u>4</u> 条～第 39 条
使用済燃料貯蔵施設	第 <u>5</u> 条～第 24 条
特定廃棄物管理施設	第 <u>4</u> 条～第 23 条
特定第一種廃棄物埋設施設	同上
第二種廃棄物埋設施設	<u>二</u>
使用施設等	第 <u>4</u> 条～第 27 条

表 3 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 14 条の <u>2</u> ～第 21 条	第 92 条第 <u>1</u> 項第 18 号、 同条第 <u>3</u> 項第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 14 条の <u>2</u> ～第 21 条	第 87 条第 <u>1</u> 項第 18 号、 同条第 <u>3</u> 項第 19 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 <u>3</u> 条の <u>2</u> の <u>3</u> ～第 <u>3</u> 条の <u>6</u>	第 15 条第 <u>1</u> 項第 17 号、 同条第 <u>2</u> 項第 18 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 <u>4</u> 条の <u>2</u> ～第 <u>7</u> 条	第 17 条第 <u>1</u> 項第 17 号、 同条第 <u>2</u> 項第 20 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 <u>3</u> 条の <u>4</u> の <u>2</u> ～第 <u>3</u> 条の <u>7</u>	第 <u>8</u> 条第 <u>1</u> 項第 <u>16</u> 号、 同条第 <u>2</u> 項第 <u>13</u> 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 <u>6</u> 条の <u>2</u> ～第 10 条	第 37 条第 <u>1</u> 項第 16 号、 同条第 <u>2</u> 項第 16 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 <u>6</u> 条の <u>2</u> ～第 10 条	第 34 条第 <u>1</u> 項第 15 号、 同条第 <u>2</u> 項第 17 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の <u>2</u> ～第 24 条	第 63 条第 <u>1</u> 項第 15 号、 同条第 <u>2</u> 項第 17 号
第二種廃棄物埋設施設	—	—	—

記載の適正化

記載の適正化

使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の2～第2条の7	第2条の12第1項第15号、同条第2項第18号
-------	-----------------	-------------	-------------------------

表4 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査 (新設又は増設)	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム
02	使用前事業者検査 (変更工事)	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

09 使用(政令該当)

使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の2～第2条の7	第2条の12第1項第15号、同条第2項第18号
-------	-----------------	-------------	-------------------------

表4 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査 (新設又は増設)	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム
02	使用前事業者検査 (変更工事)	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

09 使用(政令該当)

記載の適正化

<u>ID</u>	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
<u>01</u>	<u>使用前検査</u>	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

<u>ID</u>	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
<u>01</u>	<u>使用前事業者検査</u>	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

記載の適正化

基本検査運用ガイド ヒートシンク性能 (新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">ヒートシンク性能</p> <p style="text-align: center;">(BM1040_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類：<u>「原子力施設安全」</u> 小分類：<u>「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉)</u> 検査分野：<u>「施設管理」</u></p> <p>2. 検査目的 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「法」という。）第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理におけるヒートシンク性能に関する活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される循環設備等の基準への遵守状況を確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、施設管理の他、防災・非常時対応の検査分野に関連する設備・機器等にも関係することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3. 検査要件</p> <p>3.1 検査対象 熱交換器及びヒートシンク設備は、崩壊熱を除去し、安全上の重要度が高い設備又は関連する設備に対して冷却水を提供することが要求される。熱交換器等の除熱の性能が低下すれば、冷却システムの成</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">ヒートシンク性能</p> <p style="text-align: center;">(BM1040_r<u>0</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類：<u>「原子力施設安全」</u> 小分類：<u>「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉)</u> 検査分野：<u>「施設管理」</u></p> <p>2. 検査目的 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「法」という。）、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理におけるヒートシンク性能に関する活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される循環設備等の基準への遵守状況を確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、施設管理の他、防災・非常時対応の検査分野に関連する設備・機器等にも関係することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3. 検査要件</p> <p>3.1 検査対象 熱交換器及びヒートシンク設備は、崩壊熱を除去し、安全上の重要度が高い設備又は関連する設備に対して冷却水を提供することが要求される。熱交換器等の除熱の性能が低下すれば、冷却システムの成立基準を</p>	<p style="text-align: center;">修正に伴う改正</p> <p style="text-align: center;">記載の適正化</p> <p style="text-align: center;">記載の適正化</p> <p style="text-align: center;">記載の適正化</p>

立基準を満足できない可能性が生じることから、ヒートシンク性能関連する機器及び保全活動を検査対象とし適切なサンプリングにより検査を行う。

サンプリングに当たっては、検査実施時点における原子力施設のリスク情報等から得られる安全上の重要度を考慮し、検査対象を選定する。検査項目は以下の3種類である。

- (1) 海水により冷却される熱交換器
- (2) 閉ループの熱交換器
- (3) 熱交換器以外のヒートシンク設備

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

検査官は、どの熱交換器及びヒートシンク設備を検査の対象に選定すべきか決定するために、工学的な分析や判断、運転経験、性能履歴、適用される高経年化対策や変更認可に基づいた他の保守プログラムの実施による強化*などの要素と共にリスク情報に基づく見識を適用するものとする。

本検査を予定する場合、検査官は熱交換器及びヒートシンク設備の検査・試験(熱交換器の検査・試験、冷却海水配管の内面検査、トレンチ内の海水配管の外面検査など)に関連する頻度の低い作業を観察する機会を特定するために、定期検査や運転中の保全計画を考慮しなければならない。

※変更認可に基づく強化とは、事業者が既存の保守プログラムに組み込むことを承認した追加の措置(例えば検査・試験など)のことを意味する。

4.2 検査実施

(1) 海水により冷却される熱交換器

海水により直接冷却される熱交換器に関して、適切な熱伝達が行われるように試験、検査、保守及び海洋生物の付着の監視が、単独又は組み合わせにより適切に実施されていることを確認する。

- a. 熱交換器の性能試験の方法と結果
- b. 熱交換器の検査・清掃に関する方法と結果又は実施状況の観察
- c. 運転状態と伝熱計算における設計想定との整合性
- d. ウォーターハンマー等の影響を受けやすい熱交換器の評価と対策
- e. 過流量に起因する熱交換器の劣化防止のための適切な制御及び運転上の制限
- f. (可能であれば) 予備で使用頻度の低い熱交換器による流量試験
- g. 施栓された伝熱管の数が設定された制限内であること
- h. (可能であれば) 渦電流探傷試験の報告書及び目視検査の記録

(2) 閉ループの熱交換器

例えば冷却海水システムによって間接的に冷却や、エアフィンクーラーによって直接冷却される熱交換器)に関して、以下の項目を確認する。

- a. 上記のc.~h.の項目
- b. 腐食制御に関する化学処理方法が民間標準と一致し、管理、評価されていること

満足できない可能性が生じることから、ヒートシンク性能関連する機器及び保全活動を検査対象とし適切なサンプリングにより検査を行う。

サンプリングに当たっては、検査実施時点における原子力施設のリスク情報等から得られる安全上の重要度を考慮し、検査対象を選定する。検査項目は以下の3種類である。

- (1) 海水により冷却される熱交換器
- (2) 閉ループの熱交換器
- (3) 熱交換器以外のヒートシンク設備

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

検査官は、どの熱交換器及びヒートシンク設備を検査の対象に選定すべきか決定するために、工学的な分析や判断、運転経験、性能履歴、適用される高経年化対策や変更認可に基づいた他の保守プログラムの実施による強化*などの要素と共にリスク情報に基づく見識を適用するものとする。

本検査を予定する場合、検査官は熱交換器及びヒートシンク設備の検査・試験(熱交換器の検査・試験、冷却海水配管の内面検査、トレンチ内の海水配管の外面検査など)に関連する頻度の低い作業を観察する機会を特定するために、定期検査や運転中の保全計画を考慮しなければならない。

※変更認可に基づく強化とは、事業者が既存の保守プログラムに組み込むことを承認した追加の措置(例えば検査・試験など)のことを意味する。

4.2 検査実施

(1) 海水により冷却される熱交換器

海水により直接冷却される熱交換器に関して、適切な熱伝達が行われるように試験、検査、保守及び海洋生物の付着の監視が、単独又は組み合わせにより適切に実施されていることを確認する。

- a. 熱交換器の性能試験の方法と結果
- b. 熱交換器の検査・清掃に関する方法と結果又は実施状況の観察
- c. 運転状態と伝熱計算における設計想定との整合性
- d. ウォーターハンマー等の影響を受けやすい熱交換器の評価と対策
- e. 過流量に起因する熱交換器の劣化防止のための適切な制御及び運転上の制限
- f. (可能であれば) 予備で使用頻度の低い熱交換器による流量試験
- g. 施栓された伝熱管の数が設定された制限内であること
- h. (可能であれば) 渦電流探傷試験の報告書及び目視検査の記録

(2) 閉ループの熱交換器

例えば冷却海水システムによって間接的に冷却や、エアフィンクーラーによって直接冷却される熱交換器)に関して、以下の項目を確認する。

- a. 上記のc.~h.の項目
- b. 腐食制御に関する化学処理方法が民間標準と一致し、管理、評価されていること

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

(3)熱交換器以外のヒートシンク設備

選定された各ヒートシンク設備に関して、性能試験又はそれに相当する他の方法によって必要な性能が維持されていることを確認する。ヒートシンク設備に関して問題となるのは、その使用可能性と設備へのアクセス可能性である。

選定された各ヒートシンク設備に関して、下記7項目のうち少なくとも2項目を確認しなければならない（最終ヒートシンク（最終的な熱の逃がし場は海洋又は大気を想定する。）（以下「UHS」という。）のための貯水設備を有する原子力施設に関しては下記項目の a.又は b.を3年ごとに1回は確認しなければならない）。

- a.取水ピット、放水ピット等のコンクリート壁によって囲まれた地上の UHS 設備に関するウォークダウン又は事業者の検査の方法と結果
- b.水中の UHS 設備となる取水口、放水口に関する事業者の検査の方法及び結果
- c.エアフィンクーラーなど熱の逃がし場を大気とする UHS 設備に関して、ウォークダウン又は事業者の検査の方法と記録
- d.ヒートシンク設備の運転（冷却海水側、閉ループの冷却水側）
- e.ヒートシンク設備の性能試験（冷却海水側、閉ループの冷却水側）
- f.選択した冷却海水設備又は閉ループの冷却水設備のウォークダウン
- g.海水の取水設備（スクリーン等）のウォークダウン

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 共通的な留意事項

熱交換器が安全上重要な設備又は関連する設備である限り、選定される熱交換器の型式及びサイズに制限はない。熱交換器及びヒートシンク設備の選定は、検査又は再検査が妥当である範囲を特定するために、過去の検査結果を検討すべきである。問題があった場合や広範な是正処置の履歴を有する熱交換器は、選定に当たり優先的に検討されるべきである。

本検査では、熱交換器及びヒートシンク設備の健全性及び性能を確認するために、1～2組のサンプルを選定する。選定した熱交換器に関しては、検査官の決定に従い、(1)海水によって冷却される熱交換器又は(2)閉ループの熱交換器の適切な項目を実施する。選定した（熱交換器ではなく）ヒートシンク設備に関しては、検査官の決定に従い(3)の適切な項目を実施する。

検査官は、必要に応じて評価するサブ項目の数を制限する場合や、評価項目の数を増減することにより、安全上の重要な問題に焦点を当てるようにサンプルの範囲を拡大又は縮小することができる。表4に監視領域別の検査目的とリスク優先度との関係を示す。監視領域へのリスクの影響については、一定の発生確率で起こりうる共通要因故障に着目して対象範囲を検討し、その結果を踏まえて

(3)熱交換器以外のヒートシンク設備

選定された各ヒートシンク設備に関して、性能試験又はそれに相当する他の方法によって必要な性能が維持されていることを確認する。ヒートシンク設備に関して問題となるのは、その使用可能性と設備へのアクセス可能性である。

選定された各ヒートシンク設備に関して、下記7項目のうち少なくとも2項目を確認しなければならない（最終ヒートシンク（最終的な熱の逃がし場は海洋又は大気を想定する。）（以下「UHS」という。）のための貯水設備を有する原子力施設に関しては下記項目の a.又は b.を3年ごとに1回は確認しなければならない）。

- a.取水ピット、放水ピット等のコンクリート壁によって囲まれた地上の UHS 設備に関するウォークダウン又は事業者の検査の方法と結果
- b.水中の UHS 設備となる取水口、放水口に関する事業者の検査の方法及び結果
- c.エアフィンクーラーなど熱の逃がし場を大気とする UHS 設備に関して、ウォークダウン又は事業者の検査の方法と記録
- d.ヒートシンク設備の運転（冷却海水側、閉ループの冷却水側）
- e.ヒートシンク設備の性能試験（冷却海水側、閉ループの冷却水側）
- f.選択した冷却海水設備又は閉ループの冷却水設備のウォークダウン
- g.海水の取水設備（スクリーン等）のウォークダウン

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 共通事項

熱交換器が安全上重要な設備又は関連する設備である限り、選定される熱交換器の型式及びサイズに制限はない。熱交換器及びヒートシンク設備の選定は、検査又は再検査が妥当である範囲を特定するために、過去の検査結果を検討すべきである。問題があった場合や広範な是正処置の履歴を有する熱交換器は、選定に当たり優先的に検討されるべきである。

本検査では、熱交換器及びヒートシンク設備の健全性及び性能を確認するために、1～2組のサンプルを選定する。選定した熱交換器に関しては、検査官の決定に従い、(1)海水によって冷却される熱交換器又は(2)閉ループの熱交換器の適切な項目を実施する。選定した（熱交換器ではなく）ヒートシンク設備に関しては、検査官の決定に従い(3)の適切な項目を実施する。

検査官は、必要に応じて評価するサブ項目の数を制限する場合や、評価項目の数を増減することにより、安全上の重要な問題に焦点を当てるようにサンプルの範囲を拡大又は縮小することができる。表4に監視領域別の検査目的とリスク優先度との関係を示す。監視領域へのリスクの影響については、一定の発生確率で起こりうる共通要因故障に着目して対象範囲を検討し、その結果を踏まえて

記載の適正化

記載の適正化（記載内容の明示）

サンプルを選定するとよい。

なお、当該検査運用ガイドにおいて、「BM0010使用前事業者検査に対する監督」及び「BM0020定期事業者検査に対する監督」検査運用ガイドで確認した機器等の機能及び性能に係る事項を一部活用することも可能とする。

5.2 個別の留意事項

(1)海水により冷却される熱交換器

本検査要件は、冷却海水設備によって直接冷却される安全上重要な又は関連する熱交換器を対象とすべきである。

a. 熱交換器の性能試験の方法と結果については、次の項目を確認する。

(a) 選定された試験方法が、産業界の実施方法として認められたもの又はそれに相当するものと同様である。

(b) 試験状態（温度差、圧力差及びフローなど）が選定された方法と整合している。

(c) 試験判定基準（熱伝達計数など）が設計基準値と整合している。

(d) 試験結果は試験条件と設計条件との差異を適切に考慮している（設計上の熱除去率での機能試験は実用的ではない可能性がある）。試験結果は熱交換器の設計条件に対して外挿される必要がある。

(e) 試験結果の傾向に基づいた試験の頻度が（傾向分析データに基づき）、熱除去能力を喪失し設計基準値を下回る前に性能低下を発見するために十分であることを確認する。熱交換器の性能試験結果に関する傾向分析の頻度は、正当な根拠を提示することなく変更してはならない。

(f) 試験結果には試験計器の不正確性や差異が考慮されている。試験計器は校正され、測定するパラメータに対して適切なレンジに設定されている。そうでないと小さな測定エラーによって試験結果に影響を及ぼす可能性がある。計器に要求される精度は、試験結果に基づいて計算されるパラメータと設計上の制限との間の裕度に依存する。

(g) 計算する試験結果に適切な情報がある場合は、管側と胴側の熱負荷の値が等しい。

b. 熱交換器の検査・清掃について確認を行う場合は、以下最初の3ステップ(a)～(c)を実施し、実際に検査・清掃を観察する場合のみ、最後のステップ(d)を確認する。検査官は、計算による設計想定又は設計データシートに関するパラメータを観察し、事業者の検査記録や手順上の運転制限の確認によって評価することが可能である。

(a) 熱交換器の検査・清掃のために用いられる方法が、確認された手入れ前状態や想定される劣化傾向と整合性がある。計画された検査や清掃の間に性能が低下しないことが確実であれば、性能低下傾向に基づく適切な方法である。

(b) 検査・清掃の判定基準が確立している。判定基準は、熱伝達係数を考慮したもので、設計想定及び手入れ後の状態と一致する。検査・清掃の頻度は手入れ前状態と特定された傾向分析結果と一致する。検査・清掃の頻度及び特定された傾向分析に基づき、判定基準は計画されたインサービス期間に性能を喪失しないことを確実にするために適切である。

(c) 事業者は手入れ前状態を評価し、頻度及び傾向分析に基づき次回検査までのインサービス期間を通じて熱交換器が運転可能であると判断している。

(d) 検査・清掃を観察する場合は、以下を実施する。

i. 清掃に先立ち、配管の汚れや詰まりの程度を検査する。

サンプルを選定するとよい。

なお、当該検査運用ガイドにおいて、「BM0010使用前事業者検査に対する監督」及び「BM0020定期事業者検査に対する監督」検査運用ガイドで確認した機器等の機能及び性能に係る事項を一部活用することも可能とする。

5.2 個別事項

(1)海水により冷却される熱交換器

本検査要件は、冷却海水設備によって直接冷却される安全上重要な又は関連する熱交換器を対象とすべきである。

a. 熱交換器の性能試験の方法と結果については、次の項目を確認する。

(a) 選定された試験方法が、産業界の実施方法として認められたもの又はそれに相当するものと同様である。

(b) 試験状態（温度差、圧力差及びフローなど）が選定された方法と整合している。

(c) 試験判定基準（熱伝達計数など）が設計基準値と整合している。

(d) 試験結果は試験条件と設計条件との差異を適切に考慮している（設計上の熱除去率での機能試験は実用的ではない可能性がある）。試験結果は熱交換器の設計条件に対して外挿される必要がある。

(e) 試験結果の傾向に基づいた試験の頻度が（傾向分析データに基づき）、熱除去能力を喪失し設計基準値を下回る前に性能低下を発見するために十分であることを確認する。熱交換器の性能試験結果に関する傾向分析の頻度は、正当な根拠を提示することなく変更してはならない。

(f) 試験結果には試験計器の不正確性や差異が考慮されている。試験計器は校正され、測定するパラメータに対して適切なレンジに設定されている。そうでないと小さな測定エラーによって試験結果に影響を及ぼす可能性がある。計器に要求される精度は、試験結果に基づいて計算されるパラメータと設計上の制限との間の裕度に依存する。

(g) 計算する試験結果に適切な情報がある場合は、管側と胴側の熱負荷の値が等しい。

b. 熱交換器の検査・清掃について確認を行う場合は、以下最初の3ステップ(a)～(c)を実施し、実際に検査・清掃を観察する場合のみ、最後のステップ(d)を確認する。検査官は、計算による設計想定又は設計データシートに関するパラメータを観察し、事業者の検査記録や手順上の運転制限の確認によって評価することが可能である。

(a) 熱交換器の検査・清掃のために用いられる方法が、確認された手入れ前状態や想定される劣化傾向と整合性がある。計画された検査や清掃の間に性能が低下しないことが確実であれば、性能低下傾向に基づく適切な方法である。

(b) 検査・清掃の判定基準が確立している。判定基準は、熱伝達係数を考慮したもので、設計想定及び手入れ後の状態と一致する。検査・清掃の頻度は手入れ前状態と特定された傾向分析結果と一致する。検査・清掃の頻度及び特定された傾向分析に基づき、判定基準は計画されたインサービス期間に性能を喪失しないことを確実にするために適切である。

(c) 事業者は手入れ前状態を評価し、頻度及び傾向分析に基づき次回検査までのインサービス期間を通じて熱交換器が運転可能であると判断している。

(d) 検査・清掃を観察する場合は、以下を実施する。

i. 清掃に先立ち、配管の汚れや詰まりの程度を検査する。

記載の適正化（記載内容の明示）

- ii. 清掃された表面の状態を検査する。
- iii. 管理図面及び伝熱計算書に記載されているとおり、取付けられた伝熱管施栓プラグの実際の個数と記録されている伝熱管施栓プラグデータが一致することを確認する。
- iv. 同一の伝熱管の両端が施栓されていることを確認する。
- v. 貝類、植物性物質又はシルトを含むマクロ付着物の痕跡を探す。保守や建設の作業による異物（ガスケット材料又は他の堆積物など）の累積も含まれる。
- vi. 水室蓋（熱交換器端部の平板又は鏡板）にフランジガスケットが適切に取り付けられていることを確認する。ガスケットとシール剤の組み合わせ使用も確認すること。
- vii. 最終取り付け後の水室蓋の向きが正しいことを確認する。不適切な水室蓋の取付け向きによって、別の機能を有する熱交換器への流量を大幅に低減や隔離する可能性がある。

c. 運転状態と設計想定との整合性については、計算による設計想定、観察や事業者の検査記録の確認、手順上の運転制限の確認により評価が可能な設計データシートに関するパラメータのいずれかを参照することが可能である。

d. ウォーターハンマーの影響を受けやすい熱交換器（下記には限定されない）。

(a) 待機状態又は乾燥保管状態で隔離されている熱交換器

(b) 格納容器冷却器のように設計基準事象中（すなわち外部電源喪失 LOP）又は冷却材喪失事故（LOCA）などに部分的にドレンを行うことが可能な熱交換器

(c) 全電源喪失又は他の事象により、流れが一時的に停止する格納容器内の熱交換器

e. 過流量により引き起こされた振動を示す熱交換器は、伝熱管又は管板に対する潜在的な損傷の影響を受けやすい。このような熱交換器は以下に基づいて特定することができる。

(a) 高流量状態の直接的な観察（伝熱管の振動音など）

(b) 是正処置で特定された問題（運転中の振動、予期しない又は過度な伝熱管損傷 等）

(c) 事業者へのインタビューの中で特定される問題

(d) 製造者の推奨又は工学計算に従って流量を制限するために手順書上設定された運転制限

(2) 閉ループの熱交換器

本検査要件は、閉ループの冷却水設備によって冷却される安全上重要な又は関連する熱交換器を対象とする（冷却海水設備に直接接続されていない RHR 熱交換器など）。これらの熱交換器は、冷却海水設備により間接的に冷却されるか、又はエアフィンクーラーにより直接冷却される。いくつかの原子力施設で使用されている空冷の安全上重要な又は関連する熱交換器の例には、エアフィンクーラーを配備した非常用ディーゼル発電機や換気空調設備等が含まれる。

a. 上記の c. ～ h. の項目

b. 化学処理プログラムは、民間規格の基準と一致すべきである。処理結果は熱交換器又はヒートシンク設備に対する悪影響を評価し、応力腐食割れを考慮し、事業者が設定した判定基準に適合している。化学処理は計画どおりに管理された状態で実施され、結果は監視され、傾向分析が行われ、評価されなければならない。

(3) 熱交換器以外のヒートシンク設備

UHS 及びその構成機器は、所定の安全上重要機能を発揮できる合理的な保証を得るために評価されな

- ii. 清掃された表面の状態を検査する。
- iii. 管理図面及び伝熱計算書に記載されているとおり、取付けられた伝熱管施栓プラグの実際の個数と記録されている伝熱管施栓プラグデータが一致することを確認する。
- iv. 同一の伝熱管の両端が施栓されていることを確認する。
- v. 貝類、植物性物質又はシルトを含むマクロ付着物の痕跡を探す。保守や建設の作業による異物（ガスケット材料又は他の堆積物など）の累積も含まれる。
- vi. 水室蓋（熱交換器端部の平板又は鏡板）にフランジガスケットが適切に取り付けられていることを確認する。ガスケットとシール剤の組み合わせ使用も確認すること。
- vii. 最終取り付け後の水室蓋の向きが正しいことを確認する。不適切な水室蓋の取付け向きによって、別の機能を有する熱交換器への流量を大幅に低減や隔離する可能性がある。

c. 運転状態と設計想定との整合性については、計算による設計想定、観察や事業者の検査記録の確認、手順上の運転制限の確認により評価が可能な設計データシートに関するパラメータのいずれかを参照することが可能である。

d. ウォーターハンマーの影響を受けやすい熱交換器（下記には限定されない）。

(a) 待機状態又は乾燥保管状態で隔離されている熱交換器

(b) 格納容器冷却器のように設計基準事象中（すなわち外部電源喪失 LOP）又は冷却材喪失事故（LOCA）などに部分的にドレンを行うことが可能な熱交換器

(c) 全電源喪失又は他の事象により、流れが一時的に停止する格納容器内の熱交換器

e. 過流量により引き起こされた振動を示す熱交換器は、伝熱管又は管板に対する潜在的な損傷の影響を受けやすい。このような熱交換器は以下に基づいて特定することができる。

(a) 高流量状態の直接的な観察（伝熱管の振動音など）

(b) 是正処置で特定された問題（運転中の振動、予期しない又は過度な伝熱管損傷 等）

(c) 事業者へのインタビューの中で特定される問題

(d) 製造者の推奨又は工学計算に従って流量を制限するために手順書上設定された運転制限

(2) 閉ループの熱交換器

本検査要件は、閉ループの冷却水設備によって冷却される安全上重要な又は関連する熱交換器を対象とする（冷却海水設備に直接接続されていない RHR 熱交換器など）。これらの熱交換器は、冷却海水設備により間接的に冷却されるか、又はエアフィンクーラーにより直接冷却される。いくつかの原子力施設で使用されている空冷の安全上重要な又は関連する熱交換器の例には、エアフィンクーラーを配備した非常用ディーゼル発電機や換気空調設備等が含まれる。

a. 上記の c. ～ h. の項目

b. 化学処理プログラムは、民間規格の基準と一致すべきである。処理結果は熱交換器又はヒートシンク設備に対する悪影響を評価し、応力腐食割れを考慮し、事業者が設定した判定基準に適合している。化学処理は計画どおりに管理された状態で実施され、結果は監視され、傾向分析が行われ、評価されなければならない。

(3) 熱交換器以外のヒートシンク設備

UHS 及びその構成機器は、所定の安全上重要機能を発揮できる合理的な保証を得るために評価さ

なければならない。

a. 地上のUHS設備に関して、事業者の検査方法及び結果により、構造完全性の喪失につながる可能性のある浸食や許容できない沈下を示していない。

b. 水中のUHS設備に関して、事業者の検査方法及び結果により以下を確認する。

(a) 起こり得る沈下又は動きは、UHSの構造的な完全性又は性能に影響を与えていない。

(b) 土砂の流入が取水口内の容量を減少させていない。

c. エアフィンクーラーなどの熱の逃がし場を大気とするUHS設備に関して、事業者の検査方法及び結果により以下を確認する。

(a) 熱伝達能力の定期的な性能監視

(b) UHS設備としての構造的健全性の定期的な状態監視

d. ヒートシンク設備の運転について、以下の項目を確認する。

(a) ヒートシンク設備の設計変更を確認する。変更又は改造の確認では、主要な設計基準要件がインプットとして検討され、維持されていることを確実にすべきである。

ヒートシンク設備の設計基準に悪影響を及ぼす可能性のある計画された改修を確認することができる。

(b) ヒートシンク設備の機能喪失に関する事業者の手順書を確認する。

意思決定の拠り所となる計測器が利用可能であり、機能することを確認する。手順書には必要に応じて、取水構造物の損壊、全ての冷却水ポンプの機能喪失又は配管破断に関する具体的なガイダンスを含むべきである。取水口水位計器は、異常時又は緊急時に事故時運転操作手順書 (EOP) 及び緊急時活動レベル (EAL) により使用することができる。保安規定のUHS水位と緊急時計画 (EAL) におけるUHS水位を測定する場所が事実上同じでなければならない。

(c) 水生生物や浮遊物等の付着による目詰まりを防止するための事業者の管理を確認する。保守プログラムの頻度及び前提条件に一致して、水生生物や浮遊物の付着が適切に監視、傾向分析及び制御されていることを確認する。

本要件は、試験結果やヒートシンク設備が最大系統流量に対応できることを検証する他の同等な方法により、確認することが可能である。産業界の運転経験からシステムへの異物混入を含む数多くの事象が示されている。これらの事象に含まれるのは、水生生物藻類、草、昆布など、浮遊物や水没した堆積物、又はそれに伴う沈泥や土砂の侵入による系統配管、熱交換器、ストレーナ及び除塵スクリーンの目詰まりである。追加的な検討に含まれるのは、

- i. 系統に引き寄せられる小魚、クラゲの群れ等
- ii. 生きている又は死んでいる貝類
- iii. 保守作業や建設作業による他の異物 (ガasket材料又は他の破片など)。
- iv. 影響を受けやすい機器に含まれる可能性があるのは、直径が小さな伝熱管を有する熱交換器 (多管式)、又は平板型熱交換器 (プレート式) 内の狭隘な流路
- v. 低速度流量の弁又は熱交換器
- vi. 低い位置の弁又は熱交換器
- vii. デッドレッグ内 (水の循環しない配管部) で通常閉じられた弁

(d) 可能であれば、生物防除のための殺生剤処理が計画とおりに実施・管理されていること、結果が監視、傾向分析、評価されていることを確認する。殺生剤処理プログラムは産業界の基準と一致すべきである。処理結果は、十分な生物管理を確実にするために評価されるべきであり、

れなければならない。

a. 地上のUHS設備に関して、事業者の検査方法及び結果により、構造完全性の喪失につながる可能性のある浸食や許容できない沈下を示していない。

b. 水中のUHS設備に関して、事業者の検査方法及び結果により以下を確認する。

(a) 起こり得る沈下又は動きは、UHSの構造的な完全性又は性能に影響を与えていない。

(b) 土砂の流入が取水口内の容量を減少させていない。

c. エアフィンクーラーなどの熱の逃がし場を大気とするUHS設備に関して、事業者の検査方法及び結果により以下を確認する。

(a) 熱伝達能力の定期的な性能監視

(b) UHS設備としての構造的健全性の定期的な状態監視

d. ヒートシンク設備の運転について、以下の項目を確認する。

(a) ヒートシンク設備の設計変更を確認する。変更又は改造の確認では、主要な設計基準要件がインプットとして検討され、維持されていることを確実にすべきである。

ヒートシンク設備の設計基準に悪影響を及ぼす可能性のある計画された改修を確認することができる。

(b) ヒートシンク設備の機能喪失に関する事業者の手順書を確認する。

意思決定の拠り所となる計測器が利用可能であり、機能することを確認する。手順書には必要に応じて、取水構造物の損壊、全ての冷却水ポンプの機能喪失又は配管破断に関する具体的なガイダンスを含むべきである。取水口水位計器は、異常時又は緊急時に事故時運転操作手順書 (EOP) 及び緊急時活動レベル (EAL) により使用することができる。保安規定のUHS水位と緊急時計画 (EAL) におけるUHS水位を測定する場所が事実上同じでなければならない。

(c) 水生生物や浮遊物等の付着による目詰まりを防止するための事業者の管理を確認する。保守プログラムの頻度及び前提条件に一致して、水生生物や浮遊物の付着が適切に監視、傾向分析及び制御されていることを確認する。

本要件は、試験結果やヒートシンク設備が最大系統流量に対応できることを検証する他の同等な方法により、確認することが可能である。産業界の運転経験からシステムへの異物混入を含む数多くの事象が示されている。これらの事象に含まれるのは、水生生物藻類、草、昆布など、浮遊物や水没した堆積物、又はそれに伴う沈泥や土砂の侵入による系統配管、熱交換器、ストレーナ及び除塵スクリーンの目詰まりである。追加的な検討に含まれるのは、

- i. 系統に引き寄せられる小魚、クラゲの群れ等
- ii. 生きている又は死んでいる貝類
- iii. 保守作業や建設作業による他の異物 (ガasket材料又は他の破片など)。
- iv. 影響を受けやすい機器に含まれる可能性があるのは、直径が小さな伝熱管を有する熱交換器 (多管式)、又は平板型熱交換器 (プレート式) 内の狭隘な流路
- v. 低速度流量の弁又は熱交換器
- vi. 低い位置の弁又は熱交換器
- vii. デッドレッグ内 (水の循環しない配管部) で通常閉じられた弁

(d) 可能であれば、生物防除のための殺生剤処理が計画とおりに実施・管理されていること、結果が監視、傾向分析、評価されていることを確認する。殺生剤処理プログラムは産業界の基準と一致すべきである。処理結果は、十分な生物管理を確実にするために評価されるべきであり、

事業者が策定した判定基準に適合すべきである。さらに、微生物腐食 (MIC) は監視、傾向分析、管理されるべきである。

(e)一定容積のUHS (川、湖、海などを除く) に関して適切な pH、カルシウム硬度などが維持されることを確実にするための適切な化学的モニタリングを確認する。不適切な化学的モニタリング又は制御によって、設計基準事象の間に高温の熱交換器チューブにカルシウムの沈着を引き起こす可能性がある。ランゲリア指数は、カルシウム堆積による熱伝導係数の低下の可能性を低減するために用いることができる共通した水質化学分析である。

(f)高揚程ポンプと低揚程ポンプの相互作用。影響を受けやすいシステム設計に対して、日常的なシステムの運転や試験の間、ポンプのメンテナンス後に、事業者が潜在的に高揚程ポンプと低揚程ポンプの相互作用に関してポンプの性能を監視していることを確認する。

高揚程ポンプと低揚程ポンプの相互作用ガイダンス。2基 (又はそれ以上の) 遠心ポンプが並行して作動し、共通のミニマムフローラインを共用する場合は、システムは高揚程ポンプと低揚程ポンプの相互作用の影響を受けやすい。ポンプの一つが他のポンプより強力である場合 (同じ流量に対してより高い吐出ヘッドを有するなど)、ミニマムフローモードなど低流量状態でポンプを稼働する場合に、弱いポンプはデッドヘッドとなる可能性がある。

同じ流量におけるポンプ吐出圧力の差異に関して、メーカーのポンプ性能曲線、又は系統試験中に作成されたポンプ性能曲線と比較する。単一ポンプ試験中に、低流量におけるポンプヘッドを比較する。ミニマムフローにおける想定、又はミニマムフローモードにおけるポンプの平行運転を伴うケーススタディに関して、事業者の設計を確認すること。

e. ヒートシンク設備の性能試験について、以下の項目を確認する。

(a)ヒートシンク設備のポンプ、タワーファン及び弁のサンプルに関する性能試験を確認する。流量試験の条件は、ユニット間をタイラインで結ぶ冷却水ラインにも適用する。さらに、非安全系の最大負荷条件とポンプの最小運転台数と合わせて、ポンプのランアウト状態が示されないことを確認する。更なるガイダンスについては「B00010 サーベイランス試験」検査運用ガイドを参照のこと。

(b)厳しい条件に対する冷却海水の流量バランスの試験結果を確認する。設計基準事象状況における系統配置及び流量想定に対する流量バランス結果を比較する。系統流量バランスデータが、流量係数、事故時の構成における機器・配管全体の圧力低下、定格熱除去流量、総系統流量仕様など主要な設計想定と一致することを確認する。

(c)安全系の冷却水設備と非安全関連又は非耐震性の配管システムと接続するバルブが、設計基準事象中に適切に隔離されることを検証するために定期的な試験、検査又は監視を確認する。事業者の方法が設計基準で想定した漏えい率に関して適切であることを確認する。

(d)原子炉施設 (タービン建屋や原子炉建屋) の閉ループ冷却水システム、エアコンプレッサー、又はタービン駆動の補助給水システムへのバックアップ冷却など、安全上重要な非安全関連機能の性能を確認する。

f. ウォークダウンを実施し、選択した冷却海水又は閉ループ冷却水システムに関する文書を確認する。

(a)埋設された配管又はアクセスできない配管については、事業者の配管試験・検査又は保守プログラムにより構造の健全性を確認し、漏えいや劣化が適切に特定され、処置されていることを確認する。配管検査及び保守プログラムには、ライザー管貫通部 (例えばセメントの床や基礎から立

事業者が策定した判定基準に適合すべきである。さらに、微生物腐食 (MIC) は監視、傾向分析、管理されるべきである。

(e)一定容積のUHS (川、湖、海などを除く) に関して適切な pH、カルシウム硬度などが維持されることを確実にするための適切な化学的モニタリングを確認する。不適切な化学的モニタリング又は制御によって、設計基準事象の間に高温の熱交換器チューブにカルシウムの沈着を引き起こす可能性がある。ランゲリア指数は、カルシウム堆積による熱伝導係数の低下の可能性を低減するために用いることができる共通した水質化学分析である。

(f)強力なポンプと弱いポンプの相互作用。影響を受けやすいシステム設計に対して、日常的なシステムの運転や試験の間、ポンプのメンテナンス後に、事業者が潜在的に強力なポンプと弱いポンプの相互作用に関してポンプの性能を監視していることを確認する。

強力なポンプと弱いポンプの相互作用ガイダンス。2基 (又はそれ以上の) 遠心ポンプが並行して作動し、共通のミニマムフローラインを共用する場合は、システムは強力なポンプと弱いポンプの相互作用の影響を受けやすい。ポンプの一つが他のポンプより強力である場合 (同じ流量に対してより高い吐出ヘッドを有するなど)、ミニマムフローモードなど低流量状態でポンプを稼働する場合に、弱いポンプはデッドヘッドとなる可能性がある。

同じ流量におけるポンプ吐出圧力の差異に関して、メーカーのポンプ性能曲線、又は系統試験中に作成されたポンプ性能曲線と比較する。単一ポンプ試験中に、低流量におけるポンプヘッドを比較する。ミニマムフローにおける想定、又はミニマムフローモードにおけるポンプの平行運転を伴うケーススタディに関して、事業者の設計を確認すること。

e. ヒートシンク設備の性能試験について、以下の項目を確認する。

(a)ヒートシンク設備のポンプ、タワーファン及び弁のサンプルに関する性能試験を確認する。流量試験の条件は、ユニット間をタイラインで結ぶ冷却水ラインにも適用する。さらに、非安全系の最大負荷条件とポンプの最小運転台数と合わせて、ポンプのランアウト状態が示されないことを確認する。更なるガイダンスについては「B00010 サーベイランス試験」検査運用ガイドを参照のこと。

(b)厳しい条件に対する冷却海水の流量バランスの試験結果を確認する。設計基準事象状況における系統配置及び流量想定に対する流量バランス結果を比較する。系統流量バランスデータが、流量係数、事故時の構成における機器・配管全体の圧力低下、定格熱除去流量、総系統流量仕様など主要な設計想定と一致することを確認する。

(c)安全系の冷却水設備と非安全関連又は非耐震性の配管システムと接続するバルブが、設計基準事象中に適切に隔離されることを検証するために定期的な試験、検査又は監視を確認する。事業者の方法が設計基準で想定した漏えい率に関して適切であることを確認する。

(d)原子炉施設 (タービン建屋や原子炉建屋) の閉ループ冷却水システム、エアコンプレッサー、又はタービン駆動の補助給水システムへのバックアップ冷却など、安全上重要な非安全関連機能の性能を確認する。

f. ウォークダウンを実施し、選択した冷却海水又は閉ループ冷却水システムに関する文書を確認する。

(a)埋設された配管又はアクセスできない配管については、事業者の配管試験・検査又は保守プログラムにより構造の健全性を確認し、漏えいや劣化が適切に特定され、処置されていることを確認する。配管検査及び保守プログラムには、ライザー管貫通部 (例えばセメントの床や基礎から立

記載の適正化

記載の適正化

ち上がる垂直配管など)の定期的な確認や大口径配管の検査用のマンホールの確認も含むべきである(例えば配管にマンホールが取り付けられている場所など)。

(b)可能な場合、配管構造の健全性を判断するために、超音波試験結果又は目視検査により確認する。

(c)完了又は計画中の是正処置に対する事業者の対応を確認する。

(d)過去の検査(約2~3年など)以降の悪化傾向を特定するために、配管の漏えい履歴を確認する。

(e)閉ループ冷却水システムに関して、ウォークダウンにはヘッダー又はサージタンクを含めるべきである。閉ループ外への過剰な漏えいを示す悪化した補給量傾向を特定するために、運転ログ、運転員又は補修員にインタビューを行う。

(f)適用可能な場合、保護コーティングの不良、腐食及び浸食(エロージョン)を検出するために用いられる保全プログラムを確認する。

(g)高揚程縦型ポンプの場合は、悪化傾向に関する運転履歴及び状態監視保全の振動監視結果をレビューする。高揚程縦型ポンプに共通する問題に含まれるのは以下のようなものである。

- i. 腐食による軸継手部の不良
- ii. 軸端部又はカップリングボルトの腐食により軸の伸張が生じ、ポンプの損傷に至った。
- iii. 軸受け冷却の問題
- iv. ポンプの性能低下が検出できない。
- v. ポンプ停止又は待機状態におけるポンプの逆回転は、ポンプを起動した際に軸継手部の疲労破壊の原因となる可能性がある。
- vi. ミスアライメント、アンバランス、据付誤差、粒界型応力腐食割れ(IGSCC)に起因する多数の不具合が発生している。

g. ウォークダウンを実施し、冷却海水の取水設備(スクリーン、ストレーナ、水位計等)を確認する。

(a)ストレーナの逆洗機能を含む移動スクリーン(通常は非安全系)及びストレーナ(通常は安全系)の適切な機能を確認する。

繰り返し起こるシャープピンの損傷など劣化傾向を特定するために、トラベリングスクリーン及びストレーナに関するメンテナンス及び運転履歴を確認すること。除塵スクリーンの目詰まりや除塵スクリーンの洗浄頻度の履歴も確認すること。取水汚染又は目詰まりによって原子炉出力低下が引き起こされているか否かを判断すること。

要領書が障害除去のために一時的にストレーナのバイパスを許可しているか否かを特定するために、運転及び異常時操作手順書を確認すること。そうである場合、汚染のために直径の小さなチューブを有する熱交換器又はクーラーなど下流側の構築物、系統及び機器(SSC)に対する潜在的な悪影響について、この状態に関する事業者の評価を独立的に検討すること。ストレーナに関して、主要な検査項目に以下を含めることができる。

- i. 運転員がモータ電流を監視し、ストレーナの目詰まりが疑われる場合の読み取り値と比較しているかチェックする。
- ii. ストレーナの逆洗流量を、どのように確認、測定又は観察しているかチェックする。
- iii. 可能であれば、自動ストレーナの逆洗が機能することをチェックする。安全系ではないこれらのストレーナ設備に関して、電源喪失の間にストレーナが目詰まりした場合、手順書が給水の

ち上がる垂直配管など)の定期的な確認や大口径配管の検査用のマンホールの確認も含むべきである(例えば配管にマンホールが取り付けられている場所など)。

(b)可能な場合、配管構造の健全性を判断するために、超音波試験結果又は目視検査により確認する。

(c)完了又は計画中の是正処置に対する事業者の対応を確認する。

(d)過去の検査(約2~3年など)以降の悪化傾向を特定するために、配管の漏えい履歴を確認する。

(e)閉ループ冷却水システムに関して、ウォークダウンにはヘッダー又はサージタンクを含めるべきである。閉ループ外への過剰な漏えいを示す悪化した補給量傾向を特定するために、運転ログ、運転員又は補修員にインタビューを行う。

(f)適用可能な場合、保護コーティングの不良、腐食及び浸食(エロージョン)を検出するために用いられる保全プログラムを確認する。

(g)高揚程縦型ポンプの場合は、悪化傾向に関する運転履歴及び状態監視保全の振動監視結果をレビューする。高揚程縦型ポンプに共通する問題に含まれるのは以下のようなものである。

- i. 腐食による軸継手部の不良
- ii. 軸端部又はカップリングボルトの腐食により軸の伸張が生じ、ポンプの損傷に至った。
- iii. 軸受け冷却の問題
- iv. ポンプの性能低下が検出できない。
- v. ポンプ停止又は待機状態におけるポンプの逆回転は、ポンプを起動した際に軸継手部の疲労破壊の原因となる可能性がある。
- vi. ミスアライメント、アンバランス、据付誤差、粒界型応力腐食割れ(IGSCC)に起因する多数の不具合が発生している。

g. ウォークダウンを実施し、冷却海水の取水設備(スクリーン、ストレーナ、水位計等)を確認する。

(a)ストレーナの逆洗機能を含む移動スクリーン(通常は非安全系)及びストレーナ(通常は安全系)の適切な機能を確認する。

繰り返し起こるシャープピンの損傷など劣化傾向を特定するために、トラベリングスクリーン及びストレーナに関するメンテナンス及び運転履歴を確認すること。除塵スクリーンの目詰まりや除塵スクリーンの洗浄頻度の履歴も確認すること。取水汚染又は目詰まりによって原子炉出力低下が引き起こされているか否かを判断すること。

要領書が障害除去のために一時的にストレーナのバイパスを許可しているか否かを特定するために、運転及び異常時操作手順書を確認すること。そうである場合、汚染のために直径の小さなチューブを有する熱交換器又はクーラーなど下流側の構築物、系統及び機器(SSC)に対する潜在的な悪影響について、この状態に関する事業者の評価を独立的に検討すること。ストレーナに関して、主要な検査項目に以下を含めることができる。

- i. 運転員がストレーナのモータ電流を監視し、目詰まりが疑われる場合の読み取り値と比較しているかチェックする。
- ii. ストレーナの逆洗流量を、どのように確認、測定又は観察しているかチェックする。
- iii. 可能であれば、自動ストレーナの逆洗が機能することをチェックする。安全系ではないこれらのストレーナ設備に関して、電源喪失の間にストレーナが目詰まりした場合、手順書が給水の

記載の適正化

供給を可能にする方法に対応していることを確実にすること。

- (b)過度の腐食などにより取付部品の構造的な健全性が低下していない。
- (c)冷却海水ポンプの設置された取水口のシルトの蓄積が、監視され、傾向分析され、許容可能なレベルで維持されている。冷却水取水構造に関する定期的な検査プログラムを確認する。この検査プログラムには、シルトの監視及び水中設備を含む機器の構造完全性の継続的な確認が含まなければならない。
- (d)冷却海水ポンプの設置された取水口の水位計は機能しており、定期的に監視されていることを確認する。
目詰まり、付着物、スクリーン又はラックの閉塞による冷却海水ポンプの吸込みロスに伴う取水水位の過度な低下を防止するための運転操作を評価すること。運転員は、緊急時計画の緊急時活動レベル (EAL) に到達する前に、取水口レベルの低下を特定することができなければならない。異常時運転操作手順書では、EALに到達する前に対応すべき措置を指示するべきである (たとえば冷却海水ポンプや循環水ポンプのシーケンシャルトリップ、原子炉出力低下など)。確認には、スクリーン、循環水ポンプに関する表示、通知、及び運転員による手動措置 (運転員の対応) を含めるべきである。
- (e)厳しい条件下における機能性を評価する (クラゲ類の異常発生、嵐の残骸、着氷、氷晶の形成、高温など)。施設が氷晶の影響を受けやすい地域に位置する場合は、氷晶状態を特定し緩和する事業者の能力を評価する。本検査要件は、事業者が悪天候に対処するための手順書を有しているか否かを特定する必要がある。本ステップのパフォーマンスと「BE0010自然災害防護」検査運用ガイドの検査要件を調整しなければならない。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	(改正日)	○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第81条	第92条第1項第18号又は第3項第18号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第76条	第87条第1項第18号又は第3項第19条

表2 関連する技術基準規則条項

供給を可能にする方法に対応していることを確実にすること。

- (b)過度の腐食などにより取付部品の構造的な健全性が低下していない。
- (c)冷却海水ポンプの設置された取水口のシルトの蓄積が、監視され、傾向分析され、許容可能なレベルで維持されている。冷却水取水構造に関する定期的な検査プログラムを確認する。この検査プログラムには、シルトの監視及び水中設備を含む機器の構造完全性の継続的な確認が含まなければならない。
- (d)冷却海水ポンプの設置された取水口の水位計は機能しており、定期的に監視されていることを確認する。
目詰まり、付着物、スクリーン又はラックの閉塞による冷却海水ポンプの吸込みロスに伴う取水水位の過度な低下を防止するための運転操作を評価すること。運転員は、緊急時計画の緊急時活動レベル (EAL) に到達する前に、取水口レベルの低下を特定することができなければならない。異常時運転操作手順書では、EALに到達する前に対応すべき措置を指示するべきである (たとえば冷却海水ポンプや循環水ポンプのシーケンシャルトリップ、原子炉出力低下など)。確認には、スクリーン、循環水ポンプに関する表示、通知、及び運転員による手動措置 (運転員の対応) を含めるべきである。
- (e)厳しい条件下における機能性を評価する (クラゲ類の異常発生、嵐の残骸、着氷、氷晶の形成、高温など)。施設が氷晶の影響を受けやすい地域に位置する場合は、氷晶状態を特定し緩和する事業者の能力を評価する。本検査要件は、事業者が悪天候に対処するための手順書を有しているか否かを特定する必要がある。本ステップのパフォーマンスと「BE0010自然災害防護」検査運用ガイドの検査要件を調整しなければならない。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第81条	第92条第1項第18号又は第3項第18号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第76条	第87条第1項第18号又は第3項第19条

表2 関連する技術基準規則条項

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 33 条及び第 63 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 32 条及び第 62 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	ヒートシンク性能	1年	1	15	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	ヒートシンク性能	1年	1	15	日常

表 4 検査目的とリスク優先度

監視領域	検査目的	リスク優先度	事例
発生防止	通常のヒートシンクと最終ヒートシンクの劣化又は喪失を含む事象、問題又は条件を評価する。	熱除去能力に影響する共通的な問題。	循環水や供給水の取水設備の凍結。
影響緩和・閉じ込めの維持	熱交換器・格納容器ファン冷却器の潜在的な性能劣化を評価する。	熱交換器の選択は、共通原因故障の可能性がある熱交換器、又は設計に対する裕度が低く潜在的な危険性が高いか生物付着の可能性が高い熱交換器に焦点を当てるべきである。	腐食、生物付着、シルト堆積などによる格納容器冷却又は補機冷却熱交換器性能の低下。

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 33 条及び第 63 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 32 条及び第 62 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	ヒートシンク性能	1年	1	15	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	ヒートシンク性能	1年	1	15	日常

表 4 検査目的とリスク優先度

監視領域	検査目的	リスク優先度	事例
発生防止	通常のヒートシンクと最終ヒートシンクの劣化又は喪失を含む事象、問題又は条件を評価する。	熱除去能力に影響する共通的な問題。	循環水や供給水の取水設備の凍結。
影響緩和・閉じ込めの維持	熱交換器・格納容器ファン冷却器の潜在的な性能劣化を評価する。	熱交換器の選択は、共通原因故障の可能性がある熱交換器、又は設計に対する裕度が低く潜在的な危険性が高いか生物付着の可能性が高い熱交換器に焦点を当てるべきである。	腐食、生物付着、シルト堆積などによる格納容器冷却又は補機冷却熱交換器性能の低下。

記載の適正化

記載の適正化

基本検査運用ガイド
供用期間中検査に対する監督
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">供用期間中検査に対する監督</p> <p style="text-align: center;">(BM1050_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「影響緩和」「閉じ込めの維持」 検査分野：「施設管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）第 43 条の 3 の 16 第 2 項に基づき、発電用原子炉設置者（以下「事業者」という。）には、発電用原子炉施設への異常状態の発生防止、異常状態の影響緩和及び放射性物質の閉じ込め維持の安全機能を確保するため、安全上重要な機能を有する設備、系統、機械及び器具（以下「機器等」という。）を規制要求に適合し、保全計画に定められた時期に、確認する必要がある、供用期間中検査において、あらかじめ定められた箇所に対して定期的かつ計画的に検査することが求められている。（定期事業者検査（以下「事業者検査」という。）の運用の詳細については「原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド（GS1001）」による。） 本検査において、法第 67 条の 2 に規定する原子力検査官（以下「検査官」という。）は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 1 号ロに規定されている事項（事業者検査）のうち、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 56 条に規定されている事業者検査の実施状況を監督し、客観的な検査データのレビュー、現場での監視活動等をとおして、事業者の安全活動が确实かつ継続的に行われていることを以下</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">供用期間中検査に対する監督</p> <p style="text-align: center;">(BM1050_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「影響緩和」「閉じ込めの維持」 検査分野：「施設管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）第 43 条の 3 の 16 第 2 項に基づき、発電用原子炉設置者（以下「事業者」という。）には、発電用原子炉施設への異常状態の発生防止、異常状態の影響緩和及び放射性物質の閉じ込め維持の安全機能を確保するため、安全上重要な機能を有する設備、系統、機械及び器具（以下「機器等」という。）を規制要求に適合し、保全計画に定められた時期に、確認する必要がある、供用期間中検査において、あらかじめ定められた箇所に対して定期的かつ計画的に検査することが求められている。（定期事業者検査（以下「事業者検査」という。）の運用の詳細については「原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド（GS1001）」による。） 本検査において、法第 67 条の 2 に規定する原子力検査官（以下「検査官」という。）は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 1 号ロに規定されている事項（事業者検査）のうち、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 56 条に規定されている事業者検査の実施状況を監督し、客観的な検査データのレビュー、現場での監視活動等をとおして、事業者の安全活動が确实かつ継続的に行われていることを以下</p>	<p>改正に伴う修正</p>

の点に着目して確認する。

- (1) 供用期間中検査は、原子炉冷却材圧力バウンダリ、リスク上の重要度が高い機器及び格納容器バウンダリの劣化を監視し、技術基準に適合していることを確認するため、事業者により適切な検査対象、科学的・技術的な根拠に基づく検査方法及び判定基準等を定めた事業者検査実施要領書（以下「検査要領書」という。）が策定され、専門的な知識を有する管理体制の下で定期的な実施が計画されていること。
- (2) 事業者により、上述(1)の検査要領書に従って適切な範囲、時期及び方法等で供用期間中検査が行われ、劣化状態が評価され、機器等の安全機能に係る要求事項に適合することが確認されていること。
- (3) 供用期間中検査で検出された問題がある場合は、事業者による不適合及び安全上の問題が適切に特定され、その問題を事業者の不適合管理及び是正処置プログラムにおいて適切に処理されていること。また、事業者により運転経験反映、国内外の他施設のトラブル情報等が反映され、遅延なく未然防止処置が行われていること。

3 検査要件

3.1 検査対象

本検査運用ガイドでの対象は、以下の機器等とする。

- ① 原子炉冷却系統施設（蒸気発生器伝熱管（PWR）を含む）
- ② 一次冷却系統に接続され、冷却材喪失事故を引き起こすおそれのある配管
- ③ 原子炉（圧力）容器及び内部構造物
- ④ クラス1、2、3機器、重大事故等クラス1、2、3機器及びその他リスク上の重要度が高い機器（支持構造物を含む）
- ⑤ 原子炉格納容器バウンダリに係るもの（塗装（BWRに限る）、格納容器等の劣化状況の監視を含む。）

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 情報収集

各検査共通事項

立会い箇所の選定及び立会い方法の検討に資するために、情報へのフリーアクセス、事業者の会議等への陪席又は事業者への情報提供依頼を通じて、個々の機器等に関する検査に必要な情報、発電所の環境情報その他検査に必要な情報を入手する。

以下は、入手するデータの例を示す。

(1) 機器等に関する情報

- ① 各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- ② 中期的、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度（例えば、ファッセルベズレイ（FV）重要度及びリスク増加価値（RAW）の高い機器等のリスト）
- ③ 機器等に係る決定論的重要度分類
- ④ 運転、試験、保守、改造などの系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- ⑤ 当該機器等に係る他の機器等への波及的影響に関する情報

の点に着目して確認する。

- (1) 供用期間中検査は、原子炉冷却材圧力バウンダリ、リスク上の重要度が高い機器及び格納容器バウンダリの劣化を監視し、技術基準に適合していることを確認するため、事業者により適切な検査対象、科学的・技術的な根拠に基づく検査方法及び判定基準等を定めた事業者検査実施要領書（以下「検査要領書」という。）が策定され、専門的な知識を有する管理体制の下で定期的な実施が計画されていること。
- (2) 事業者により、上述(1)の検査要領書に従って適切な範囲、時期及び方法等で供用期間中検査が行われ、劣化状態が評価され、機器等の安全機能に係る要求事項に適合することが確認されていること。
- (3) 供用期間中検査で検出された問題がある場合は、事業者による不適合及び安全上の問題が適切に特定され、その問題を事業者の不適合管理及び是正処置プログラムにおいて適切に処理されていること。また、事業者により運転経験反映、国内外の他施設のトラブル情報等が反映され、遅延なく未然防止処置が行われていること。

3 検査要件

3.1 検査対象

本検査運用ガイドでの対象は、以下の機器等とする。

- ① 原子炉冷却系統施設（蒸気発生器伝熱管（PWR）を含む）
- ② 一次冷却系統に接続され、冷却材喪失事故を引き起こすおそれのある配管
- ③ 原子炉（圧力）容器及び内部構造物
- ④ クラス1、2、3機器、重大事故等クラス1、2、3機器及びその他リスク上の重要度が高い機器（支持構造物を含む）
- ⑤ 原子炉格納容器バウンダリに係るもの（塗装（BWRに限る）、格納容器等の劣化状況の監視を含む。）

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 情報収集

各検査共通事項

立会い箇所の選定及び立会い方法の検討に資するために、情報へのフリーアクセス、事業者の会議等への陪席又は事業者への情報提供依頼を通じて、個々の機器等に関する検査に必要な情報、発電所の環境情報その他検査に必要な情報を入手する。

以下は、入手するデータの例を示す。

(1) 機器等に関する情報

- ① 各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- ② 中期的、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度（例えば、ファッセルベズレイ（FV）重要度及びリスク増加価値（RAW）の高い機器等のリスト）
- ③ 機器等に係る決定論的重要度分類
- ④ 運転、試験、保守、改造などの系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- ⑤ 当該機器等に係る他の機器等への波及的影響に関する情報

- ⑥過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- ⑦供用期間中検査を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報（原子力規制委員会からの指示事項を含む。）
- ⑧過去の検査における気付き事項、指摘事項及び不適合・是正処置・未然防止処置等の情報
- ⑨本ガイドに係る供用期間中検査の検査工程（検査場所、検査項目を含む）
- ⑩本ガイドに係る検査要領書
- ⑪作業指示書、調達仕様文書、技術文書、系統図、単線結線図、ブロック図
- ⑫供用開始前検査（PSI）データ、過去の供用期間中検査（ISI）データ

(2)環境情報

- ①施設運転状態とこれに対応するリスクプロファイル
- ②各機器等の状態に関する情報
- ③リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- ④施設の放射線管理等に関する情報
- ⑤施設の作業用通路、安全避難通路及び足場設置状況等に関する情報

(3)その他検査に必要な情報

- ①品質マネジメントシステム関連文書
- ②保安規定、運転手順書
- ③安全性向上評価の結果等
- ④検査プロセスの妥当性を評価した記録（検査方法の妥当性、記録の信頼性を含む。）

4.2 検査対象の選定及び検査前確認

本検査は、事業者検査である供用期間中検査の実施状況を把握するため、限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、この対象について検査を実施すること（サンプリングベースの検査の実施）とする。サンプリングの選定に際して、「発生防止」、「影響緩和」及び「閉じ込めの維持」に係る安全機能を有する機器等のうち、以下の事項を考慮する。

(1)各検査共通事項

上述4.1のデータに基づき、機器等のリスクの重要度及び波及的影響に加え、トラブル事象等の不適合管理、是正処置及び未然防止処置に伴う改造・修理が行われた機器等及び過去の検査官による監視活動の結果並びに不適合処置、是正処置及び未然防止処置を踏まえて特に必要と判断される機器等を考慮して立会う機器等を選定する。

(2)非破壊検査のサンプリング

- ①事業者が行う非破壊検査の適切性をサンプリングにより確認する。サンプリングにあたって、2、3種類の非破壊検査（うち1種類は体積試験）^{*1}で構成するのが望ましい。
- ※1 非破壊検査の種類は、民間規格「発電用原子力設備規格維持規格」（日本機械学会。以下「維持規格」という。）及び平成26年8月6日原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（以下「亀裂の解釈」という。）による。

[確認する非破壊検査の種類による優先順位]

- ⑥過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- ⑦供用期間中検査を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報（原子力規制委員会からの指示事項を含む。）
- ⑧過去の検査における気付き事項、指摘事項及び不適合・是正処置・未然防止処置等の情報
- ⑨本ガイドに係る供用期間中検査の検査工程（検査場所、検査項目を含む）
- ⑩本ガイドに係る検査要領書
- ⑪作業指示書、調達仕様文書、技術文書、系統図、単線結線図、ブロック図
- ⑫供用開始前検査（PSI）データ、過去の供用期間中検査（ISI）データ

(2)環境情報

- ①施設運転状態とこれに対応するリスクプロファイル
- ②各機器等の状態に関する情報
- ③リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- ④施設の放射線管理等に関する情報
- ⑤施設の作業用通路、安全避難通路及び足場設置状況等に関する情報

(3)その他検査に必要な情報

- ①品質マネジメントシステム関連文書
- ②保安規定、運転手順書
- ③安全性向上評価の結果等
- ④検査プロセスの妥当性を評価した記録（検査方法の妥当性、記録の信頼性を含む。）

4.2 検査対象の選定及び検査前確認

本検査は、事業者検査である供用期間中検査の実施状況を把握するため、限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、この対象について検査を実施すること（サンプリングベースの検査の実施）とする。サンプリングの選定に際して、「発生防止」、「影響緩和」及び「閉じ込めの維持」に係る安全機能を有する機器等のうち、以下の事項を考慮する。

(1)各検査共通事項

上述4.1のデータに基づき、機器等のリスクの重要度及び波及的影響に加え、トラブル事象等の不適合管理、是正処置及び未然防止処置に伴う改造・修理が行われた機器等及び過去の検査官による監視活動の結果並びに不適合処置、是正処置及び未然防止処置を踏まえて特に必要と判断される機器等を考慮して立会う機器等を選定する。

(2)非破壊検査のサンプリング

- ①事業者が行う非破壊検査の適切性をサンプリングにより確認する。サンプリングにあたって、2、3種類の非破壊検査（うち1種類は体積試験）^{*1}で構成するのが望ましい。
- ※1 非破壊検査の種類は、民間規格「発電用原子力設備規格維持規格」（日本機械学会。以下「維持規格」という。）及び平成26年8月6日原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（以下「亀裂の解釈」という。）による。

[確認する非破壊検査の種類による優先順位]

- (a)体積試験
- (b)BMV（ベアメタル検査）（PWR）
- (c)表面試験
- (d)格納容器の目視試験（VT-4試験等）
- (e)目視試験（VT-1試験、VT-3試験の両方又はいずれか一方。なお、VT-2は本ガイドでは「漏えい検査」と位置づけるため除く。）

②過去の停止時に、関連性のある兆候について事業者が解析的に評価し継続使用を承認したことがある場合は、その際に行われた体積検査又は表面検査の少なくとも1件について確認を行う。

(3) 改造、補修又は取替え等により溶接作業された部分のサンプリング

改造、補修又は取替え作業の一部として、本検査対象範囲に対する溶接作業が行われた場合は、1～3箇所の溶接部をサンプリングしてその適切性を確認する。

(4) 漏えい検査

本検査対象範囲に係る事業者検査として行われる漏えい検査について立会又は記録で確認する。

(5) ホウ酸腐食防止検査の選定（PWR）のサンプリング

一次冷却系統でホウ酸の漏えいが発見された場合、事業者が行った技術的評価の妥当性について確認する。

(6) 蒸気発生器（SG）伝熱管検査（PWR）のサンプリング

事業者検査として行われる蒸気発生器伝熱管の検査についてサンプリングにより立会又は記録で確認する。

4.3 検査実施

検査にあたって、検査官は検査要領書等の関連書類の確認、事業者への質問、現場への立入り等により、以下の事項について、事業者の安全活動の適切性を監督する。

(1) 非破壊検査

①検査開始前の確認事項

- (a)検査要領書が適切に定められていること。
- (b)供用期間中検査の10年計画（又は7年計画）における検査対象範囲と事業者検査の対象機器等が整合していること。定点サンプリングを適用する場合は、検査部位が構造、環境、検査実績等を勘案した代表性の観点から適切に選択されていること。
- (c)これまでの検査及び他施設での知見（原子力規制委員会からの指示事項を含む。）が、社内規定に基づき検査要領書に反映されていること。
- (d)検査実施体制（責任・権限の明確化含む）が構築され、検査の独立性が確保されていること。
- (e)非破壊試験を実施及び試験結果を評価する要員は、必要な力量を有していること。
- (f)事業者による所要の校正、有効期限及び有効範囲等の適切性確認が行われた検査用機器・計器が使用されていること。

②検査中の確認・監視事項

- (a)検査要領書に従って検査が実施され、技術基準に適合していることが確認されていること。

- (a)体積試験
- (b)BMV（ベアメタル検査）（PWR）
- (c)表面試験
- (d)格納容器の目視試験（VT-4試験等）
- (e)目視試験（VT-1試験、VT-3試験の両方又はいずれか一方。なお、VT-2は本ガイドでは「漏えい検査」と位置づけるため除く。）

②過去の停止時に、関連性のある兆候について事業者が解析的に評価し継続使用を承認したことがある場合は、その際に行われた体積検査又は表面検査の少なくとも1件について確認を行う。

(3) 改造、補修又は取替え等により溶接作業された部分のサンプリング

改造、補修又は取替え作業の一部として、本検査対象範囲に対する溶接作業が行われた場合は、1～3箇所の溶接部をサンプリングしてその適切性を確認する。

(4) 漏えい検査

本検査対象範囲に係る事業者検査として行われる漏えい検査について立会又は記録で確認する。

(5) ホウ酸腐食防止検査の選定（PWR）のサンプリング

一次冷却系統でホウ酸の漏えいが発見された場合、事業者が行った技術的評価の妥当性について確認する。

(6) 蒸気発生器（SG）伝熱管検査（PWR）のサンプリング

事業者検査として行われる蒸気発生器伝熱管の検査についてサンプリングにより立会又は記録で確認する。

4.3 検査実施

検査にあたって、検査官は検査要領書等の関連書類の確認、事業者への質問、現場への立入り等により、以下の事項について、事業者の安全活動の適切性を監督する。

(1) 非破壊検査

①検査開始前の確認事項

- (a)検査要領書が適切に定められていること。
- (b)供用期間中検査の10年計画（又は7年計画）における検査対象範囲と事業者検査の対象機器等が整合していること。定点サンプリングを適用する場合は、検査部位が構造、環境、検査実績等を勘案した代表性の観点から適切に選択されていること。
- (c)これまでの検査及び他施設での知見（原子力規制委員会からの指示事項を含む。）が、社内規定に基づき検査要領書に反映されていること。
- (d)検査実施体制（責任・権限の明確化含む）が構築され、検査の独立性が確保されていること。
- (e)非破壊試験を実施及び試験結果を評価する要員は、必要な力量を有していること。
- (f)事業者による所要の校正、有効期限及び有効範囲等の適切性確認が行われた検査用機器・計器が使用されていること。

②検査中の確認・監視事項

- (a)検査要領書に従って検査が実施され、技術基準に適合していることが確認されていること。

(b)現場においてデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。

③検査終了後の確認事項

(a)検査結果を検査要領書の判定基準に照らして適切に判定し、技術基準に適合していることを確認していること。

(b)不適合があった場合、不適合管理の手続きに沿った対応が行われていること。

(c)検査結果の記録が作成され、関係者による確認がなされ、管理された状態で保管されていること。

(2)漏えい検査

①検査開始前の確認事項

4.3(1)①の(a)、(b)、(c)、(d)及び(f)に加えて、以下の事項を確認する。

(a)漏えい検査に係る要員は、必要な力量を有していること。(力量の確認は検査終了後でも可)

(b)系統構成等が検査要領書のとおり設定されていること。

②検査中の確認・監視事項

4.3(1)②の(a)及び(b)と同様。

③検査終了後の確認事項

4.3(1)③の(a)、(b)及び(c)と同様。

(3)蒸気発生器 (SG) 伝熱管検査 (PWR)

①特定の種類の劣化（例えば、応力腐食割れ等）について、事業者の評価方法等が妥当であるか確認する。

②SG 伝熱管に係る渦流探傷試験（ECT）の方法、結果等の確認を行い、技術基準、規格等の要求事項を満足していることを確認する。さらに ECT の探傷範囲を評価して、施設特有の経験、他施設の知見等を考慮しつつ、劣化の起こり得る箇所、ECT を実施することが難しいことが分かっている箇所（例えば、管板最上部、伝熱管支持板、Uベンド部）については、評価に見合った検査が行われているかどうかを確認する。また、探傷するにあたって、ECT プローブ及び装置が所要の点検、校正を行っていることを確認する。(可能であれば)工場における1～5本のSG伝熱管に関してのECT解析状況を確認して、適切にECT解析技術が利用されたことを確認する。この確認においては専門知識のある者を必要に応じて他部門の協力・支援より要請することができる。

③事業者が新たな劣化のメカニズムを発見した場合、ECTによって検出されていること、施設起動前に是正処置を講じていること等を確認する。

④施設特有の経験、他施設の知見等から二次側の内部構造物の劣化の可能性が示された場合、二次側の内部構造物の劣化状況を確認する。また、劣化が確認された場合は事業者が講じた是正処置について確認を行う。

⑤事業者が伝熱管の補修（例えば、プラグ、スリーブの設置）を行っている場合は、伝熱管の補修箇所を1箇所サンプリングして、事業者が適切に伝熱管を補修したかどうかを確認する。また、補修方法について設計及び工事の計画等の認可（届出）が行われていることも合わせて確認する。

⑥運転中又は停止後に1日当たり蒸気発生器に著しい漏えいが発見された場合は、事業者が漏えいの発生源を突き止めるために行った処置（例えば、目視検査）を確認して、これらの処置が漏えいの発生源を特定するために十分であるかどうかを確認する。さらに、漏えいの原因究明のための是正処置が計画され、実施されているかどうかを確認する。

(b)現場においてデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。

③検査終了後の確認事項

(a)検査結果を検査要領書の判定基準に照らして適切に判定し、技術基準に適合していることを確認していること。

(b)不適合があった場合、不適合管理の手続きに沿った対応が行われていること。

(c)検査結果の記録が作成され、関係者による確認がなされ、管理された状態で保管されていること。

(2)漏えい検査

①検査開始前の確認事項

4.3(1)①の(a)、(b)、(c)、(d)及び(f)に加えて、以下の事項を確認する。

(a)漏えい検査に係る要員は、必要な力量を有していること。(力量の確認は検査終了後でも可)

(b)系統構成等が検査要領書のとおり設定されていること。

②検査中の確認・監視事項

4.3(1)②の(a)及び(b)と同様。

③検査終了後の確認事項

4.3(1)③の(a)、(b)及び(c)と同様。

(3)蒸気発生器 (SG) 伝熱管検査 (PWR)

①特定の種類の劣化（例えば、応力腐食割れ等）について、事業者の評価方法等が妥当であるか確認する。

②SG 伝熱管に係る渦流探傷試験（ECT）の方法、結果等の確認を行い、技術基準、規格等の要求事項を満足していることを確認する。さらに ECT の探傷範囲を評価して、施設特有の経験、他施設の知見等を考慮しつつ、劣化の起こり得る箇所、ECT を実施することが難しいことが分かっている箇所（例えば、管板最上部、伝熱管支持板、Uベンド部）については、評価に見合った検査が行われているかどうかを確認する。また、探傷するにあたって、ECT プローブ及び装置が所要の点検、校正を行っていることを確認する。(可能であれば)工場における1～5本のSG伝熱管に関してのECT解析状況を確認して、適切にECT解析技術が利用されたことを確認する。この確認においては専門知識のある者を必要に応じて他部門の協力・支援より要請することができる。

③事業者が新たな劣化のメカニズムを発見した場合、ECTによって検出されていること、施設起動前に是正処置を講じていること等を確認する。

④施設特有の経験、他施設の知見等から二次側の内部構造物の劣化の可能性が示された場合、二次側の内部構造物の劣化状況を確認する。また、劣化が確認された場合は事業者が講じた是正処置について確認を行う。

⑤事業者が伝熱管の補修（例えば、プラグ、スリーブの設置）を行っている場合は、伝熱管の補修箇所を1箇所サンプリングして、事業者が適切に伝熱管を補修したかどうかを確認する。また、補修方法について設計及び工事の計画等の認可（届出）が行われていることも合わせて確認する。

⑥運転中又は停止後に1日当たり蒸気発生器に著しい漏えいが発見された場合は、事業者が漏えいの発生源を突き止めるために行った処置（例えば、目視検査）を確認して、これらの処置が漏えいの発生源を特定するために十分であるかどうかを確認する。さらに、漏えいの原因究明のための是正処置が計画され、実施されているかどうかを確認する。

⑦事業者が蒸気発生器二次側で部品の不具合又は異物を発見した場合は、事業者の是正処置を確認する。具体的には、事業者が当該のSG伝熱管の補修又は技術的評価を実施・計画して、(可能であれば)異物を除去するためにSG二次側を検査したかどうかを確認する。異物を取り除くことができない場合は、事業者が異物、伝熱管のフレットングによる損傷の影響を考慮して評価を行ったかどうかを確認する。

4.4 問題の特定と解決に関する確認

- (1) 検査実施中に機器等に関する問題が発生した場合、または、検査官が系統及び構成並びに事業者検査に関する問題を検出した場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を追加して確認する。なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用(BQ0010)及び他の基本検査において、上述の供用期間中検査に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査をもって本項目に換えることができる。
- (2) 過去に実施した供用期間中検査における検査官の気付き事項等が、事業者の不適合管理においてどのように扱われているか確認する。
- (3) 機器等の工事に係る調達品の組立て、納入、据付、施工、検査等の調達業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を確認する。
- (4) 国内外のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、供用期間中検査の方法等に係る改善の要否について評価し、改善が必要と判断した事象についての反映状況を確認する。
- (5) 基本検査の実施期間内における供用期間中検査に関連する安全活動(工事の施工、検査等)に係る不適合等の履歴全般からサンプリングし、不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていることを確認する。上述(1)のなお書きについては本事項についても適用する。
- (6) 本検査実施時、供用期間中検査の対象範囲以外の範囲において検査官が検出した問題点、上記(1)、(3)及び(5)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置については、都度、他検査に係る検査官に引き継ぐこととする。

5 検査手引

5.1 非破壊検査に関する留意事項

- (1) 非破壊検査のサンプリングについて、体積試験を優先としている理由として、表面試験、目視試験と比べて、体積試験からはもっとも多い情報量を得ることができることが挙げられる。また、格納容器の目視試験を確認する際に、接近しづらい場所(例えば、容器の下側、サンプル等の閉ざされた空間、高線量エリア)又は通常時は確認不可であるが、メンテナンス・保守業務によって確認可能となる場所(例えば、機器等をリプレースする際に確認できる溶接線)が目視試験の範囲内に含まれていることを確実にすること。さらに目視試験を行うために接近することができない格納容器の区域が事業者によって特定されている場合は、このような判断の根拠について確認を行い、適宜、過去の格納容器に係る目視試験の記録に照らして調査する。
- (2) 供用期間中検査プログラムにおいて、必要な試験部位、試験方法、試験の範囲、程度等は亀裂の解釈及び維持規格に基づき構築されていることを確認する。
- (3) 非破壊検査に関する評価について、事業者が亀裂の解釈及び維持規格に基づいて評価を行っているかを確認する。
- (4) 支持構造物の目視検査について、取り付け状態、インジケータの指示値、干渉状態、油量、油漏れ、

⑦事業者が蒸気発生器二次側で部品の不具合又は異物を発見した場合は、事業者の是正処置を確認する。具体的には、事業者が当該のSG伝熱管の補修又は技術的評価を実施・計画して、(可能であれば)異物を除去するためにSG二次側を検査したかどうかを確認する。異物を取り除くことができない場合は、事業者が異物、伝熱管のフレットングによる損傷の影響を考慮して評価を行ったかどうかを確認する。

4.4 問題の特定と解決に関する確認

- (1) 検査実施中に機器等に関する問題が発生した場合、または、検査官が系統及び構成並びに事業者検査に関する問題を検出した場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を追加して確認する。なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用(BQ0010)及び他の基本検査において、上述の供用期間中検査に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査をもって本項目に換えることができる。
- (2) 過去に実施した供用期間中検査における検査官の気付き事項等が、事業者の不適合管理においてどのように扱われているか確認する。
- (3) 機器等の工事に係る調達品の組立て、納入、据付、施工、検査等の調達業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を確認する。
- (4) 国内外のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、供用期間中検査の方法等に係る改善の要否について評価し、改善が必要と判断した事象についての反映状況を確認する。
- (5) 基本検査の実施期間内における供用期間中検査に関連する安全活動(工事の施工、検査等)に係る不適合等の履歴全般からサンプリングし、不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていることを確認する。上述(1)のなお書きについては本事項についても適用する。
- (6) 本検査実施時、供用期間中検査の対象範囲以外の範囲において検査官が検出した問題点、上記(1)、(3)及び(5)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置については、都度、他検査に係る検査官に引き継ぐこととする。

5 検査手引

5.1 非破壊検査に関する留意事項

- (1) 非破壊検査のサンプリングについて、体積試験を優先としている理由として、表面試験、目視試験と比べて、体積試験からはもっとも多い情報量を得ることができることが挙げられる。また、格納容器の目視試験を確認する際に、接近しづらい場所(例えば、容器の下側、サンプル等の閉ざされた空間、高線量エリア)又は通常時は確認不可であるが、メンテナンス・保守業務によって確認可能となる場所(例えば、機器等をリプレースする際に確認できる溶接線)が目視試験の範囲内に含まれていることを確実にすること。さらに目視試験を行うために接近することができない格納容器の区域が事業者によって特定されている場合は、このような判断の根拠について確認を行い、適宜、過去の格納容器に係る目視試験の記録に照らして調査する。
- (2) 供用期間中検査プログラムにおいて、必要な試験部位、試験方法、試験の範囲、程度等は亀裂の解釈及び維持規格に基づき構築されていることを確認する。
- (3) 非破壊検査に関する評価について、事業者が亀裂の解釈及び維持規格に基づいて評価を行っているかを確認する。
- (4) 支持構造物の目視検査について、取り付け状態、インジケータの指示値、干渉状態、油量、油漏れ、

各部のき裂、変形等の異常の有無の確認を事業者が適切に行っていることを確認する。(BWR 配管支持構造物：冷温停止状態で確認。PWR 配管支持構造物：(一次系) 冷温停止状態及び高温停止状態で確認、(二次系) 冷温停止状態で確認。)

- (5) 非破壊検査に係る校正用試験片又は対比試験片は、規定された人工傷を有し、確認されているものであること。
- (6) 亀裂の解釈及び維持規格に基づき、非破壊試験を行う者及び評価を行う者は力量を有する者であることを確認する。
- (7) 非破壊検査の有資格者が判定する検査の場合、その判断に基づいて事業者検査の判定が行われていることを確認する。非破壊試験において、検査不可範囲がある場合は記録又は図示していることを確認する。非破壊試験等において、有意な欠陥指示と疑わしきものが発見された際、過去のデータと比較し、評価していることを確認する。
- (8) 目視検査において、一次冷却系統でホウ酸の漏えいが発見された場合、事業者が当該機器等に対して適切な腐食率を適用し、腐食が原因で生じた構造又は原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失の影響を適切に技術評価しているかどうかを確認する。米国の EPRI のホウ酸腐食に関するガイドブック改訂 1-EPRI 技術報告書 10000975 に記載された試験を参考までに以下に示す。

- ①容器ヘッド： ホウ酸がヘッド上部の発生源から炭素鋼ヘッドに滴り落ちて濃縮される。腐食率は加熱面への流量に影響されやすい。
- ②加熱された炭素鋼管： ホウ酸が上部の発生源から加熱・断熱された配管に滴り落ちて濃縮される。
- ③ホウ酸漏えいの衝撃： (ポンプケーシング接合部によくある) ボルト締め構造がホウ酸蒸気／水の衝撃を受けて、ボルトが腐食しやすい構造となる。
- ④高温フランジ漏えい： ホウ酸の漏えい (0.1gpm 以下) により、高温 (600F_約315.5℃) で動作するフランジ付きの接合部の漏えい箇所付近の締結具が腐食する。温度が低い (180F_約82.2℃) 場合、締結具の腐食はかなり少ない。

5.2 漏えい試験に関する留意事項

- (1) クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、原子炉格納容器、重大事故等クラス 1 機器、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器の漏えい試験については、維持規格に関する技術評価書に定められた方法で試験が行われていることを確認する。
- (2) 特に、クラス 1 機器の試験は、「JSME S NC1 発電用原子力設備規格設計・建設規格」(以下「設計建設規格」という。) に定められた関連温度又はそれと同様の関連温度により評価された温度以上の温度で行われていることを確認する。

中性子照射の影響のある炉心領域部については設計建設規格の監視試験片の試験結果を評価し、非延性破壊を生じていない温度で行われていることを確認する。

クラス 2 機器及びクラス 3 機器のフェライト材料を含む系統については、設計建設規格に定めるフェライト鋼の破壊靱性要求を満足する最低使用温度以上で試験が行われていることを確認する。

- (3) 原子炉格納容器については、「JEAC4203 原子炉格納容器の漏えい率試験規程」に関する技術評価書に定められた方法で試験が行われていることを確認する。

5.3 蒸気発生器 (SG) 伝熱管検査 (PWR) に関する留意事項

- (1) この検査は、以下の場合を除き、690合金の伝熱管を備えた SG に関しては確認をしなくてもよい。600合金の伝熱管を備えた SG に関しては、少なくとも原子炉停止 1 回おきに確認を行うのがよい。

各部のき裂、変形等の異常の有無の確認を事業者が適切に行っていることを確認する。(BWR 配管支持構造物：冷温停止状態で確認。PWR 配管支持構造物：(一次系) 冷温停止状態及び高温停止状態で確認、(二次系) 冷温停止状態で確認。)

- (5) 非破壊検査に係る校正用試験片又は対比試験片は、規定された人工傷を有し、確認されているものであること。
- (6) 亀裂の解釈及び維持規格に基づき、非破壊試験を行う者及び評価を行う者は力量を有する者であることを確認する。
- (7) 非破壊検査の有資格者が判定する検査の場合、その判断に基づいて事業者検査の判定が行われていることを確認する。非破壊試験において、検査不可範囲がある場合は記録又は図示していることを確認する。非破壊試験等において、有意な欠陥指示と疑わしきものが発見された際、過去のデータと比較し、評価していることを確認する。
- (8) 目視検査において、一次冷却系統でホウ酸の漏えいが発見された場合、事業者が当該機器等に対して適切な腐食率を適用し、腐食が原因で生じた構造又は原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失の影響を適切に技術評価しているかどうかを確認する。米国の EPRI のホウ酸腐食に関するガイドブック改訂 1-EPRI 技術報告書 10000975 に記載された試験を参考までに以下に示す。

- ①容器ヘッド： ホウ酸がヘッド上部の発生源から炭素鋼ヘッドに滴り落ちて濃縮される。腐食率は加熱面への流量に影響されやすい。
- ②加熱された炭素鋼管： ホウ酸が上部の発生源から加熱・断熱された配管に滴り落ちて濃縮される。
- ③ホウ酸漏えいの衝撃： (ポンプケーシング接合部によくある) ボルト締め構造がホウ酸蒸気／水の衝撃を受けて、ボルトが腐食しやすい構造となる。
- ④高温フランジ漏えい： ホウ酸の漏えい (0.1gpm 以下) により、高温 (600F_約315.5℃) で動作するフランジ付きの接合部の漏えい箇所付近の締結具が腐食する。温度が低い (180F_約82.2℃) 場合、締結具の腐食はかなり少ない。

5.2 漏えい試験に関する留意事項

- (1) クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、原子炉格納容器、重大事故等クラス 1 機器、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器の漏えい試験については、維持規格に関する技術評価書に定められた方法で試験が行われていることを確認する。
- (2) 特に、クラス 1 機器の試験は、「JSME S NC1 発電用原子力設備規格設計・建設規格」(以下「設計建設規格」という。) に定められた関連温度又はそれと同様の関連温度により評価された温度以上の温度で行われていることを確認する。

中性子照射の影響のある炉心領域部については設計建設規格の監視試験片の試験結果を評価し、非延性破壊を生じていない温度で行われていることを確認する。

クラス 2 機器及びクラス 3 機器のフェライト材料を含む系統については、設計建設規格に定めるフェライト鋼の破壊靱性要求を満足する最低使用温度以上で試験が行われていることを確認する。

- (3) 原子炉格納容器については、「JEAC4203 原子炉格納容器の漏えい率試験規程」に関する技術評価書に定められた方法で試験が行われていることを確認する。

5.3 蒸気発生器 (SG) 伝熱管検査 (PWR) に関する留意事項

- (1) この検査は、以下の場合を除き、690合金の伝熱管を備えた SG に関しては確認をしなくてもよい。600合金の伝熱管を備えた SG に関しては、少なくとも原子炉停止 1 回おきに確認を行うのがよい。

(ただし、以下の場合にはより頻繁に確認を行うものとする。)

①SG 伝熱管が劣化している状態^{※2}

※2 過去の SG 伝熱管検査で事業者が報告した欠陥数よりも増加、重大な欠陥等の予測が明らかになった場合が考えられる。このような情報は事業者の報告書、運転評価から得ることができる。

②過去の運転サイクルで SG 伝熱管性能を満足しなかった場合

③SG の設計、水化学、材料特性又は新たな劣化メカニズムにより SG に影響があると原子力規制委員会、産業界等で報告された場合

④690合金の伝熱管にあつては、かなりの供用時間を有するもの(例えば、営業 運転開始後(SG 取替後) 15年以上、SG に関する事業者の検査等を確認してから2サイクル以上)

(2)本検査の実施時期について、可能であれば、事業者が評価を行うタイミングで行うとよい。

(3)事業者により、過去の報告書と現在の状況との比較に基づき新たな劣化メカニズムが特定された場合、検査官は、その新たなメカニズムを確認し、事業者の評価に対して確認をする。SG を取り替えた場合、その後初めて行われた検査の結果を供用前検査の記録等と比較する(この場合、取替後最初の検査で発見された摩耗減肉の兆候は新たな劣化メカニズムと見なすべきではない^{※3})。

※3 ただし、多数の兆候(SG 1 台につき100箇所以上)が発見されている場合、かなりの程度の管壁貫通(30%を超える管壁貫通)が発見されている場合は除く。

(4)上述(3)に関して、事業者が将来の劣化状況を適切に予想できる能力を満たしているか確認する。

(5)事業者が伝熱管を補修する場合(例えば、プラグ又はスリーブを設置する場合)、補修が必要な伝熱管が間違いなく特定され確実に実施されることを立会又は記録により確認する。

(6)事業者が劣化兆候を検知後に施栓又はスリーブ施工という対策を取らない場合、その妥当性を確認するとともに、劣化の深さを合理的に推測できる寸法測定技術を持っていることを確認する。

(7)一次系から二次系への漏えいを監視する場合、事業者がその手順、機器等の妥当性を確認することも有効である。例えば、漏出速度とその変化率に関する情報をリアルタイムで提供するための手順がどうなっているのか、一次系から二次系への漏えいを検出するために使用される放射線モニタのアラーム設定値が適切に設定されているか等が挙げられる。さらに、緊急対応手順、機器等、システムの可用性、SG 伝熱管破損に対応するための運転員の訓練の妥当性も確認できると考える。

(8)ECT のデータ解析が工場で行われている場合は、検査官はその場所に行って解析状況を観察してもよい。この場合、事業者との調整、工場への入所手続き等に留意すること。

5.4 破断前漏えい(LBB : Leak Before Break)の**成立性に関する留意事項**

破断前漏えい(以下「LBB」という。)の成立を前提として原子炉冷却材バウンダリに該当する配管の機械強度の設計を行っているプラントにおいて、供用期間中検査により配管に亀裂等の有意な欠陥が検出された場合には、運転期間中の技術基準規則第17条各号(ただし第1号から第7号及び第15号の規定を除く。)及び第18条に対する適合性について事業者の評価が適切に行われているかを確認することに加え、検出された欠陥の性状等が、事業者が認可を受けた設計及び工事の計画において示しているLBB 成立性の考え方(例えば、JEAG4613「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」に基づく評価等)と齟齬がないかどうかについても確認すること。

6 参考資料

- (1)原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド
(2)原規技発第1408063号「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の

(ただし、以下の場合にはより頻繁に確認を行うものとする。)

①SG 伝熱管が劣化している状態^{※2}

※2 過去の SG 伝熱管検査で事業者が報告した欠陥数よりも増加、重大な欠陥等の予測が明らかになった場合が考えられる。このような情報は事業者の報告書、運転評価から得ることができる。

②過去の運転サイクルで SG 伝熱管性能を満足しなかった場合

③SG の設計、水化学、材料特性又は新たな劣化メカニズムにより SG に影響があると原子力規制委員会、産業界等で報告された場合

④690合金の伝熱管にあつては、かなりの供用時間を有するもの(例えば、営業 運転開始後(SG 取替後) 15年以上、SG に関する事業者の検査等を確認してから2サイクル以上)

(2)本検査の実施時期について、可能であれば、事業者が評価を行うタイミングで行うとよい。

(3)事業者により、過去の報告書と現在の状況との比較に基づき新たな劣化メカニズムが特定された場合、検査官は、その新たなメカニズムを確認し、事業者の評価に対して確認をする。SG を取り替えた場合、その後初めて行われた検査の結果を供用前検査の記録等と比較する(この場合、取替後最初の検査で発見された摩耗減肉の兆候は新たな劣化メカニズムと見なすべきではない^{※3})。

※3 ただし、多数の兆候(SG 1 台につき100箇所以上)が発見されている場合、かなりの程度の管壁貫通(30%を超える管壁貫通)が発見されている場合は除く。

(4)上述(3)に関して、事業者が将来の劣化状況を適切に予想できる能力を満たしているか確認する。

(5)事業者が伝熱管を補修する場合(例えば、プラグ又はスリーブを設置する場合)、補修が必要な伝熱管が間違いなく特定され確実に実施されることを立会又は記録により確認する。

(6)事業者が劣化兆候を検知後に施栓又はスリーブ施工という対策を取らない場合、その妥当性を確認するとともに、劣化の深さを合理的に推測できる寸法測定技術を持っていることを確認する。

(7)一次系から二次系への漏えいを監視する場合、事業者がその手順、機器等の妥当性を確認することも有効である。例えば、漏出速度とその変化率に関する情報をリアルタイムで提供するための手順がどうなっているのか、一次系から二次系への漏えいを検出するために使用される放射線モニタのアラーム設定値が適切に設定されているか等が挙げられる。さらに、緊急対応手順、機器等、システムの可用性、SG 伝熱管破損に対応するための運転員の訓練の妥当性も確認できると考える。

(8)ECT のデータ解析が工場で行われている場合は、検査官はその場所に行って解析状況を観察してもよい。この場合、事業者との調整、工場への入所手続き等に留意すること。

5.4 破断前漏えい(LBB : Leak Before Break)の**成立性**

破断前漏えい(以下「LBB」という。)の成立を前提として原子炉冷却材バウンダリに該当する配管の機械強度の設計を行っているプラントにおいて、供用期間中検査により配管に亀裂等の有意な欠陥が検出された場合には、運転期間中の技術基準規則第17条各号(ただし第1号から第7号及び第15号の規定を除く。)及び第18条に対する適合性について事業者の評価が適切に行われているかを確認することに加え、検出された欠陥の性状等が、事業者が認可を受けた設計及び工事の計画において示しているLBB 成立性の考え方(例えば、JEAG4613「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」に基づく評価等)と齟齬がないかどうかについても確認すること。

6 参考資料

- (1)原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド
(2)原規技発第1408063号「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の

記載の適正化(記載内容の明示)

欠陥の解釈」原子力規制委員会文書発出

- (3) JSME S NA1 「発電用原子力設備規格維持規格」 社団法人日本機械学会発行
- (4) JSME S NC1 「発電用原子力設備規格設計・建設規格」 社団法人日本機械学会発行
- (5) JEAC4207 「軽水炉原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」 社団法人日本電気協会発行
- (6) JEAC4203 「社団法人日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」」 社団法人日本電気協会発行
- (7) JEAG4208 「軽水型原子力発電所用蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査における渦流探傷試験指針」

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 ①供用期間中検査により配管に亀裂等の有意な欠陥が検出された場合の運用を明確化（大飯3号機の配管亀裂事象に対する原子力規制委員会における議論等の反映）（5.4 破断前漏えいの成立性、6 参考資料） ○記載の適正化	
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第55条から第58まで	第92条第1項第18号、同条第3項第18号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第76条	第87条第1項第18号、同条第3項第19号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準に関する規則
実用発電用原子炉施設	第4条から第78条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第4条から第78条まで

表3 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	供用期間中検査	定期事業	1	燃料取替に伴う施	チーム

欠陥の解釈」原子力規制委員会文書発出

- (3) JSME S NA1 「発電用原子力設備規格維持規格」 社団法人日本機械学会発行
- (4) JSME S NC1 「発電用原子力設備規格設計・建設規格」 社団法人日本機械学会発行
- (5) JEAC4207 「軽水炉原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」 社団法人日本電気協会発行
- (6) JEAC4203 「社団法人日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」」 社団法人日本電気協会発行
- (7) JEAG4208 「軽水型原子力発電所用蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査における渦流探傷試験指針」

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 ①供用期間中検査により配管に亀裂等の有意な欠陥が検出された場合の運用を明確化（大飯3号機の配管亀裂事象に対する原子力規制委員会における議論等の反映）（5.4 破断前漏えいの成立性、6 参考資料） ○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第55条から第58まで	第92条第1項第18号、同条第3項第18号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第76条	第87条第1項第18号、同条第3項第19号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準に関する規則
実用発電用原子炉施設	第4条から第78条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第4条から第78条まで

表3 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	供用期間中検査	定期事業	1	燃料取替に伴う施	チーム

	(BWR)	者検査の 都度		設停止時1回につき 50	
02	供用期間中検査 (PWR)	定期事業 者検査の 都度	1	燃料取替に伴う施 設停止時1回につ き125* (SG-ECTを実施 しない場合:55への 変更可能)	チーム

※ 蒸気発生器及び原子炉ヘッドの検査がない場合は55時間まで減らすことができる。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	供用期間中検査	定期事業 者検査の 都度	1	125	チーム

	(BWR)	者検査の 都度		設停止時1回につき 50	
02	供用期間中検査 (PWR)	定期事業 者検査の 都度	1	燃料取替に伴う施 設停止時1回につ き125* (SG-ECTを実施 しない場合:55への 変更可能)	チーム

※ 蒸気発生器及び原子炉ヘッドの検査がない場合は55時間まで減らすことができる。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	供用期間中検査	定期事業 者検査の 都度	1	125	チーム

基本検査運用ガイド サーベイランス試験 (新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">サーベイランス試験</p> <p style="text-align: center;">(B00010_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研 開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「閉じ込め維持」「非常時の対応」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「運転管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。） 第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表 2 に示す原子力施 設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転におけるサーベイラ ンス試験の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項（保安規 定）のうち、表 2 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転の活動状況の確 認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、訓練・教育及び設備の保 全の他、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">サーベイランス試験</p> <p style="text-align: center;">(B00010_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研 開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「閉じ込め維持」「非常時の対応」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「運転管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。） 第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表 2 に示す原子力施 設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転におけるサーベイラ ンス試験の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項（保安規 定）のうち、表 2 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転の活動状況の確 認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、訓練・教育及び設備の保 全の他、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて</p>	

確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

事業者が定期的に機能確認する設備*のシステム・機器に係るサーベイランス試験を検査対象とし、その中から適切なサンプリングにより検査を行う。サーベイランス試験のサンプリングは、検査実施時点におけるプラントのリスク情報等から得られる安全上の重要度を考慮し選定する。なお、検査には以下の2種類がある。

※ 別紙-1に定期的に機能確認を行う設備等の例を示す。

- (1) 標準的な検査：プラント又は設備毎に行う標準的なサーベイランス試験の検査
 - (2) 全般的な検査：上記に加えサーベイランス試験に係るスケジュール立案から記録保管までの一連の活動（保守管理、リスク管理等を含む）を通貫で行う検査
- 検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 検査対象の選定

検査対象の選定に当たっては、リスク情報等を活用し設備のシステム・機器に関する安全上の重要度を評価するため、日常的に実施するプラント状態の監視活動に加え、必要に応じて以下の情報を確認する。集めた情報とサーベイランス試験の実施スケジュールから総合的に勘案し、検査実施時点において安全上重要と判断される設備のサーベイランス試験を選定する。

【確認する情報の例】

- a. リスク評価結果
- b. 不適合管理の状況
- c. 保守点検依頼の対応状況
- d. サーベイランス試験結果の履歴（傾向分析）
- e. 状態監視（診断）採取データ
- f. 検査官・事業者巡視時の気づき
- g. 事業者会議への同席
- h. 当直ミーティングへの同席
- i. 施設内保全工事の状況
- j. 関係者からの情報等の聴取

4.2 検査実施

事業者は、設備の安全機能が要求事項に適合し維持確保されていることを、定期的に実施するサーベイランス試験により確認している。この行為について、客観的な試験データの確認や現場での監視活動をとおして、事業者による安全機能を有する設備の適切な維持・管理に係る安全活動の適切性を確認する。

確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

事業者が定期的に機能確認する設備*のシステム・機器に係るサーベイランス試験を検査対象とし、その中から適切なサンプリングにより検査を行う。サーベイランス試験のサンプリングは、検査実施時点におけるプラントのリスク情報等から得られる安全上の重要度を考慮し選定する。なお、検査には以下の2種類がある。

※ 別紙-1に定期的に機能確認を行う設備等の例を示す。

- (1) 標準的な検査：プラント又は設備毎に行う標準的なサーベイランス試験の検査
 - (2) 全般的な検査：上記に加えサーベイランス試験に係るスケジュール立案から記録保管までの一連の活動（保守管理、リスク管理等を含む）を通貫で行う検査
- 検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 検査対象の選定

検査対象の選定に当たっては、リスク情報等を活用し設備のシステム・機器に関する安全上の重要度を評価するため、日常的に実施するプラント状態の監視活動に加え、必要に応じて以下の情報を確認する。集めた情報とサーベイランス試験の実施スケジュールから総合的に勘案し、検査実施時点において安全上重要と判断される設備のサーベイランス試験を選定する。

【確認する情報の例】

- a. リスク評価結果
- b. 不適合管理の状況
- c. 保守点検依頼の対応状況
- d. サーベイランス試験結果の履歴（傾向分析）
- e. 状態監視（診断）採取データ
- f. 検査官・事業者巡視時の気づき
- g. 事業者会議への同席
- h. 当直ミーティングへの同席
- i. 施設内保全工事の状況
- j. 関係者からの情報等の聴取

4.2 検査実施

事業者は、設備の安全機能が要求事項に適合し維持確保されていることを、定期的に実施するサーベイランス試験により確認している。この行為について、客観的な試験データの確認や現場での監視活動をとおして、事業者による安全機能を有する設備の適切な維持・管理に係る安全活動の適切性を確認する。

検査に当たっては、手順書等の関連書類の確認、関係者から情報等の聴取、現場確認等により、当該設備のサーベイランス試験に係る以下の事項について、事業者の安全活動の適切性をサンプリングにより検査する。

(1) 標準的な検査

a. 試験開始前の確認事項

- (a) 試験手順書は適切で、確認する機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分な方法が定められていること。
- (b) 事故時等の条件を模擬できず代替の方法を用いる場合には、その代替の方法が定められており、実条件性能確認に相当する方法であることが検証されていること。
- (c) 試験の実施体制は適切に必要な要員が確保され定期的に実施されていること。
- (d) 手順書には許認可申請等に基づいて判定基準が明示的に示され、その設定根拠が検証されていること。
- (e) 設備の安全処置等の事前準備が整い試験が実施可能であること。

b. 試験中の確認・監視事項

- (a) 手順書通りに試験が行われていること。
- (b) 試験は定められた体制の下で操作・連絡等が確実に行われていること。
- (c) 現場においては事業者によるデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。
- (d) 試験の合否判定プロセスが適切に行われていること。
- (e) 試験データは条件、時系列等の観点で整合していること。
- (f) 試験結果は判定基準を遵守し、設備は事故時の安全機能に係る要求事項に適合していること。

c. 試験終了後の確認事項

- (a) 設備は試験前の状態に復旧されていること。
- (b) 試験結果からシステム・機器の劣化傾向等を評価し適切な対応をとっていること。
- (c) 試験結果の記録は審査・承認され管理された状態で保管されていること。

(2) 一般的な検査

年1回実施するサーベイランス試験の一連の活動を確認する検査は、標準的な検査に加え、保守管理の有効性評価からのフィードバック（サーベイランスの内容の適切性）や実施のためのスケジュール立案、サーベイランスの実施状況、結果の評価、評価に係る対応、記録の保管までの一連の活動を監視する。

なお、これらの活動を監視するにあたり、各工程で必要となる情報について、「BM0060保全の有効性評価」、「BM0110作業管理」、「B01040動作可能性判断及び機能性評価」、「B01070運転員能力」等、関連する他の検査運用ガイドの実施結果も参考にできる。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に

検査に当たっては、手順書等の関連書類の確認、関係者から情報等の聴取、現場確認等により、当該設備のサーベイランス試験に係る以下の事項について、事業者の安全活動の適切性をサンプリングにより検査する。

(1) 標準的な検査

a. 試験開始前の確認事項

- (a) 試験手順書は適切で、確認する機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分な方法が定められていること。
- (b) 事故時等の条件を模擬できず代替の方法を用いる場合には、その代替の方法が定められており、実条件性能確認に相当する方法であることが検証されていること。
- (c) 試験の実施体制は適切に必要な要員が確保され定期的に実施されていること。
- (d) 手順書には許認可申請等に基づいて判定基準が明示的に示され、その設定根拠が検証されていること。
- (e) 設備の安全処置等の事前準備が整い試験が実施可能であること。

b. 試験中の確認・監視事項

- (a) 手順書通りに試験が行われていること。
- (b) 試験は定められた体制の下で操作・連絡等が確実に行われていること。
- (c) 現場においては事業者によるデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。
- (d) 試験の合否判定プロセスが適切に行われていること。
- (e) 試験データは条件、時系列等の観点で整合していること。
- (f) 試験結果は判定基準を遵守し、設備は事故時の安全機能に係る要求事項に適合していること。

c. 試験終了後の確認事項

- (a) 設備は試験前の状態に復旧されていること。
- (b) 試験結果からシステム・機器の劣化傾向等を評価し適切な対応をとっていること。
- (c) 試験結果の記録は審査・承認され管理された状態で保管されていること。

(2) 一般的な検査

年1回実施するサーベイランス試験の一連の活動を確認する検査は、標準的な検査に加え、保守管理の有効性評価からのフィードバック（サーベイランスの内容の適切性）や実施のためのスケジュール立案、サーベイランスの実施状況、結果の評価、評価に係る対応、記録の保管までの一連の活動を監視する。

なお、これらの活動を監視するにあたり、各工程で必要となる情報について、「BM0060保全の有効性評価」、「BM0110作業管理」、「B01040動作可能性判断及び機能性評価」、「B01070運転員能力」等、関連する他の検査運用ガイドの実施結果も参考にできる。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に

処理されていることを確認する。

5 検査手引

(1) 標準的な検査

a. 試験開始前の留意事項

試験前においては、必要に応じて当直、設備保守担当課等のミーティングへの同席、関係者からの聞き取り等により関連する情報を入手し、以下の視点で実施体制や手順書等の適切性をサンプリングにより確認する。

(a) 実条件性能確認については、以下の項目を適切に整理、評価していることを確認する。

- ・許認可要求事項
- ・定期事業者検査における確認事項及び判定基準
- ・実条件を模擬できない場合はその理由
- ・サーベイランスにおける確認事項及び判定基準（必要な関連系の状態含む）

(b) 試験の実施体制は、文書等により責任と権限が明確にされていることを確認する。

(c) 前回の試験で発生した機器の不具合、手順書の不備等の不適合は、社内規定にしたがい管理され適切な是正措置が講じられていることを確認する。

(d) 試験は、前回の試験で機能確認ができた時点から、定められた間隔の期間内に実施されていることを確認する。

(e) 手順書は適切であり、力量を持つ技術者により審査され、社内規定にしたがい制定・改正が行われ、試験時には最新版が配布されていることを、また、適合条件や手順に変更があればその適切性を確認する。

(f) 手順書には許認可申請（設置許可申請、工事計画認可、保安規定、技術規格・基準等）に基づく判定基準が明示的に示され、基準への適合性を評価する際に用いる補正・参照データや評価式等は、その出典と適切性が明らかにされ適切であることを確認する。

(g) 試験の実施に当たり、試験前に許容できない事前調整操作（プレコンディショニング）が行われていないこと、仮設の機器・配線を用いる等、通常と異なる状態で行われていないことを確認する。

事業者が実施している事前調整について、原子力規制検査ガイド「GI0001 共通ガイド事項に係る検査運用ガイド 付録4 事前調整の妥当性確認」に基づき妥当性の確認*を行った結果を以下に示す。

【許容できる事前調整】

- ・非常用ディーゼル発電機：ターニング、シリンダ潤滑油リユース操作
- ・タービン動補助給水ポンプ：駆動蒸気ラインのウォーミング
- ・格納容器スプレイポンプ：格納容器スプレイ弁間ベント、ドレン

【許容できない事前調整】

- ・非常用ディーゼル発電機：エアラン、始動用空気溜ドレン抜き
- ・非常用炉心冷却系ポンプ：封水クーラベンディング（メカシールベンディング）

*妥当性の確認の詳細については、第3回検査制度に関する意見交換会合（令和2年12月22日）資料4-1「サーベイランスにおける事前調整（プレコンディショニング）について」

処理されていることを確認する。

5 検査手引

(1) 標準的な検査

a. 試験開始前の留意事項

試験前においては、必要に応じて当直、設備保守担当課等のミーティングへの同席、関係者からの聞き取り等により関連する情報を入手し、以下の視点で実施体制や手順書等の適切性をサンプリングにより確認する。

(a) 実条件性能確認については、以下の項目を適切に整理、評価していることを確認する。

- ・許認可要求事項
- ・定期事業者検査における確認事項及び判定基準
- ・実条件を模擬できない場合はその理由
- ・サーベイランスにおける確認事項及び判定基準（必要な関連系の状態含む）

(b) 試験の実施体制は、文書等により責任と権限が明確にされていることを確認する。

(c) 前回の試験で発生した機器の不具合、手順書の不備等の不適合は、社内規定にしたがい管理され適切な是正措置が講じられていることを確認する。

(d) 試験は、前回の試験で機能確認ができた時点から、定められた間隔の期間内に実施されていることを確認する。

(e) 手順書は適切であり、力量を持つ技術者により審査され、社内規定にしたがい制定・改正が行われ、試験時には最新版が配布されていることを、また、適合条件や手順に変更があればその適切性を確認する。

(f) 手順書には許認可申請（設置許可申請、工事計画認可、保安規定、技術規格・基準等）に基づく判定基準が明示的に示され、基準への適合性を評価する際に用いる補正・参照データや評価式等は、その出典と適切性が明らかにされ適切であることを確認する。

(g) 試験の実施に当たり、試験前に許容できない事前調整操作（プレコンディショニング）が行われていないこと、仮設の機器・配線を用いる等、通常と異なる状態で行われていないことを確認する。

事業者が実施している事前調整について、原子力規制検査ガイド「GI0001 共通ガイド事項に係る検査運用ガイド 付録4 事前調整の妥当性確認」に基づき妥当性の確認*を行った結果を以下に示す。

【許容できる事前調整】

- ・非常用ディーゼル発電機：ターニング、シリンダ潤滑油リユース操作
- ・タービン動補助給水ポンプ：駆動蒸気ラインのウォーミング
- ・格納容器スプレイポンプ：格納容器スプレイ弁間ベント、ドレン

【許容できない事前調整】

- ・非常用ディーゼル発電機：エアラン、始動用空気溜ドレン抜き
- ・非常用炉心冷却系ポンプ：封水クーラベンディング（メカシールベンディング）

*妥当性の確認の詳細については、第3回検査制度に関する意見交換会合（令和2年12月22日）資料4-1「サーベイランスにおける事前調整（プレコンディショニング）について」

を参照

- (h) 合否判定に使用する測定機器は適切に校正され精度が保証されていること、操作盤の警報装置は設定値にしたがい機能（点灯・発報等）し、試験直前には点灯等の機能確認が実施されていることを確認する。
- (i) 計測制御系の設定誤差等は要求事項に適合していることを確認する。要求事項に適合していないことや、測定機器が意図する目的に適していないことが判明した場合には、事業者はそれまで実施した試験結果の妥当性を損なうものかを評価し、適切な是正措置を講じていることを確認する。
- (j) 系統隔離等の安全処置に伴うバルブ操作及び状態確認、試験に必要な器具の準備等、試験実施の前準備が完了していることを「B01020 設備の系統構成」の検査運用ガイドを併用して確認する。
- (k) 中央制御室の操作盤には当該検査の検査条件設定による警報表示以外の表示がないことを、ある場合には管理された状態にあつて当該試験に支障がないことを確認する。
- (l) 検査の要件が複数の試験に依存する場合は、各試験の相互関係、順序等が総合的な観点から適切であることを確認する。
- (m) 試験研究炉等にあつては、実際に行われている試験への立会いが不可能な場合は、設置者側の担当者に、選定した定例試験の作業について説明を求め、その内容を確認する。
- (n) 試験研究炉等にあつては、保安規定に所定の測定頻度を設けずに一次冷却材中の導電率に対する制限が組み込まれている場合は、この制限が維持されていることを事業者がどのように確認しているかを確認する。

b. 試験中の留意事項

試験中においては、手順書の遵守、要員の力量、操作の的確性、合否判定の適切性等について、以下の視点でサンプリングにより事業者の活動を直接的に観察する。

- (a) 試験は手順書通り行われていることを、また、運転員は中央制御室の操作盤、ディスプレイの表示、記録計等で監視するとともに、現場においては、漏えい、異音等、設備に異常がないことを的確に判断していることを観察する。
- (b) 試験は指揮・命令系統が確立され情報の伝達が確実に行われていることを、また、測定値や試験に伴って発生する警報を的確に判断し、運転員が適切に操作していることを観察する。
- (c) 中央制御室及び現場の計器等が正常で測定値が妥当であること等、得られた試験データの適切性を評価していることを観察する。
- (d) 計測値は計測器の正しい読み取り位置で必要な精度まで読み取っていることを、また、読み取り値を現場から中央制御室に伝える際には、復唱等により正確に伝達していることを観察する。
- (e) 試験結果が判定基準に適合しているか否かについて、判定プロセスが社内規定に照らして適切に行われていることを観察する。
- (f) 試験はシステム・機器の性能劣化を把握するため、ポンプ等は運転制限条件を考慮した適切な運転条件の下で行われていることを観察する。
- (g) ミニフローによりポンプのサーベイランス試験を実施する場合、過去の試験（ミニフロー）結果及び参照値*（定期事業者検査時とサーベイランス時と系統条件が同じ場合）と比較し、有意な変化がないことを確認していることを観察する。参照値の採取方法については表1に示す。

※ 参照値：ポンプが所定の性能を発揮できると判断される時に、サーベイランスと同じ系統条件で採取したパラメータ

を参照

- (h) 合否判定に使用する測定機器は適切に校正され精度が保証されていること、操作盤の警報装置は設定値にしたがい機能（点灯・発報等）し、試験直前には点灯等の機能確認が実施されていることを確認する。
- (i) 計測制御系の設定誤差等は要求事項に適合していることを確認する。要求事項に適合していないことや、測定機器が意図する目的に適していないことが判明した場合には、事業者はそれまで実施した試験結果の妥当性を損なうものかを評価し、適切な是正措置を講じていることを確認する。
- (j) 系統隔離等の安全処置に伴うバルブ操作及び状態確認、試験に必要な器具の準備等、試験実施の前準備が完了していることを「B01020 設備の系統構成」の検査運用ガイドを併用して確認する。
- (k) 中央制御室の操作盤には当該検査の検査条件設定による警報表示以外の表示がないことを、ある場合には管理された状態にあつて当該試験に支障がないことを確認する。
- (l) 検査の要件が複数の試験に依存する場合は、各試験の相互関係、順序等が総合的な観点から適切であることを確認する。
- (m) 試験研究炉等にあつては、実際に行われている試験への立会いが不可能な場合は、設置者側の担当者に、選定した定例試験の作業について説明を求め、その内容を確認する。
- (n) 試験研究炉等にあつては、保安規定に所定の測定頻度を設けずに一次冷却材中の導電率に対する制限が組み込まれている場合は、この制限が維持されていることを事業者がどのように確認しているかを確認する。

b. 試験中の留意事項

試験中においては、手順書の遵守、要員の力量、操作の的確性、合否判定の適切性等について、以下の視点でサンプリングにより事業者の活動を直接的に観察する。

- (a) 試験は手順書通り行われていることを、また、運転員は中央制御室の操作盤、ディスプレイの表示、記録計等で監視するとともに、現場においては、漏えい、異音等、設備に異常がないことを的確に判断していることを観察する。
- (b) 試験は指揮・命令系統が確立され情報の伝達が確実に行われていることを、また、測定値や試験に伴って発生する警報を的確に判断し、運転員が適切に操作していることを観察する。
- (c) 中央制御室及び現場の計器等が正常で測定値が妥当であること等、得られた試験データの適切性を評価していることを観察する。
- (d) 計測値は計測器の正しい読み取り位置で必要な精度まで読み取っていることを、また、読み取り値を現場から中央制御室に伝える際には、復唱等により正確に伝達していることを観察する。
- (e) 試験結果が判定基準に適合しているか否かについて、判定プロセスが社内規定に照らして適切に行われていることを観察する。
- (f) 試験はシステム・機器の性能劣化を把握するため、ポンプ等は運転制限条件を考慮した適切な運転条件の下で行われていることを観察する。
- (g) ミニフローによりポンプのサーベイランス試験を実施する場合、過去の試験（ミニフロー）結果及び参照値*（定期事業者検査時とサーベイランス時と系統条件が同じ場合）と比較し、有意な変化がないことを確認していることを観察する。参照値の採取方法については表1に示す。

※ 参照値：ポンプが所定の性能を発揮できると判断される時に、サーベイランスと同じ系統条件で採取したパラメータ

- (h) 初回操作で系統が正常に稼働せず不合格となった場合、原因の特定とその是正措置を講じることなく、試験の合格結果を得るため繰返し試験が行われていないことを監視する。
- (i) 試験の実施責任者は、試験データの完全な整合性や手順の適切性を検証し、設備の安全機能が判定基準に適合することを確認してから、試験の終了宣言をしていることを確認する。

- (h) 初回操作で系統が正常に稼働せず不合格となった場合、原因の特定とその是正措置を講じることなく、試験の合格結果を得るため繰返し試験が行われていないことを監視する。
- (i) 試験の実施責任者は、試験データの完全な整合性や手順の適切性を検証し、設備の安全機能が判定基準に適合することを確認してから、試験の終了宣言をしていることを確認する。

表 1 サーベイランスに用いる参照値の採取方法

(定期事業者検査時とサーベイランス時の系統条件が同様の場合)

分類	定期事業者検査時にフルフローが確保できる	工場試験におけるフルフローの記録あり	サーベイランスに用いる参照値の採取方法 (定期事業者検査時に実施)
1	○	—	①定期事業者検査（機能試験／フルフロー）において、所定の流量及び揚程以上であることを確認する。 ②サーベイランスと同系統（ミニフロー）での揚程及び流量※を採取し、これをサーベイランスにおける参照値とする。
2	×	○	工場試験により、所定の流量及び揚程が確保されることが確認されていることから、以下のとおり実施する。 ①分解点検において、流量低下の原因となるインペラの摩耗、損傷がないこと及びウェアリングの隙間が適正であることを確認する。 ②分解点検後にミニフローでの揚程及び流量※を採取し、これをサーベイランスにおける参照値とする。
3	×	×	一部プラントで使用している海外製の T/DFWP については、フルフローによる工場試験データも無いことから、以下のとおり実施する。 ①分解点検において、流量低下の原因となるインペラの摩耗、損傷がないこと及びウェアリングの隙間が適正であることを確認する。 ②プラント起動時の実注入（フルフロー）が、プラントの安全性に影響を与えないことをシミュレータにより確認する。 ③プラント起動時に実注入（フルフロー）を実施し、所定の揚程及び流量以上であることを確認する。なお、実注入は継続的に実施するものではない。 ④実注入後に、サーベイランスと同条件（ミニフロー）での揚程及び流量※を採取し、これをサーベイランスにおける参照値とする。

※：流量計が設置されている場合

表 1 サーベイランスに用いる参照値の採取方法

(定期事業者検査時とサーベイランス時の系統条件が同様の場合)

分類	定期事業者検査時にフルフローが確保できる	工場試験におけるフルフローの記録あり	サーベイランスに用いる参照値の採取方法 (定期事業者検査時に実施)
1	○	—	①定期事業者検査（機能試験／フルフロー）において、所定の流量及び揚程以上であることを確認する。 ②サーベイランスと同系統（ミニフロー）での揚程及び流量※を採取し、これをサーベイランスにおける参照値とする。
2	×	○	工場試験により、所定の流量及び揚程が確保されることが確認されていることから、以下のとおり実施する。 ①分解点検において、流量低下の原因となるインペラの摩耗、損傷がないこと及びウェアリングの隙間が適正であることを確認する。 ②分解点検後にミニフローでの揚程及び流量※を採取し、これをサーベイランスにおける参照値とする。
3	×	×	一部プラントで使用している海外製の T/DFWP については、フルフローによる工場試験データも無いことから、以下のとおり実施する。 ①分解点検において、流量低下の原因となるインペラの摩耗、損傷がないこと及びウェアリングの隙間が適正であることを確認する。 ②プラント起動時の実注入（フルフロー）が、プラントの安全性に影響を与えないことをシミュレータにより確認する。 ③プラント起動時に実注入（フルフロー）を実施し、所定の揚程及び流量以上であることを確認する。なお、実注入は継続的に実施するものではない。 ④実注入後に、サーベイランスと同条件（ミニフロー）での揚程及び流量※を採取し、これをサーベイランスにおける参照値とする。

※：流量計が設置されている場合

c. 試験終了後の留意事項

試験終了後においては、必要に応じてヒアリングを行い、設備の復旧処置、設備の劣化傾向の評価、記録管理等の適切性について、以下の視点でサンプリングにより検査する。

c. 試験終了後の留意事項

試験終了後においては、必要に応じてヒアリングを行い、設備の復旧処置、設備の劣化傾向の評価、記録管理等の適切性について、以下の視点でサンプリングにより検査する。

- (a) 非常用原子炉注水試験等でテストラインを使用する場合等、試験後には通常の運転状態において安全機能を果たすべき正常な状態に復帰させていること、また、試験用に設置した器具等が取り除かれていることを確認する。
- (b) これまでの試験結果の適合性を確認するとともに、事業者がシステム・機器について性能の劣化傾向を評価し適切な対応をしていることを確認する。システム・機器に劣化傾向等が認められた場合は、交換や試験頻度の増加等、適切な是正措置が講じられていることを確認する。
- (c) 試験結果が判定基準に適合しなかった場合は、原因調査を行い、その結果がシステム・機器を操作可能な適切な状態に戻すための技術的根拠となり、必要に応じて保全計画に反映されていることを確認する。
- (d) 試験結果は社内規定に従い承認され、記録として適切に保管・管理されていることを確認する。

(2) 全般的な検査に関する留意事項

- a. 年1回実施する全般的な検査においては、計画立案の適切性、手順書改訂方法の適切性、劣化傾向の評価結果の反映状況、他部門との連携状況、記録の保管状況等、一連の関連する行為について社内マニュアル、打ち合わせ会議の傍聴、関係者のインタビュー等により実施状況の適切性を多角的に確認する。
- b. 「BM0060 保全の有効性評価」、「BM0110 作業管理」、「B01070 運転員能力」等の関連する検査運用ガイドの実施結果を参考に、関連する一連の行為への反映状況の適切性を確認する。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①実条件性能確認及び事前調整（プレコンディショニング）を明確化（4.2検査実施、5.検査手引） ○記載の適正化	2021/07/21表紙修正
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>	

表2 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第11条	第15条第1項第6号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関	第13条	第17条第1項第6号

- (a) 非常用原子炉注水試験等でテストラインを使用する場合等、試験後には通常の運転状態において安全機能を果たすべき正常な状態に復帰させていること、また、試験用に設置した器具等が取り除かれていることを確認する。
- (b) これまでの試験結果の適合性を確認するとともに、事業者がシステム・機器について性能の劣化傾向を評価し適切な対応をしていることを確認する。システム・機器に劣化傾向等が認められた場合は、交換や試験頻度の増加等、適切な是正措置が講じられていることを確認する。
- (c) 試験結果が判定基準に適合しなかった場合は、原因調査を行い、その結果がシステム・機器を操作可能な適切な状態に戻すための技術的根拠となり、必要に応じて保全計画に反映されていることを確認する。
- (d) 試験結果は社内規定に従い承認され、記録として適切に保管・管理されていることを確認する。

(2) 全般的な検査

- a. 年1回実施する全般的な検査においては、計画立案の適切性、手順書改訂方法の適切性、劣化傾向の評価結果の反映状況、他部門との連携状況、記録の保管状況等、一連の関連する行為について社内マニュアル、打ち合わせ会議の傍聴、関係者のインタビュー等により実施状況の適切性を多角的に確認する。
- b. 「BM0060 保全の有効性評価」、「BM0110 作業管理」、「B01070 運転員能力」等の関連する検査運用ガイドの実施結果を参考に、関連する一連の行為への反映状況の適切性を確認する。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①実条件性能確認及び事前調整（プレコンディショニング）を明確化（4.2検査実施、5.検査手引） ○記載の適正化	2021/07/21表紙修正

表2 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第11条	第15条第1項第6号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関	第13条	第17条第1項第6号

記載の適正化（記載内容の明示）

	する規則		号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の5	第8条第1項第6号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第33条	第37条第1項第6号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第31条	第34条第1項第6号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第59条	第63条第1項第6号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	—	—
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の9	第2条の12第1項第5号

表3 検査要件まとめ表

本検査はユニット（原子炉）を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	13以上	60	日常
02	一般的な検査	1年	1		日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	13以上	60	日常
02	一般的な検査	1年	1		日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	6以上	30	日常
02	一般的な検査 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	1		日常
03	標準的な検査 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	2以上	15	日常
04	一般的な検査 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	1		日常
05	標準的な検査 (熱出力500kw未満)	1年	1以上	10	日常
06	一般的な検査 (熱出力500kw未満)	1年	1		日常

※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

	する規則		号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の5	第8条第1項第6号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第33条	第37条第1項第6号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第31条	第34条第1項第6号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第59条	第63条第1項第6号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	—	—
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の9	第2条の12第1項第5号

表3 検査要件まとめ表

本検査はユニット（原子炉）を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	13以上	60	日常
02	一般的な検査	1年	1		日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	13以上	60	日常
02	一般的な検査	1年	1		日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	6以上	30	日常
02	一般的な検査 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	1		日常
03	標準的な検査 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	2以上	15	日常
04	一般的な検査 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	1		日常
05	標準的な検査 (熱出力500kw未満)	1年	1以上	10	日常
06	一般的な検査 (熱出力500kw未満)	1年	1		日常

※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	13以上	60	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査 (MOX加工)	1年	9以上	45	日常
02	全般的な検査 (MOX加工)	1年	1		日常
03	標準的な検査 (ウラン加工)	1年	6以上	30	日常
04	全般的な検査 (ウラン加工)	1年	1		日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	1以上	10	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	1以上	10	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

08 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	1以上	5	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

別紙－1：定期的に機能確認を行う設備等

(1) PWRの例（炉型によって設備が異なる）

- ① 制御棒動作機能
- ② 化学体積制御系（ホウ酸濃縮機能）
- ③ 非常用炉心冷却系
 - ・ 高圧注入系
 - ・ 低圧注入系
- ④ 原子炉格納容器スプレイ系
- ⑤ 補助給水系
 - ・ タービン駆動系
 - ・ 電動系

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	13以上	60	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査 (MOX加工)	1年	9以上	45	日常
02	全般的な検査 (MOX加工)	1年	1		日常
03	標準的な検査 (ウラン加工)	1年	6以上	30	日常
04	全般的な検査 (ウラン加工)	1年	1		日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	1以上	10	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	1以上	10	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

08 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	1以上	5	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

別紙－1：定期的に機能確認を行う設備等

(1) PWRの例（炉型によって設備が異なる）

- ① 制御棒動作機能
- ② 化学体積制御系（ホウ酸濃縮機能）
- ③ 非常用炉心冷却系
 - ・ 高圧注入系
 - ・ 低圧注入系
- ④ 原子炉格納容器スプレイ系
- ⑤ 補助給水系
 - ・ タービン駆動系
 - ・ 電動系

- ⑥ 換気空調系
 - ・アニュラス空気浄化系
 - ・中央制御室非常用循環系
 - ・安全補機室空気浄化系
- ⑦ ディーゼル発電機
- ⑧ 重大事故等対処設備
- ⑨ その他安全系に関連する動作確認試験全般

(2) BWR/5 の例 (炉型によって設備が異なる)

- ① 非常用炉心冷却系
 - ・高圧炉心スプレイ系
 - ・低圧炉心スプレイ系
 - ・低圧注水系
- ② 原子炉隔離時冷却系
- ③ 非常用ガス処理系
- ④ ディーゼル発電機
- ⑤ ほう酸注入系ポンプ
- ⑥ 可燃性ガス濃度制御系
- ⑦ 制御棒動作機能
- ⑧ 残留熱除去系
- ⑨ ディーゼル発電機冷却系
- ⑩ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機冷却系
- ⑪ その他安全系に関連する動作確認試験全般

(3) 核燃料施設等の例

- ① 保安規定に基づき保安上特に管理が必要な設備に求められる状態を満足するために実施される定例試験
- ② 自主検査として実施される定例試験

- ⑥ 換気空調系
 - ・アニュラス空気浄化系
 - ・中央制御室非常用循環系
 - ・安全補機室空気浄化系
- ⑦ ディーゼル発電機
- ⑧ 重大事故等対処設備
- ⑨ その他安全系に関連する動作確認試験全般

(2) BWR/5 の例 (炉型によって設備が異なる)

- ① 非常用炉心冷却系
 - ・高圧炉心スプレイ系
 - ・低圧炉心スプレイ系
 - ・低圧注水系
- ② 原子炉隔離時冷却系
- ③ 非常用ガス処理系
- ④ ディーゼル発電機
- ⑤ ほう酸注入系ポンプ
- ⑥ 可燃性ガス濃度制御系
- ⑦ 制御棒動作機能
- ⑧ 残留熱除去系
- ⑨ ディーゼル発電機冷却系
- ⑩ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機冷却系
- ⑪ その他安全系に関連する動作確認試験全般

(3) 核燃料施設等の例

- ① 保安規定に基づき保安上特に管理が必要な設備に求められる状態を満足するために実施される定例試験
- ② 自主検査として実施される定例試験

基本検査運用ガイド 設備の系統構成 (新旧対照表)

系統構成に係る検査の項目には、短期的なリスク変動に対応する標準的な検査と、系統構成の範囲を拡張し関連する系統を包括的に検査する2種類がある。

- (1) 標準的系統構成
- (2) 包括的系統構成

検査対象は、施設の全てのシステム・機器が対象となるが、検査ではリスク情報を考慮し限られた数の検査対象を選定し、それらの対象についてサンプリングにより検査を実施する。サンプルの選定に際しては、安全系・非安全系の区分にかかわらず、検査実施時点でのシステム・機器の安全重要度を考慮することとし、これを評価する上で、リスク情報を含むプラント情報を活用する。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査対象の選定

検査対象の選定に当たっては、許認可関連文書、事業者等のマニュアル、安全活動状況及び不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウンやリスク情報等の活用により、検査対象(サンプル)並びに検査方法等を決定する。

(1) 標準的系統構成確認

a. 検査対象は、プラントの状況を考慮して検査実施の都度を選定する。対象とするサンプルの選定に際して、システム・機器の安全重要度の短期的な変動に着目し、リスク評価での個々のシステム・機器のリスクに対する寄与度の変化、事故シーケンスのリスクに対する寄与度の変化を考慮する。これに必要なプラント情報は、日常的に実施するプラント監視活動に加え、必要に応じて事業者から以下に示す情報を収集する。

収集するデータの例

- (a) プラント運転状態とこれの対応するリスク情報
- (b) 各システム・機器の状態、信頼性及びリスクに対する寄与度
- (c) リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- (d) 運転、試験、保守、改造等系統構成の変更を伴う作業の履歴

b. 上記データに基づき各システム・機器の安全重要度を総合的に評価し、検査対象とするシステム・機器を選定する。なお重要度の評価に際しては、「5.3検査対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項」を参考にする。

(2) 包括的系統構成確認

システム・機器の安全重要度の短期的な変動以外にも、他の要因(例えば、工学的解析・判断、運転経験、パフォーマンス履歴、運転モード、検査官による監視活動の履歴及び結果)を考慮し、検査対象とするシステム・機器を2つ選定する。なおサンプルの内、1つは異常発生防止の機能又は異常の影響緩和の機能を有する系統を選定する。

系統構成に係る検査の項目には、短期的なリスク変動に対応する標準的な検査と、系統構成の範囲を拡張し関連する系統を包括的に検査する2種類がある。

- (1) 標準的系統構成
- (2) 包括的系統構成

検査対象は、施設の全てのシステム・機器が対象となるが、検査ではリスク情報を考慮し限られた数の検査対象を選定し、それらの対象についてサンプリングにより検査を実施する。サンプルの選定に際しては、安全系・非安全系の区分にかかわらず、検査実施時点でのシステム・機器の安全重要度を考慮することとし、これを評価する上で、リスク情報を含むプラント情報を活用する。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査対象の選定

検査対象の選定に当たっては、許認可関連文書、事業者等のマニュアル、安全活動状況及び不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウンやリスク情報等の活用により、検査対象(サンプル)並びに検査方法等を決定する。

(1) 標準的系統構成確認

a. 検査対象は、プラントの状況を考慮して検査実施の都度を選定する。対象とするサンプルの選定に際して、システム・機器の安全重要度の短期的な変動に着目し、リスク評価での個々のシステム・機器のリスクに対する寄与度の変化、事故シーケンスのリスクに対する寄与度の変化を考慮する。これに必要なプラント情報は、日常的に実施するプラント監視活動に加え、必要に応じて事業者から以下に示す情報を収集する。

収集するデータの例

- (a) プラント運転状態とこれの対応するリスク情報
- (b) 各システム・機器の状態、信頼性及びリスクに対する寄与度
- (c) リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- (d) 運転、試験、保守、改造等系統構成の変更を伴う作業の履歴

b. 上記データに基づき各システム・機器の安全重要度を総合的に評価し、検査対象とするシステム・機器を選定する。なお重要度の評価に際しては、「5.3検査対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項」を参考にする。

(2) 包括的系統構成確認

システム・機器の安全重要度の短期的な変動以外にも、他の要因(例えば、工学的解析・判断、運転経験、パフォーマンス履歴、運転モード、検査官による監視活動の履歴及び結果)を考慮し、検査対象とするシステム・機器を2つ選定する。なおサンプルの内、1つは異常発生防止の機能又は異常の影響緩和の機能を有する系統を選定する。

4.2 検査の実施

検査の実施に当たっては、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。

(1) 標準的系統構成確認

a. 検査対象に選定したシステム・機器について、作業に応じて計画された系統構成について最新版の系統図、単線結線図等を参照して確認する。次に、設計図書(許認可関連文書)や運用に関する図書(保安規定、運転手順書など)を参照し、この系統構成がプラントの設計・運用と整合していることを確認する。

b. 現場・中央制御室における確認や事業者への聞き取りを実施し、選定したシステム・機器について計画した系統構成と計画に従い現場で実施した後の系統構成が一致していることを確認する。同時に、「5.1標準系統構成確認」を参考に、選定したシステム・機器の健全性を確認する。

c. 上記の検査行為を通じて、当該システム・機器が動作可能な状態に維持されていることを確認する。なお、当該システム・機器の動作可能性が疑われる場合には、その後の事業者の適切な対応を確認する。

(2) 包括的系統構成確認

a. 包括的系統構成では上記(1)、(a)より確認範囲を広げ、設備が機能するための系統全てを対象範囲にして確認するとともに、電源系、圧縮空気系等の関連する付属設備の系統構成についても確認する。また「5.2 包括的系統構成確認」を参考に選定したシステム・機器の健全性を確認する。その他は上記 b.及び c.と同じ。

(3) 共通事項

検査に当たっては、安全機能を含むプラントの性能を維持・確保するために、システム・機器の系統構成が適切に管理されている必要があることから、以下の点に着目し、事業者がシステム・機器の系統構成を適切に管理していることを確認する。その結果、システム・機器について要求機能を満足しない状態が確認された場合については、その後の事業者の適切な対応を確認する。

a. 計画した系統構成が、安全性・信頼性を確保するための様々な要求事項・前提条件と整合していること

b. 計画した系統構成と計画に基づき実施した後の系統構成が一致していること

c. 系統構成において生じた不適合は、不適合管理により安全上の問題が特定され適切な是正処置が講じられていること

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。

(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。

(3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等にお

4.2 検査の実施

検査の実施に当たっては、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。

(1) 標準的系統構成確認

a. 検査対象に選定したシステム・機器について、作業に応じて計画された系統構成について最新版の系統図、単線結線図等を参照して確認する。次に、設計図書(許認可関連文書)や運用に関する図書(保安規定、運転手順書など)を参照し、この系統構成がプラントの設計・運用と整合していることを確認する。

b. 現場・中央制御室における確認や事業者への聞き取りを実施し、選定したシステム・機器について計画した系統構成と計画に従い現場で実施した後の系統構成が一致していることを確認する。同時に、「5.1標準系統構成確認」を参考に、選定したシステム・機器の健全性を確認する。

c. 上記の検査行為を通じて、当該システム・機器が動作可能な状態に維持されていることを確認する。なお、当該システム・機器の動作可能性が疑われる場合には、その後の事業者の適切な対応を確認する。

(2) 包括的系統構成確認

a. 包括的系統構成では上記(1)、(a)より確認範囲を広げ、設備が機能するための系統全てを対象範囲にして確認するとともに、電源系、圧縮空気系等の関連する付属設備の系統構成についても確認する。また「5.2 包括的系統構成確認」を参考に選定したシステム・機器の健全性を確認する。その他は上記 b.及び c.と同じ。

(3) 共通事項

検査に当たっては、安全機能を含むプラントの性能を維持・確保するために、システム・機器の系統構成が適切に管理されている必要があることから、以下の点に着目し、事業者がシステム・機器の系統構成を適切に管理していることを確認する。その結果、システム・機器について要求機能を満足しない状態が確認された場合については、その後の事業者の適切な対応を確認する。

a. 計画した系統構成が、安全性・信頼性を確保するための様々な要求事項・前提条件と整合していること

b. 計画した系統構成と計画に基づき実施した後の系統構成が一致していること

c. 系統構成において生じた不適合は、不適合管理により安全上の問題が特定され適切な是正処置が講じられていること

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。

(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。

(3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等にお

いて適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 標準的系統構成確認に関する留意事項

- a. システム・機器の構成部品(配管、サポート、弁、ポンプ、熱交換器、タンク、電気計装等)に劣化を示す兆候がないか、特に、構成部品の動作原理を踏まえ、発生する可能性のある劣化モードによる外観上の変化がないこと。
- b. 系統構成上、弁の開閉が正しい状態にあること及び弁から漏えいがないこと(発錆、滴下痕等にも注意)。
- c. 弁の開閉状態が、施錠、状態タグ等により正しく維持管理されていること。
- d. システム・機器の状態に応じて必要な電源が確保できるようになっていること。
- e. 電動機、ポンプ軸受等の回転部分のように、潤滑及び冷却が必要な機器について潤滑及び冷却機構が動作していること。
- f. 現場の系統及び機器の設置・施工状況が、事業者の関連文書(手順書、技術図書、図面等)と一致していること。
- g. システム・機器のサポート、ダンパー等が適切に設置され、所定の機能を満足する状態になっていること。
- h. 当該システム・機器が動作するために、動作していることが前提となる系統及び機器(制御用空気等)の機能が維持されていること。
- i. 計測器の指示値が正常であること。
- j. 機器から異音、異臭、異常な振動等がないこと。
- k. 当該システム・機器の周辺において、動作に影響を及ぼすような状況(一時的な作業による障害、扉の可動範囲の障害、大物の仮置等)がないこと。
- l. 高エネルギー配管の破断による波及影響の防止、溢水防護、火災防護等の目的で設置されている壁、扉等が必要に応じて機能する状態にあること。
- m. 保全等の理由により系統及び設備の一部が隔離されているような場合、これにより要求される系統・設備の動作に影響を及ぼさないこと。
- n. 高エネルギー配管の破断等により厳しい環境にさらされる可能性のある系統及び設備が、厳しい環境下(高温高圧の蒸気にさらされる等)においても動作可能な性能を有していること。
- o. 竜巻等による飛来物により損傷を受けるおそれがある系統及び機器が適切に保護されていること。
- p. アクセス性が悪く危険が伴う場所(例えば暗渠の配管など)の状況について確認する際には、無理に現場確認を行わず、代替手段で対応する。

5.2 包括的系統構成確認に関する留意事項

いて適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 標準的系統構成確認

- a. システム・機器の構成部品(配管、サポート、弁、ポンプ、熱交換器、タンク、電気計装等)に劣化を示す兆候がないか、特に、構成部品の動作原理を踏まえ、発生する可能性のある劣化モードによる外観上の変化がないこと。
- b. 系統構成上、弁の開閉が正しい状態にあること及び弁から漏えいがないこと(発錆、滴下痕等にも注意)。
- c. 弁の開閉状態が、施錠、状態タグ等により正しく維持管理されていること。
- d. システム・機器の状態に応じて必要な電源が確保できるようになっていること。
- e. 電動機、ポンプ軸受等の回転部分のように、潤滑及び冷却が必要な機器について潤滑及び冷却機構が動作していること。
- f. 現場の系統及び機器の設置・施工状況が、事業者の関連文書(手順書、技術図書、図面等)と一致していること。
- g. システム・機器のサポート、ダンパー等が適切に設置され、所定の機能を満足する状態になっていること。
- h. 当該システム・機器が動作するために、動作していることが前提となる系統及び機器(制御用空気等)の機能が維持されていること。
- i. 計測器の指示値が正常であること。
- j. 機器から異音、異臭、異常な振動等がないこと。
- k. 当該システム・機器の周辺において、動作に影響を及ぼすような状況(一時的な作業による障害、扉の可動範囲の障害、大物の仮置等)がないこと。
- l. 高エネルギー配管の破断による波及影響の防止、溢水防護、火災防護等の目的で設置されている壁、扉等が必要に応じて機能する状態にあること。
- m. 保全等の理由により系統及び設備の一部が隔離されているような場合、これにより要求される系統・設備の動作に影響を及ぼさないこと。
- n. 高エネルギー配管の破断等により厳しい環境にさらされる可能性のある系統及び設備が、厳しい環境下(高温高圧の蒸気にさらされる等)においても動作可能な性能を有していること。
- o. 竜巻等による飛来物により損傷を受けるおそれがある系統及び機器が適切に保護されていること。
- p. アクセス性が悪く危険が伴う場所(例えば暗渠の配管など)の状況について確認する際には、無理に現場確認を行わず、代替手段で対応する。

5.2 包括的系統構成確認

記載の適正化 (記載内容の明示)

記載の適正化 (記

<p>a. 選定したシステム・機器の機能に影響を及ぼす可能性のある不適合（故障含む）の取り扱いや保守作業が、規制要求及びマニュアルに沿ってかつ適切な技術的検討に基づき、計画・実施されていることを確認する。</p> <p>b. 一時的な設備変更を含む設計上の問題、代替的な運転操作及び技術検討部門が継続的に取り組んでいる課題について、規制要求及びマニュアルに沿ってかつ適切な技術的検討に基づき、計画・実施されていることを確認する。</p> <p>c. 現場・中央制御室における点検や事業者への聞き取りなどを行い、対象システム・機器について、計画された系統構成と計画に従い現場で実施した後の系統構成の状態が一致していることを確認する。</p> <p>d. 上記の検査行為を通じて、当該システム・機器が動作可能な状態に維持されていることを確認する。なお、当該システム・機器の動作可能性が疑われる場合には、その後の事業者の適切な対応を確認する。</p> <p>5.3 検査対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項</p> <p>a. 各システム・機器の安全重要度に影響する現在のプラント状態について ある状況において、機器の機能喪失等により特定のシステム・機器の安全重要度が高まる。以下にその例を挙げる。</p> <p>(a) ある安全システムについて、A系統がメンテナンスなどで運転できない状況において、B系統の安全重要度が、通常状態に比較して高まる。</p> <p>(b) PWRのミッドループ運転やBWRの原子炉ドレンといったプラント停止時の水位低下を伴う特殊な運転状況において、冷却材の漏えい等なんらかの事象発生防止の観点から、関連する系統の安全重要度が高まる。</p> <p>(c) プラント停止時には、外部電源喪失の観点で電源系統の安全重要度が高まる。</p> <p>(d) 出力運転中は、燃料被覆管損傷のリスクが高まることからバリア健全性の観点で反応度制御系統の安全重要度は高まる。同時に格納容器隔離機能を有するシステム・機器の安全重要度も高まる。</p> <p>b. 系統構成変更に関わる履歴について 系統構成変更時には、ヒューマンエラー等により系統構成に関する問題が発生する可能性が高まるため、検査対象選定の際に系統構成変更に関わる履歴を調査する。具体的には、試験、保守、改造等の理由から最近、系統構成が変更されたシステム・機器をリストアップし、検査対象選定の際にこれを考慮する。</p> <p>6. 参考資料 (1) 実用発電用原子炉、核燃料施設等の規則、審査基準、許認可関連文書</p> <p>7. 改訂履歴</p>	<p>a. 選定したシステム・機器の機能に影響を及ぼす可能性のある不適合（故障含む）の取り扱いや保守作業が、規制要求及びマニュアルに沿ってかつ適切な技術的検討に基づき、計画・実施されていることを確認する。</p> <p>b. 一時的な設備変更を含む設計上の問題、代替的な運転操作及び技術検討部門が継続的に取り組んでいる課題について、規制要求及びマニュアルに沿ってかつ適切な技術的検討に基づき、計画・実施されていることを確認する。</p> <p>c. 現場・中央制御室における点検や事業者への聞き取りなどを行い、対象システム・機器について、計画された系統構成と計画に従い現場で実施した後の系統構成の状態が一致していることを確認する。</p> <p>d. 上記の検査行為を通じて、当該システム・機器が動作可能な状態に維持されていることを確認する。なお、当該システム・機器の動作可能性が疑われる場合には、その後の事業者の適切な対応を確認する。</p> <p>5.3 検査対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項</p> <p>a. 各システム・機器の安全重要度に影響する現在のプラント状態について ある状況において、機器の機能喪失等により特定のシステム・機器の安全重要度が高まる。以下にその例を挙げる。</p> <p>(a) ある安全システムについて、A系統がメンテナンスなどで運転できない状況において、B系統の安全重要度が、通常状態に比較して高まる。</p> <p>(b) PWRのミッドループ運転やBWRの原子炉ドレンといったプラント停止時の水位低下を伴う特殊な運転状況において、冷却材の漏えい等なんらかの事象発生防止の観点から、関連する系統の安全重要度が高まる。</p> <p>(c) プラント停止時には、外部電源喪失の観点で電源系統の安全重要度が高まる。</p> <p>(d) 出力運転中は、燃料被覆管損傷のリスクが高まることからバリア健全性の観点で反応度制御系統の安全重要度は高まる。同時に格納容器隔離機能を有するシステム・機器の安全重要度も高まる。</p> <p>b. 系統構成変更に関わる履歴について 系統構成変更時には、ヒューマンエラー等により系統構成に関する問題が発生する可能性が高まるため、検査対象選定の際に系統構成変更に関わる履歴を調査する。具体的には、試験、保守、改造等の理由から最近、系統構成が変更されたシステム・機器をリストアップし、検査対象選定の際にこれを考慮する。</p> <p>6. 参考資料 (1) 実用発電用原子炉、核燃料施設等の規則、審査基準、許認可関連文書</p> <p>7. 改訂履歴</p>	<p>載内容の明示)</p>
--	--	----------------

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	(改正日)	○記載の適正化	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号

表2 検査要件まとめ表

本検査はユニット(原子炉)を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的系統構成	1年	12以上	80	日常
02	包括的系統構成	1年	2		

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的系統構成	1年	12以上	80	日常
02	包括的系統構成	1年	2		

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号

表2 検査要件まとめ表

本検査はユニット(原子炉)を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的系統構成	1年	12以上	80	日常
02	包括的系統構成	1年	2		

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的系統構成	1年	12以上	80	日常
02	包括的系統構成	1年	2		

基本検査運用ガイド 取替炉心の安全性 (新旧対照表)

改 正 後	改 正 前	改正理由
<p>基本検査運用ガイド</p> <p>取替炉心の安全性</p> <p>(B01050_r<u>3</u>)</p> <p>原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉) 検査分野：「運転管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転における取替炉心の安全性の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される運転に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 原子炉設置(変更)許可申請の審査においては、初装荷炉心のみならず取替炉心も含めて当該原子炉の安全性が確保されることを確認しているが、取替炉心の安全性確認のため</p>	<p>基本検査運用ガイド</p> <p>取替炉心の安全性</p> <p>(B01050_r<u>2</u>)</p> <p>原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉) 検査分野：「運転管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転における取替炉心の安全性の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される運転に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 原子炉設置(変更)許可申請の審査においては、初装荷炉心のみならず取替炉心も含めて当該原子炉の安全性が確保されることを確認しているが、取替炉心の安全性確認のため</p>	<p style="text-align: center;">改正に伴う修正</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>の炉心パラメータの一部は原子炉の運転履歴及び燃料配置等に依存する。</p> <p>このため、運転開始後においても、取替炉心ごとに原子炉設置（変更）許可申請審査段階において確認された安全に係る諸基準を満足していることを再確認するため以下を検査対象とする。</p> <p>(1) 当該運転サイクルにおける取替炉心の安全性評価の適合性</p> <p style="padding-left: 20px;">検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p> <p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数</p> <p>検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 PWR 前サイクル炉内出力分布測定の結果等</p> <p>PWRにおいては、当該サイクル取替炉心の安全性評価結果の確認の前に、前サイクルの炉内出力分布測定の結果等から以下を確認することにより、今サイクルの取替炉心の安全性評価に用いた炉心設計手法の妥当性を確認する。</p> <p>(1) 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>4.2 取替炉心設計の前提条件</p> <p>取替炉心を設計する際の前提条件となる以下を確認する。</p> <p>(1) 燃料集合体外観検査（定期事業者検査）の結果を踏まえ、使用可能な燃料を用いて装荷パターンが組まれていること。</p> <p>(2) 解析の評価期間が、最新の運転計画に基づき適切に設定されていること。</p> <p>(3) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</p> <p>4.3 取替炉心の安全性評価結果</p> <p>取替炉心毎に実施した反応度停止余裕等の安全性評価結果が、原子炉設置（変更）許可申請書の添付書類八及び添付書類十に記載する許可基準に適合していることを確認する。適合性の確認は以下の判断方法に基づいて確認する。</p> <p>(1) 設計の入力条件に対する適合性</p> <p style="padding-left: 20px;">例としてBWRの設計スクラム反応度曲線のように、原子炉設置（変更）許可申請の安全解析で使用している設計の入力条件（設計曲線）と比較し、評価結果である反応度曲線が安全側にあること。</p>	<p>の炉心パラメータの一部は原子炉の運転履歴及び燃料配置等に依存する。</p> <p>このため、運転開始後においても、取替炉心ごとに原子炉設置（変更）許可申請審査段階において確認された安全に係る諸基準を満足していることを再確認するため以下を検査対象とする。</p> <p>(1) 当該運転サイクルにおける取替炉心の安全性評価の適合性</p> <p style="padding-left: 20px;">検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p> <p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数</p> <p>検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 PWR 前サイクル炉内出力分布測定の結果等</p> <p>PWRにおいては、当該サイクル取替炉心の安全性評価結果の確認の前に、前サイクルの炉内出力分布測定の結果等から以下を確認することにより、今サイクルの取替炉心の安全性評価に用いた炉心設計手法の妥当性を確認する。</p> <p>(1) 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>4.2 取替炉心設計の前提条件</p> <p>取替炉心を設計する際の前提条件となる以下を確認する。</p> <p>(1) 燃料集合体外観検査（定期事業者検査）の結果を踏まえ、使用可能な燃料を用いて装荷パターンが組まれていること。</p> <p>(2) 解析の評価期間が、最新の運転計画に基づき適切に設定されていること。</p> <p>(3) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</p> <p>4.3 取替炉心の安全性評価結果</p> <p>取替炉心毎に実施した反応度停止余裕等の安全性評価結果が、原子炉設置（変更）許可申請書の添付書類八及び添付書類十に記載する許可基準に適合していることを確認する。適合性の確認は以下の判断方法に基づいて確認する。</p> <p>(1) 設計の入力条件に対する適合性</p> <p style="padding-left: 20px;">例としてBWRの設計スクラム反応度曲線のように、原子炉設置（変更）許可申請の安全解析で使用している設計の入力条件（設計曲線）と比較し、評価結果である反応度曲線が安全側にあること。</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>(2) 制限値に対する適合性 燃料集合体最高燃焼度等のように、原子炉設置（変更）許可申請書に記載された制限値を満足していること。</p> <p>4.4 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官が過去に検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5 検査手引</p> <p>5.1 PWR 取替炉心</p> <p>取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、事業者の炉内出力分布測定の結果等の適切性及び取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。</p> <p>5.1.1 炉内出力分布測定の結果等</p> <p>(1) 臨界ボロン濃度 燃焼に伴う炉心設計の妥当性を確認する観点から、直接炉心反応度を表す指標である臨界ボロン濃度を対象として、その値が測定値と予測値とで乖離していないことを確認する。 制限値としては、工学的判断として $1\% \Delta k/k$ 相当である 100ppm 以内を運転上の制限として設定している。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$ 燃料中心温度が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料ペレットの熔融点未満になるように、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比である $F_q(Z)$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ 最小 DNBR が許容限界値以上になるように、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である $F_{\Delta H}^N$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>5.1.2 安全性評価における前提条件</p> <p>(1) 解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒の引抜き（原子炉起動）から全挿入（原子炉停止）までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p>	<p>(2) 制限値に対する適合性 燃料集合体最高燃焼度等のように、原子炉設置（変更）許可申請書に記載された制限値を満足していること。</p> <p>4.4 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官が過去に検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5 検査手引</p> <p>5.1 PWR 取替炉心</p> <p>取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、事業者の炉内出力分布測定の結果等の適切性及び取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。</p> <p>5.1.1 炉内出力分布測定の結果等</p> <p>(1) 臨界ボロン濃度 燃焼に伴う炉心設計の妥当性を確認する観点から、直接炉心反応度を表す指標である臨界ボロン濃度を対象として、その値が測定値と予測値とで乖離していないことを確認する。 制限値としては、工学的判断として $1\% \Delta k/k$ 相当である 100ppm 以内を運転上の制限として設定している。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$ 燃料中心温度が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料ペレットの熔融点未満になるように、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比である $F_q(Z)$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ 最小 DNBR が許容限界値以上になるように、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である $F_{\Delta H}^N$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>5.1.2 安全性評価における前提条件</p> <p>(1) 解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒の引抜き（原子炉起動）から全挿入（原子炉停止）までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>(2) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</p> <p>後者においては、事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認するものとし、その手順の例を附属書に示す。</p> <p>5.1.3 安全性評価結果</p> <p>PWR 取替炉心の安全性に関する以下の炉心特性パラメータの評価結果について、原子炉設置（変更）許可申請書に記載された制限値等を満足していることを確認する。</p> <p>①反応度停止余裕 ②最大線出力密度 ③燃料集合体最高燃焼度 ④水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N ⑤減速材温度係数 ⑥最大反応度添加率 ⑦制御棒クラスタ落下時のワース及び $F_{\Delta H}^N$ ⑧制御棒クラスタ飛出し時のワース及び F_Q ⑨出力運転時ほう素濃度 ⑩燃料棒最高燃焼度（MOX 燃料装荷炉心の場合）</p> <p>上記の炉心特性パラメータについて、以下に具体的な確認方法を記す。</p> <p>(1) 反応度停止余裕</p> <p>a. 最大反応度値をもつ制御棒クラスタ 1 本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、炉心を未臨界にし、かつ十分な反応度停止余裕を確保するよう設計されている。</p> <p>b. 安全停止は高温状態を前提としているため、1 次冷却材温度が低下し、反応度が添加される「2 次冷却系の異常な減圧」と「主蒸気管破断事故」の初期条件である高温停止状態の未臨界度として設定している制限値を満足していることを確認する。</p> <p>c. 反応度停止余裕は、次式で求められていることを確認する。</p> <p style="margin-left: 20px;">反応度停止余裕 = 制御棒クラスタの反応度^{*1} - 所要制御反応度^{*2}</p> <p style="margin-left: 20px;">※1 最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ 1 本が全引抜き位置のまま挿入できないものとし、さらに設計裕度 10% を引いた値。</p> <p style="margin-left: 20px;">※2 所要制御反応度については、十分な設計裕度をもつよう設定された原子炉設置（変更）許可申請書記載の値を用いる方法とサイクル毎に再評価する方法がある。</p> <p>(2) 最大線出力密度</p> <p>a. 「異常な過渡変化」及び「事象」の初期条件は、全て通常運転状態である。この通常運転状態での炉内出力分布は、熱流束熱水路係数 $F_0(Z)$ で制限されている。したがって、定格出力時の最大線出力密度が、この $F_0(Z)$ を線出力密度に換算した値以下であることを確認する。</p>	<p>(2) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</p> <p>後者においては、事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認するものとし、その手順の例を附属書に示す。</p> <p>5.1.3 安全性評価結果</p> <p>PWR 取替炉心の安全性に関する以下の炉心特性パラメータの評価結果について、原子炉設置（変更）許可申請書に記載された制限値等を満足していることを確認する。</p> <p>①反応度停止余裕 ②最大線出力密度 ③燃料集合体最高燃焼度 ④水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N ⑤減速材温度係数 ⑥最大反応度添加率 ⑦制御棒クラスタ落下時のワース及び $F_{\Delta H}^N$ ⑧制御棒クラスタ飛出し時のワース及び F_Q ⑨出力運転時ほう素濃度 ⑩燃料棒最高燃焼度（MOX 燃料装荷炉心の場合）</p> <p>上記の炉心特性パラメータについて、以下に具体的な確認方法を記す。</p> <p>(1) 反応度停止余裕</p> <p>a. 最大反応度値をもつ制御棒クラスタ 1 本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、炉心を未臨界にし、かつ十分な反応度停止余裕を確保するよう設計されている。</p> <p>b. 安全停止は高温状態を前提としているため、1 次冷却材温度が低下し、反応度が添加される「2 次冷却系の異常な減圧」と「主蒸気管破断事故」の初期条件である高温停止状態の未臨界度として設定している制限値を満足していることを確認する。</p> <p>c. 反応度停止余裕は、次式で求められていることを確認する。</p> <p style="margin-left: 20px;">反応度停止余裕 = 制御棒クラスタの反応度^{*1} - 所要制御反応度^{*2}</p> <p style="margin-left: 20px;">※1 最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ 1 本が全引抜き位置のまま挿入できないものとし、さらに設計裕度 10% を引いた値。</p> <p style="margin-left: 20px;">※2 所要制御反応度については、十分な設計裕度をもつよう設定された原子炉設置（変更）許可申請書記載の値を用いる方法とサイクル毎に再評価する方法がある。</p> <p>(2) 最大線出力密度</p> <p>a. 「異常な過渡変化」及び「事象」の初期条件は、全て通常運転状態である。この通常運転状態での炉内出力分布は、熱流束熱水路係数 $F_0(Z)$ で制限されている。したがって、定格出力時の最大線出力密度が、この $F_0(Z)$ を線出力密度に換算した値以下であることを確認する。</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>b. 最大線出力密度は、次式で求められていることを確認する。 最大線出力密度＝熱流束熱水路係数 F_Q × 平均線出力密度 [1、2次元合成法] $F_Q = \text{Max} \{ F_{XY}^N(Z) \times P(Z) \} \times F_U^N \times F_Q^E$ ここで、$F_{XY}^N(Z)$: 水平方向ピーキング係数 $P(Z)$: 炉心平均軸方向相対出力 F_U^N : 核的不確定性因子 F_Q^E : 工学的熱流束熱水路係数 [3次元解析法] $F_Q = \text{Max} \{ F_Q^{CAL} \} \times F_U^N \times F_Q^E$ ここで、F_Q^{CAL} : 炉心3次元ピーキング係数 F_U^N : 核的不確定性因子 F_Q^E : 工学的熱流束熱水路係数</p> <p>なお、他の因子も考慮し、より安全側に評価している場合もある。</p> <p>(3) 燃料集合体最高燃焼度</p> <p>a. 燃料の設計燃焼度は、種々の原子炉での燃料の使用状態を十分包絡するよう設定されており、この燃焼度を入力条件に燃料の熱・機械設計の解析が行われ、燃料の健全性を確認している。</p> <p>b. したがって、サイクル末期における燃料集合体タイプ毎の燃料集合体最高燃焼度が、設計燃焼度（制限値）を超えていないことを確認する。</p> <p>(4) 水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N</p> <p>a. 通常運転時および異常な過渡変化時に、最小 DNBR に対する制限を超えるような出力分布が起こらないように設計されている。</p> <p>b. DNBR 評価の基本となる出力分布データは、核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ と軸方向出力分布 $P(Z)$ であるが、$P(Z)$ については、通常運転時にアキシャルオフセット一定運転 (CAOC 運転) により基準値を担保している。</p> <p>c. 取替炉心設計では、$F_{\Delta H}^N$ に比例する F_{XY}^N が制限値を満足していることを確認する。</p> <p>(5) 減速材温度係数</p> <p>a. 減速材温度低下による反応度添加が問題となる事象の安全解析には下限値を用い、他の事象の安全解析には零を用いている。ただし、「原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き」に対する安全解析には上限値を用いている。</p> <p>b. 減速材温度係数が安全解析で用いる設計入力の範囲内にあることを確認する。</p> <p>(6) 最大反応度添加率</p> <p>a. 2つの制御棒クラスタバンクが最大速度で同時に引き抜かれると仮定（単一故障を考慮）した事象における解析入力値を制限値としており、制御棒クラスタ駆動装置の同時動作可能なものとしては、A、CバンクのいずれかとB、Dバンクのいずれかの2バンクであるため、</p>	<p>b. 最大線出力密度は、次式で求められていることを確認する。 最大線出力密度＝熱流束熱水路係数 F_Q × 平均線出力密度 [1、2次元合成法] $F_Q = \text{Max} \{ F_{XY}^N(Z) \times P(Z) \} \times F_U^N \times F_Q^E$ ここで、$F_{XY}^N(Z)$: 水平方向ピーキング係数 $P(Z)$: 炉心平均軸方向相対出力 F_U^N : 核的不確定性因子 F_Q^E : 工学的熱流束熱水路係数 [3次元解析法] $F_Q = \text{Max} \{ F_Q^{CAL} \} \times F_U^N \times F_Q^E$ ここで、F_Q^{CAL} : 炉心3次元ピーキング係数 F_U^N : 核的不確定性因子 F_Q^E : 工学的熱流束熱水路係数</p> <p>なお、他の因子も考慮し、より安全側に評価している場合もある。</p> <p>(3) 燃料集合体最高燃焼度</p> <p>a. 燃料の設計燃焼度は、種々の原子炉での燃料の使用状態を十分包絡するよう設定されており、この燃焼度を入力条件に燃料の熱・機械設計の解析が行われ、燃料の健全性を確認している。</p> <p>b. したがって、サイクル末期における燃料集合体タイプ毎の燃料集合体最高燃焼度が、設計燃焼度（制限値）を超えていないことを確認する。</p> <p>(4) 水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N</p> <p>a. 通常運転時および異常な過渡変化時に、最小 DNBR に対する制限を超えるような出力分布が起こらないように設計されている。</p> <p>b. DNBR 評価の基本となる出力分布データは、核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ と軸方向出力分布 $P(Z)$ であるが、$P(Z)$ については、通常運転時にアキシャルオフセット一定運転 (CAOC 運転) により基準値を担保している。</p> <p>c. 取替炉心設計では、$F_{\Delta H}^N$ に比例する F_{XY}^N が制限値を満足していることを確認する。</p> <p>(5) 減速材温度係数</p> <p>a. 減速材温度低下による反応度添加が問題となる事象の安全解析には下限値を用い、他の事象の安全解析には零を用いている。ただし、「原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き」に対する安全解析には上限値を用いている。</p> <p>b. 減速材温度係数が安全解析で用いる設計入力の範囲内にあることを確認する。</p> <p>(6) 最大反応度添加率</p> <p>a. 2つの制御棒クラスタバンクが最大速度で同時に引き抜かれると仮定（単一故障を考慮）した事象における解析入力値を制限値としており、制御棒クラスタ駆動装置の同時動作可能なものとしては、A、CバンクのいずれかとB、Dバンクのいずれかの2バンクであるため、</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>D、Cバンク/C、Bバンク/B、Aバンク/A、Dバンクの組合せの同時引抜きそれぞれのにおいて、制限値を満足していることを確認する。</p> <p>(7) 制御棒クラスタ落下時のワース及び $F_{\Delta H}^N$</p> <p>a. 運転時の異常な過渡変化のうち、制御棒クラスタ1本が引抜き位置から炉心内に落下する事象に対する安全解析の入力値である制限値を満足していること。</p> <p>b. 本事象は、制御棒クラスタが落下すると炉内出力分布が悪化し、さらに減少した原子炉出力を補償する為に他の制御棒クラスタが引抜かれ原子炉の安全余裕が減少することを考慮したものである。</p> <p>(8) 制御棒クラスタ飛出し時のワース及び F_Q</p> <p>a. 事故解析のうち、炉心への正の反応度が大きくかつ速い事象として、通常運転時に制御棒クラスタ1本が飛び出す事故、すなわち飛び出し事故に対する安全解析の入力値である制限値を満足していること。</p> <p>b. 事故解析の代表点と同じサイクル初期および末期で、全出力および零出力とした計4点での評価値が制限値を満足していること。</p> <p>(9) 出力運転時ほう素濃度</p> <p>a. サイクル初期における炉心の出力運転時ほう素濃度が制限値以下であることを確認する。</p> <p>b. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈事象（運転時の異常な過渡変化）における初期ほう素濃度を制限値としている。</p> <p>(10) 燃料棒最高燃焼度（MOX燃料装荷炉心の場合）</p> <p>a. サイクル末期における燃料集合体タイプごとの燃料棒最高燃焼度が制限値以下であることを確認する。</p> <p>b. 燃料集合体最高燃焼度が設計値以下に収まるように一般的な配慮をしながら燃料装荷パターンを作成する限り、燃料棒最高燃焼度は設計値を超えることはないと考えられるが、国内でのMOX燃料装荷炉心の運用実績が少ないことを鑑みて、燃料棒最高燃焼度を確認する。</p> <p>(11) その他</p> <p>a. 上記の炉心特性パラメータ以外に新たなパラメータを評価している場合には、評価条件、評価結果等が原子炉設置（変更）許可申請時等の基準に適合することを確認する。</p> <p>5.2 BWR 取替炉心</p> <p>取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。</p> <p>5.2.1 安全性評価における前提条件</p> <p>(1) 解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒引抜き（原子炉起動）から全挿入（原子炉停止）までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行</p>	<p>D、Cバンク/C、Bバンク/B、Aバンク/A、Dバンクの組合せの同時引抜きそれぞれのにおいて、制限値を満足していることを確認する。</p> <p>(7) 制御棒クラスタ落下時のワース及び $F_{\Delta H}^N$</p> <p>a. 運転時の異常な過渡変化のうち、制御棒クラスタ1本が引抜き位置から炉心内に落下する事象に対する安全解析の入力値である制限値を満足していること。</p> <p>b. 本事象は、制御棒クラスタが落下すると炉内出力分布が悪化し、さらに減少した原子炉出力を補償する為に他の制御棒クラスタが引抜かれ原子炉の安全余裕が減少することを考慮したものである。</p> <p>(8) 制御棒クラスタ飛出し時のワース及び F_Q</p> <p>a. 事故解析のうち、炉心への正の反応度が大きくかつ速い事象として、通常運転時に制御棒クラスタ1本が飛び出す事故、すなわち飛び出し事故に対する安全解析の入力値である制限値を満足していること。</p> <p>b. 事故解析の代表点と同じサイクル初期および末期で、全出力および零出力とした計4点での評価値が制限値を満足していること。</p> <p>(9) 出力運転時ほう素濃度</p> <p>a. サイクル初期における炉心の出力運転時ほう素濃度が制限値以下であることを確認する。</p> <p>b. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈事象（運転時の異常な過渡変化）における初期ほう素濃度を制限値としている。</p> <p>(10) 燃料棒最高燃焼度（MOX燃料装荷炉心の場合）</p> <p>a. サイクル末期における燃料集合体タイプごとの燃料棒最高燃焼度が制限値以下であることを確認する。</p> <p>b. 燃料集合体最高燃焼度が設計値以下に収まるように一般的な配慮をしながら燃料装荷パターンを作成する限り、燃料棒最高燃焼度は設計値を超えることはないと考えられるが、国内でのMOX燃料装荷炉心の運用実績が少ないことを鑑みて、燃料棒最高燃焼度を確認する。</p> <p>(11) その他</p> <p>a. 上記の炉心特性パラメータ以外に新たなパラメータを評価している場合には、評価条件、評価結果等が原子炉設置（変更）許可申請時等の基準に適合することを確認する。</p> <p>5.2 BWR 取替炉心</p> <p>取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。</p> <p>5.2.1 安全性評価における前提条件</p> <p>(1) 解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒引抜き（原子炉起動）から全挿入（原子炉停止）までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p> <p>(2) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</p> <p>後者においては、事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認するものとし、その手順の例を附属書に示す。</p> <p>5.2.2 安全性評価結果</p> <p>BWR 取替炉心の安全性に関する以下の炉心特性パラメータの評価結果について、原子炉設置（変更）許可申請書に記載された制限値等を満足していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 反応度停止余裕 ② 最大線出力密度 ③ 最小限界出力比 ④ 燃料集合体最高燃焼度 ⑤ 核熱水力安定性（チャンネル水力学的安定性、炉心安定性及び領域安定性） ⑥ スクラム反応度曲線 ⑦ 制御棒の最大反応度値 ⑧ ホウ酸水注入時の実効増倍率 ⑨ 燃料の出力履歴 ⑩ 減速材ボイド係数 <p>上記の炉心特性パラメータについて、以下に具体的な確認方法を記す。</p> <p>(1) 反応度停止余裕</p> <p>全制御棒が全挿入された状態において、最大反応度値をもつ制御棒 1 本（ABWR にあっては同一水圧制御ユニットに属する 1 組または 1 本）が全引抜きにされた状態における炉心の未臨界度を反応度停止余裕といい、その設計目標を 1.0% Δk/k 以上にして炉心が設計されている。</p> <p>a. 当該取替炉心のサイクル初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても反応度停止余裕は設計目標を満足していることを確認する。</p> <p>b. 反応度停止余裕が最小となるのは、一般的に炉心が冷温（20℃）状態にある場合であるが、状態によってはそれより高温（60℃等）の場合もありえることから、複数の温度状態で評価し最も厳しいものを選択していることを確認する。</p> <p>c. 冷温時において設定した炉心計算コードの臨界固有値の適切性を確認する。</p> <p>(2) 最大線出力密度</p> <p>a. 最大線出力密度とは、出力運転中における燃料棒単位長さ当たりの熱出力（kW/m）の最大値をいい、取替炉心においては、通常の運転中に線出力密度が運転制限値*を超えないよう、燃料配置、制御棒パターン等が最適化設計される。</p>	<p>う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p> <p>(2) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</p> <p>後者においては、事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認するものとし、その手順の例を附属書に示す。</p> <p>5.2.2 安全性評価結果</p> <p>BWR 取替炉心の安全性に関する以下の炉心特性パラメータの評価結果について、原子炉設置（変更）許可申請書に記載された制限値等を満足していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 反応度停止余裕 ② 最大線出力密度 ③ 最小限界出力比 ④ 燃料集合体最高燃焼度 ⑤ 核熱水力安定性（チャンネル水力学的安定性、炉心安定性及び領域安定性） ⑥ スクラム反応度曲線 ⑦ 制御棒の最大反応度値 ⑧ ホウ酸水注入時の実効増倍率 ⑨ 燃料の出力履歴 ⑩ 減速材ボイド係数 <p>上記の炉心特性パラメータについて、以下に具体的な確認方法を記す。</p> <p>(1) 反応度停止余裕</p> <p>全制御棒が全挿入された状態において、最大反応度値をもつ制御棒 1 本（ABWR にあっては同一水圧制御ユニットに属する 1 組または 1 本）が全引抜きにされた状態における炉心の未臨界度を反応度停止余裕といい、その設計目標を 1.0% Δk/k 以上にして炉心が設計されている。</p> <p>a. 当該取替炉心のサイクル初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても反応度停止余裕は設計目標を満足していることを確認する。</p> <p>b. 反応度停止余裕が最小となるのは、一般的に炉心が冷温（20℃）状態にある場合であるが、状態によってはそれより高温（60℃等）の場合もありえることから、複数の温度状態で評価し最も厳しいものを選択していることを確認する。</p> <p>c. 冷温時において設定した炉心計算コードの臨界固有値の適切性を確認する。</p> <p>(2) 最大線出力密度</p> <p>a. 最大線出力密度とは、出力運転中における燃料棒単位長さ当たりの熱出力（kW/m）の最大値をいい、取替炉心においては、通常の運転中に線出力密度が運転制限値*を超えないよう、燃料配置、制御棒パターン等が最適化設計される。</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>※出力運転時に異常な過渡変化が生じても燃料棒の健全性が維持され、被覆管と燃料ペレット間の相互作用による被覆管の円周方向平均1%塑性ひずみが生じない値。事故時解析等の安全解析の初期条件に使用される。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても最大線出力密度が運転制限値を超えないことを確認する。</p> <p>c. 最大線出力密度は、制御棒パターンの変更で出力分布が変化する影響を受けることから、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも評価されていることを確認する。</p> <p>d. 熱出力、炉心流量、制御棒パターン等の解析条件の妥当性を確認する。</p> <p>e. 出力運転時において設定した炉心計算コードの臨界固有値の適切性を確認する。</p> <p>(3) 最小限界出力比</p> <p>a. 最小限界出力とは、出力運転中の燃料において沸騰遷移が起こり始める出力（限界出力）と実際の出力との比の最小値をいい、取替炉心においては、通常の運転中に最小限界出力比が運転制限値※を下回らないよう、燃料配置、制御棒パターン等が最適化設計される。</p> <p>※出力運転時に異常な過渡変化が生じても燃料棒の健全性が維持され、炉心内の99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさない値。事故時解析等の安全解析の初期条件に使用される。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても最小限界出力比が運転制限値を下回らないことを確認する。なお、運転制限値は燃料タイプ毎に異なり、サイクル末期近傍で値が変わる場合があるので注意する。</p> <p>c. 最小限界出力比は、制御棒パターンの変更により出力分布が変化する影響を受けるので、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも評価されていることを確認する。</p> <p>d. 熱出力、炉心流量、解析燃焼度点、制御棒パターン等の解析条件は前記(2)と同一であることを確認する。</p> <p>(4) 燃料集合体最高燃焼度</p> <p>a. 燃料の設計燃焼度は、種々の原子炉での燃料の使用状態を十分包絡するよう設定されており、この燃焼度を入力条件に燃料の熱・機械設計解析が行われ、燃料の健全性を確認している。</p> <p>b. したがって、サイクル末期における燃料集合体タイプ毎の燃料集合体最高燃焼度が、設計燃焼度（制限値）を超えていないことを確認する。</p> <p>c. BWR炉心は、制御棒パターン等で出力分布の影響を受けるので、評価するサイクル末期は前記(2)で評価した解析条件（制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。</p> <p>(5) 核熱水力安定性（チャンネル水力的安定性、炉心安定性及び領域安定性）</p> <p>a. 核熱水力安定性とは、ボイド率等の変化で時間遅れを伴う反応度のフィードバックにより出力又は流量の振動が生じる現象をいう。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても、安定性解析の評価結果が限界基準（減幅比が1未満）を満足することを確認する。</p> <p>c. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件（制御棒パターン等）に基づいていること、出力・</p>	<p>※出力運転時に異常な過渡変化が生じても燃料棒の健全性が維持され、被覆管と燃料ペレット間の相互作用による被覆管の円周方向平均1%塑性ひずみが生じない値。事故時解析等の安全解析の初期条件に使用される。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても最大線出力密度が運転制限値を超えないことを確認する。</p> <p>c. 最大線出力密度は、制御棒パターンの変更で出力分布が変化する影響を受けることから、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも評価されていることを確認する。</p> <p>d. 熱出力、炉心流量、制御棒パターン等の解析条件の妥当性を確認する。</p> <p>e. 出力運転時において設定した炉心計算コードの臨界固有値の適切性を確認する。</p> <p>(3) 最小限界出力比</p> <p>a. 最小限界出力とは、出力運転中の燃料において沸騰遷移が起こり始める出力（限界出力）と実際の出力との比の最小値をいい、取替炉心においては、通常の運転中に最小限界出力比が運転制限値※を下回らないよう、燃料配置、制御棒パターン等が最適化設計される。</p> <p>※出力運転時に異常な過渡変化が生じても燃料棒の健全性が維持され、炉心内の99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさない値。事故時解析等の安全解析の初期条件に使用される。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても最小限界出力比が運転制限値を下回らないことを確認する。なお、運転制限値は燃料タイプ毎に異なり、サイクル末期近傍で値が変わる場合があるので注意する。</p> <p>c. 最小限界出力比は、制御棒パターンの変更により出力分布が変化する影響を受けるので、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも評価されていることを確認する。</p> <p>d. 熱出力、炉心流量、解析燃焼度点、制御棒パターン等の解析条件は前記(2)と同一であることを確認する。</p> <p>(4) 燃料集合体最高燃焼度</p> <p>a. 燃料の設計燃焼度は、種々の原子炉での燃料の使用状態を十分包絡するよう設定されており、この燃焼度を入力条件に燃料の熱・機械設計解析が行われ、燃料の健全性を確認している。</p> <p>b. したがって、サイクル末期における燃料集合体タイプ毎の燃料集合体最高燃焼度が、設計燃焼度（制限値）を超えていないことを確認する。</p> <p>c. BWR炉心は、制御棒パターン等で出力分布の影響を受けるので、評価するサイクル末期は前記(2)で評価した解析条件（制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。</p> <p>(5) 核熱水力安定性（チャンネル水力的安定性、炉心安定性及び領域安定性）</p> <p>a. 核熱水力安定性とは、ボイド率等の変化で時間遅れを伴う反応度のフィードバックにより出力又は流量の振動が生じる現象をいう。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても、安定性解析の評価結果が限界基準（減幅比が1未満）を満足することを確認する。</p> <p>c. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件（制御棒パターン等）に基づいていること、出力・</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>流量は安定性が厳しくなる条件で評価していることを確認する。</p> <p>(6) スクラム反応度曲線</p> <p>a. スクラム反応度とは、原子炉スクラム時の制御棒挿入により投入される反応度のことで、制御棒の挿入量と投入反応度の関係を示したものをスクラム反応度曲線という。プラントの安全解析では、燃焼に伴うスクラム反応度曲線の劣化等を考慮し、評価が保守的になるように設計スクラム反応度曲線を設定し、プラントの冷却材圧力バウンダリや燃料の健全性を確認している。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においてもスクラム反応度曲線は安全解析で使用している設計スクラム反応度曲線を上回っていることを確認する。</p> <p>c. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件（燃焼度、制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。</p> <p>d. スクラム反応度は出力分布に依存することから、適切な出力分布を用いて評価していることを確認する。</p> <p>(7) 制御棒の最大反応度価値</p> <p>a. 原子炉起動時の制御棒は、制御棒を複数のグループに分け、定められた引抜き操作手順に従い順次グループ毎に引抜かれる。制御棒の最大反応度価値とは、各グループの中で1本全引抜きにした場合の反応度価値が最も大きいものをいう。</p> <p>b. 原子炉起動時の制御棒引抜き手順は、引抜く制御棒の最大反応度価値がプラントの安全解析で使用する値より小さいことを前提にしているため、そのことを解析的に確認しておく必要がある。</p> <p>c. このため、冷温状態から炉出力約 10%までの炉心状態に応じて適切な減速材温度、制御棒密度の条件の下で評価され、各グループ内制御棒の最大反応度価値がプラントの安全解析の入力条件に用いられている値より小さいことを確認する。</p> <p>d. 解析で前提とした制御棒のグループ分けが、実際の起動時に適用されていることを確認する。</p> <p>(8) ホウ酸水注入時の未臨界性</p> <p>a. 原子炉停止系の設計においては、運転状態から炉心を臨界未満にし、それを維持できる二つの独立した系を有することが要求されている。BWR においては制御棒挿入系とホウ酸水注入系が設けられており、ホウ酸水注入系は、制御棒が挿入不能な場合においても炉心を臨界未満に維持できるように設計してある。</p> <p>b. ホウ酸水の注入による炉心の未臨界性評価は、3次元炉心解析により注入時の中性子実効増倍率を計算し、炉心が高温運転状態から冷温状態のどの状態にあっても、臨界未満にし、これを維持する負の反応度能力を有することを確認する。</p> <p>c. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても、ホウ酸水注入時の中性子実効増倍率がプラントの安全解析で未臨界の基準として用いる制限値より小さいことを確認する。</p>	<p>流量は安定性が厳しくなる条件で評価していることを確認する。</p> <p>(6) スクラム反応度曲線</p> <p>a. スクラム反応度とは、原子炉スクラム時の制御棒挿入により投入される反応度のことで、制御棒の挿入量と投入反応度の関係を示したものをスクラム反応度曲線という。プラントの安全解析では、燃焼に伴うスクラム反応度曲線の劣化等を考慮し、評価が保守的になるように設計スクラム反応度曲線を設定し、プラントの冷却材圧力バウンダリや燃料の健全性を確認している。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においてもスクラム反応度曲線は安全解析で使用している設計スクラム反応度曲線を上回っていることを確認する。</p> <p>c. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件（燃焼度、制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。</p> <p>d. スクラム反応度は出力分布に依存することから、適切な出力分布を用いて評価していることを確認する。</p> <p>(7) 制御棒の最大反応度価値</p> <p>a. 原子炉起動時の制御棒は、制御棒を複数のグループに分け、定められた引抜き操作手順に従い順次グループ毎に引抜かれる。制御棒の最大反応度価値とは、各グループの中で1本全引抜きにした場合の反応度価値が最も大きいものをいう。</p> <p>b. 原子炉起動時の制御棒引抜き手順は、引抜く制御棒の最大反応度価値がプラントの安全解析で使用する値より小さいことを前提にしているため、そのことを解析的に確認しておく必要がある。</p> <p>c. このため、冷温状態から炉出力約 10%までの炉心状態に応じて適切な減速材温度、制御棒密度の条件の下で評価され、各グループ内制御棒の最大反応度価値がプラントの安全解析の入力条件に用いられている値より小さいことを確認する。</p> <p>d. 解析で前提とした制御棒のグループ分けが、実際の起動時に適用されていることを確認する。</p> <p>(8) ホウ酸水注入時の未臨界性</p> <p>a. 原子炉停止系の設計においては、運転状態から炉心を臨界未満にし、それを維持できる二つの独立した系を有することが要求されている。BWR においては制御棒挿入系とホウ酸水注入系が設けられており、ホウ酸水注入系は、制御棒が挿入不能な場合においても炉心を臨界未満に維持できるように設計してある。</p> <p>b. ホウ酸水の注入による炉心の未臨界性評価は、3次元炉心解析により注入時の中性子実効増倍率を計算し、炉心が高温運転状態から冷温状態のどの状態にあっても、臨界未満にし、これを維持する負の反応度能力を有することを確認する。</p> <p>c. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点（解析評価点）においても、ホウ酸水注入時の中性子実効増倍率がプラントの安全解析で未臨界の基準として用いる制限値より小さいことを確認する。</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>d. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件（燃焼度、制御棒パターン等）に基づいていること、ホウ酸水濃度は適切な希釈率を用いていること等、解析条件が妥当であることを確認する。</p> <p>(9) 燃料の出力履歴</p> <p>a. 燃料の出力履歴は、燃焼に伴う燃料ペレットの線出力密度の変化を、燃料タイプごとにペレット燃焼度の関数として表した履歴曲線であり、これを入力条件に燃料の熱・機械設計解析を行い燃料の健全性を確認している。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、ペレットの線出力密度はどの燃焼度点においても燃料棒熱・機械設計解析の入力条件で用いた出力履歴を超えていないことを確認する。</p> <p>c. 炉心状態は、上記(2)で評価した解析条件（制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。</p> <p>(10)減速材ボイド係数</p> <p>a. 減速材ボイド係数は、ボイド率の変化に対する反応度の変化割合を表した係数のことで、プラント安全解析の入力条件になっている。燃料の燃焼度、制御棒挿入量、遅発中性子割合等に依存してボイド係数は変化することから、安全解析では運転履歴の変動等によるこれらの影響を包含するよう評価している。</p> <p>b. MOX 燃料等において炉心への装荷時期が計画より遅れる場合、装荷の遅れで生じる燃料組成変化の影響が考慮されていることを確認する。</p> <p>c. ボイド係数を炉心1点近似に縮約する場合、燃料タイプ、ボイド率分布、出力分布等の縮約係数の適切性を確認する。</p> <p>d. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、いずれの燃焼度点においても炉心のボイド係数の絶対値は、安全解析で使用している値より小さいことを確認する。</p> <p>e. 炉心状態は、上記(2)で評価した解析条件（燃焼度、制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。</p> <p>(11)その他</p> <p>a. 上記炉心特性パラメータ以外に新たなパラメータを評価している場合には、評価条件、評価結果等が原子炉設置（変更）許可申請時の基準に適合することを確認する。</p> <p>6 参考資料</p> <p>(1) 取替炉心検討会報告書（昭和 52 年 5 月 20 日 原子炉安全専門審査会）</p> <p>(2) 「取替炉心毎の安全性確認」について 答申書（昭和 58 年 11 月 （社）火力原子力発電技術協会）</p> <p>(3) JEAC4211-2018「取替炉心の安全性確認規程」（2018 年 12 月 18 日 日本電気協会）</p> <p><u>(4) JEAC4215-2022「取替炉心の安全性の確認に用いる解析コードの適格性評価」（2022 年 5 月 9 日 日本電気協会）</u></p>	<p>d. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件（燃焼度、制御棒パターン等）に基づいていること、ホウ酸水濃度は適切な希釈率を用いていること等、解析条件が妥当であることを確認する。</p> <p>(9) 燃料の出力履歴</p> <p>a. 燃料の出力履歴は、燃焼に伴う燃料ペレットの線出力密度の変化を、燃料タイプごとにペレット燃焼度の関数として表した履歴曲線であり、これを入力条件に燃料の熱・機械設計解析を行い燃料の健全性を確認している。</p> <p>b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、ペレットの線出力密度はどの燃焼度点においても燃料棒熱・機械設計解析の入力条件で用いた出力履歴を超えていないことを確認する。</p> <p>c. 炉心状態は、上記(2)で評価した解析条件（制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。</p> <p>(10)減速材ボイド係数</p> <p>a. 減速材ボイド係数は、ボイド率の変化に対する反応度の変化割合を表した係数のことで、プラント安全解析の入力条件になっている。燃料の燃焼度、制御棒挿入量、遅発中性子割合等に依存してボイド係数は変化することから、安全解析では運転履歴の変動等によるこれらの影響を包含するよう評価している。</p> <p>b. MOX 燃料等において炉心への装荷時期が計画より遅れる場合、装荷の遅れで生じる燃料組成変化の影響が考慮されていることを確認する。</p> <p>c. ボイド係数を炉心1点近似に縮約する場合、燃料タイプ、ボイド率分布、出力分布等の縮約係数の適切性を確認する。</p> <p>d. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、いずれの燃焼度点においても炉心のボイド係数の絶対値は、安全解析で使用している値より小さいことを確認する。</p> <p>e. 炉心状態は、上記(2)で評価した解析条件（燃焼度、制御棒パターン等）に基づいていることを確認する。</p> <p>(11)その他</p> <p>a. 上記炉心特性パラメータ以外に新たなパラメータを評価している場合には、評価条件、評価結果等が原子炉設置（変更）許可申請時の基準に適合することを確認する。</p> <p>6 参考資料</p> <p>(1) 取替炉心検討会報告書（昭和 52 年 5 月 20 日 原子炉安全専門審査会）</p> <p>(2) 「取替炉心毎の安全性確認」について 答申書（昭和 58 年 11 月 （社）火力原子力発電技術協会）</p> <p>(3) JEAC4211-2018「取替炉心の安全性確認規程」（2018 年 12 月 18 日 日本電気協会）</p> <p><u>(新設)</u></p>	<p>参考資料の追加</p>

附属書 「取替炉心の安全性」に使用する計算コードの妥当性確認の適切性の確認

1 目的

発電用原子炉施設保安規定の審査基準では、燃料取替に際して、許可基準の範囲内で運転するために、取替炉心の安全性評価を原子炉設置（変更）許可を受けたところによる安全評価と同様に行った上で、燃料装荷実施計画を定めることを保安規定に定めるよう求めている。

したがって、取替炉心の安全性評価については、原子炉設置（変更）許可を受けたところによる安全評価と同等のものでなければならないことから、事業者は原子炉設置（変更）許可申請書やトピカルレポート等で妥当性が確認された計算コード（以下「許認可コード」という。）以外の計算コードを用いて取替炉心の安全性評価を行う場合には、あらかじめ計算コードの妥当性を確認する必要がある。

本附属書は、事業者が実施した計算コードの妥当性確認の適切性を、原子力規制検査にて確認する方法の例を示すものである。

2 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査「取替炉心の安全性」において、事業者が実施した計算コードの妥当性確認の適切性の確認に対して適用する。

3 適切性の確認

3.1 PWR/BWR 共通

- (1) 予測性能において許容できる不確かさが設けられていること。
- (2) 物理プロセスを表す数学モデルの重要度が評価され、それに応じた信頼性が計算モデルに備わっていること。
- (3) 数学モデルが適切な数値解析手法に変換されていること。
- (4) 実機、実験等の実測データは不確かさを評価する観点から適切であること。

3.2 PWR

3.2.1 計算モデルの確認

以下のパラメータについて、臨界実験及び実機における測定値と計算値を比較し、計算モデルが当該パラメータを適切に模擬していることを確認していること。

実機における測定値との比較については、対象の燃料及び炉心に適用できる適切な質及び量のデータにより確認していること。

- (1) 臨界実験における測定値
 - ・燃料集合体内（燃料棒）出力分布
- (2) 実機における測定値
 - a. 高温全出力時
 - ・径方向出力分布（BOC, MOC, EOC）
 - ・臨界ボロン濃度（燃焼に伴う変化の比較を含む）
 - ・燃料集合体燃焼度

附属書 「取替炉心の安全性」に使用する計算コードの妥当性確認の適切性の確認

1 目的

発電用原子炉施設保安規定の審査基準では、燃料取替に際して、許可基準の範囲内で運転するために、取替炉心の安全性評価を原子炉設置（変更）許可を受けたところによる安全評価と同様に行った上で、燃料装荷実施計画を定めることを保安規定に定めるよう求めている。

したがって、取替炉心の安全性評価については、原子炉設置（変更）許可を受けたところによる安全評価と同等のものでなければならないことから、事業者は原子炉設置（変更）許可申請書やトピカルレポート等で妥当性が確認された計算コード（以下「許認可コード」という。）以外の計算コードを用いて取替炉心の安全性評価を行う場合には、あらかじめ計算コードの妥当性を確認する必要がある。

本附属書は、事業者が実施した計算コードの妥当性確認の適切性を、原子力規制検査にて確認する方法の例を示すものである。

2 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査「取替炉心の安全性」において、事業者が実施した計算コードの妥当性確認の適切性の確認に対して適用する。

3 適切性の確認

3.1 PWR/BWR 共通

- (1) 予測性能において許容できる不確かさが設けられていること。
- (2) 物理プロセスを表す数学モデルの重要度が評価され、それに応じた信頼性が計算モデルに備わっていること。
- (3) 数学モデルが適切な数値解析手法に変換されていること。
- (4) 実機、実験等の実測データは不確かさを評価する観点から適切であること。

3.2 PWR

3.2.1 計算モデルの確認

以下のパラメータについて、臨界実験及び実機における測定値と計算値を比較し、計算モデルが当該パラメータを適切に模擬していることを確認していること。

実機における測定値との比較については、対象の燃料及び炉心に適用できる適切な質及び量のデータにより確認していること。

- (1) 臨界実験における測定値
 - ・燃料集合体内（燃料棒）出力分布
- (2) 実機における測定値
 - a. 高温全出力時
 - ・径方向出力分布（BOC, MOC, EOC）
 - ・臨界ボロン濃度（燃焼に伴う変化の比較を含む）
 - ・燃料集合体燃焼度

改正後	改正前	改正理由
<p>b. 高温零出力時</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界ボロン濃度 ・ 減速材温度係数 ・ 制御棒価値 <p>3.2.2 不確かさの確認</p> <p>不確かさを考慮している以下の安全性評価項目について、その不確かさが許容できる不確かさの範囲内であることを確認していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度停止余裕（制御棒価値、出力欠損） ・ 最大線出力密度 ・ 水平方向ピーキング係数 F_{xy}^N ・ 最大反応度添加率 ・ 制御棒クラスタ落下時及び飛出し時のワース ・ 制御棒クラスタ落下時の $F_{\Delta H}^N$ 及び制御棒クラスタ飛出し時の F_Q ・ 出力運転時ほう素濃度 <p>3.3 BWR</p> <p>3.3.1 計算モデルの確認</p> <p>以下のパラメータについて、計算値を個別効果試験若しくは実機における測定値又は不確かさが小さいと実証されている計算コードによる計算値と比較し、計算モデルが当該パラメータを適切に模擬していることを確認していること。</p> <p>実機における測定値との比較については、対象の燃料及び炉心に適用できる適切な質及び量のデータにより確認していること。</p> <p>(1) 個別効果試験による測定値</p> <p>a 臨界試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 集合体内（燃料棒）出力分布 ・ 中性子増倍率 ・ 反応度 ・ 実効遅発中性子割合 <p>b ペレット燃焼度照射後試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃焼度 <p>c 限界出力試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 限界出力 <p>d 熱流動ループによる核熱水力安定性試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安定限界出力 <p>(2) 実機における測定値</p> <p>a ガンマスキャン</p>	<p>b. 高温零出力時</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界ボロン濃度 ・ 減速材温度係数 ・ 制御棒価値 <p>3.2.2 不確かさの確認</p> <p>不確かさを考慮している以下の安全性評価項目について、その不確かさが許容できる不確かさの範囲内であることを確認していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度停止余裕（制御棒価値、出力欠損） ・ 最大線出力密度 ・ 水平方向ピーキング係数 F_{xy}^N ・ 最大反応度添加率 ・ 制御棒クラスタ落下時及び飛出し時のワース ・ 制御棒クラスタ落下時の $F_{\Delta H}^N$ 及び制御棒クラスタ飛出し時の F_Q ・ 出力運転時ほう素濃度 <p>3.3 BWR</p> <p>3.3.1 計算モデルの確認</p> <p>以下のパラメータについて、計算値を個別効果試験若しくは実機における測定値又は不確かさが小さいと実証されている計算コードによる計算値と比較し、計算モデルが当該パラメータを適切に模擬していることを確認していること。</p> <p>実機における測定値との比較については、対象の燃料及び炉心に適用できる適切な質及び量のデータにより確認していること。</p> <p>(1) 個別効果試験による測定値</p> <p>a 臨界試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 集合体内（燃料棒）出力分布 ・ 中性子増倍率 ・ 反応度 ・ 実効遅発中性子割合 <p>b ペレット燃焼度照射後試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃焼度 <p>c 限界出力試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 限界出力 <p>d 熱流動ループによる核熱水力安定性試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安定限界出力 <p>(2) 実機における測定値</p> <p>a ガンマスキャン</p>	

改正後	改正前	改正理由																								
<ul style="list-style-type: none"> ・ ノード出力分布 b TIP データ <ul style="list-style-type: none"> ・ ノード出力分布 c 冷温臨界試験 <ul style="list-style-type: none"> ・ 中性子増倍率 d 制御棒価値測定試験 <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒価値 e 核熱水力安定性試験 <ul style="list-style-type: none"> ・ 減幅比 f 過渡試験 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉出力（中性子動特性） <p>(3) 不確かさが小さいと実証されている計算コードによる計算値</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 集合体内（燃料棒）出力分布 ・ 中性子増倍率 ・ 反応度 <p>3.3.2 不確かさの確認</p> <p>不確かさを考慮している以下の安全性評価項目について、その不確かさが許容できる不確かさの範囲内であることを確認していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度停止余裕 ・ 最大線出力密度 ・ 最小限界出力比 ・ 燃料集合体最高燃焼度 ・ 燃料の出力履歴 ・ 核燃水力安定性 ・ 減速材ボイド係数 ・ スクラム反応度 ・ 制御棒の最大反応度価値 ・ ほう酸水注入時の中性子実効増倍率 <p>3.4 計算コードの管理</p> <p>(1) 適切な品質管理の下で計算コードが管理されていること。</p> <p>(2) 他の計算コードとの比較や最新の知見の反映等により継続的改善を図っていること。</p> <p>○改正履歴</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">改正</th> <th style="width: 15%;">改正日</th> <th style="width: 60%;">改正の概要</th> <th style="width: 15%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">0</td> <td style="text-align: center;">2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1</td> <td style="text-align: center;">2021/04/21</td> <td>○運用の明確化</td> <td style="text-align: center;">2021/07/21 表紙修正</td> </tr> </tbody> </table>	改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	○運用の明確化	2021/07/21 表紙修正	<ul style="list-style-type: none"> ・ ノード出力分布 b TIP データ <ul style="list-style-type: none"> ・ ノード出力分布 c 冷温臨界試験 <ul style="list-style-type: none"> ・ 中性子増倍率 d 制御棒価値測定試験 <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒価値 e 核熱水力安定性試験 <ul style="list-style-type: none"> ・ 減幅比 f 過渡試験 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉出力（中性子動特性） <p>(3) 不確かさが小さいと実証されている計算コードによる計算値</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 集合体内（燃料棒）出力分布 ・ 中性子増倍率 ・ 反応度 <p>3.3.2 不確かさの確認</p> <p>不確かさを考慮している以下の安全性評価項目について、その不確かさが許容できる不確かさの範囲内であることを確認していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度停止余裕 ・ 最大線出力密度 ・ 最小限界出力比 ・ 燃料集合体最高燃焼度 ・ 燃料の出力履歴 ・ 核燃水力安定性 ・ 減速材ボイド係数 ・ スクラム反応度 ・ 制御棒の最大反応度価値 ・ ほう酸水注入時の中性子実効増倍率 <p>3.4 計算コードの管理</p> <p>(1) 適切な品質管理の下で計算コードが管理されていること。</p> <p>(2) 他の計算コードとの比較や最新の知見の反映等により継続的改善を図っていること。</p> <p>○改正履歴</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">改正</th> <th style="width: 15%;">改正日</th> <th style="width: 60%;">改正の概要</th> <th style="width: 15%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">0</td> <td style="text-align: center;">2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1</td> <td style="text-align: center;">2021/04/21</td> <td>○運用の明確化</td> <td style="text-align: center;">2021/07/21 表紙修正</td> </tr> </tbody> </table>	改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	○運用の明確化	2021/07/21 表紙修正	
改正	改正日	改正の概要	備考																							
0	2020/04/01	施行																								
1	2021/04/21	○運用の明確化	2021/07/21 表紙修正																							
改正	改正日	改正の概要	備考																							
0	2020/04/01	施行																								
1	2021/04/21	○運用の明確化	2021/07/21 表紙修正																							

改正後				改正前				改正理由																								
		①保安規定改正に伴う確認項目の追加 (5. 検査手引) ○記載の適正化				①保安規定改正に伴う確認項目の追加 (5. 検査手引) ○記載の適正化																										
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・評価手法及び計算コードについて、事業者があらかじめ妥当性を確認したものを使用できることを明確化し、またその場合は検査において事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を追加 (4.2 取替炉心設計の前提条件ほか)		2	2022/06/16	○運用の明確化 ・評価手法及び計算コードについて、事業者があらかじめ妥当性を確認したものを使用できることを明確化し、またその場合は検査において事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を追加 (4.2 取替炉心設計の前提条件ほか)																										
<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○参考資料の追加 (6 参考資料)</u>																														
<p>表 1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">原子力施設の種別</th> <th style="width: 20%;">規則名</th> <th style="width: 15%;">保安のための措置に係る規則条項</th> <th style="width: 50%;">保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第 87 条</td> <td>第 92 条第 1 項第 8 号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第 82 条</td> <td>第 87 条第 1 項第 8 号</td> </tr> </tbody> </table>				原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号	<p>表 1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">原子力施設の種別</th> <th style="width: 20%;">規則名</th> <th style="width: 15%;">保安のための措置に係る規則条項</th> <th style="width: 50%;">保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第 87 条</td> <td>第 92 条第 1 項第 8 号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第 82 条</td> <td>第 87 条第 1 項第 8 号</td> </tr> </tbody> </table>				原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号	
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																													
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号																													
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号																													
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																													
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号																													
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号																													
<p>表 2 検査要件まとめ表 本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。</p> <p>01 実用炉</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">ID</th> <th style="width: 20%;">検査項目</th> <th style="width: 10%;">検査頻度</th> <th style="width: 10%;">サンプル数</th> <th style="width: 10%;">合計時間[h]</th> <th style="width: 45%;">検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">01</td> <td>取替炉心の安全性</td> <td>燃料取替毎</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td style="text-align: center;">45</td> <td style="text-align: center;">チーム</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム	<p>表 2 検査要件まとめ表 本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。</p> <p>01 実用炉</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">ID</th> <th style="width: 20%;">検査項目</th> <th style="width: 10%;">検査頻度</th> <th style="width: 10%;">サンプル数</th> <th style="width: 10%;">合計時間[h]</th> <th style="width: 45%;">検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">01</td> <td>取替炉心の安全性</td> <td>燃料取替毎</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td style="text-align: center;">45</td> <td style="text-align: center;">チーム</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム	
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																											
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム																											
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																											
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム																											
<p>02 研開炉</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">ID</th> <th style="width: 20%;">検査項目</th> <th style="width: 10%;">検査頻度</th> <th style="width: 10%;">サンプル数</th> <th style="width: 10%;">合計時間[h]</th> <th style="width: 45%;">検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">01</td> <td>取替炉心の安全性</td> <td>燃料取替毎</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td style="text-align: center;">45</td> <td style="text-align: center;">チーム</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム	<p>02 研開炉</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">ID</th> <th style="width: 20%;">検査項目</th> <th style="width: 10%;">検査頻度</th> <th style="width: 10%;">サンプル数</th> <th style="width: 10%;">合計時間[h]</th> <th style="width: 45%;">検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">01</td> <td>取替炉心の安全性</td> <td>燃料取替毎</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td style="text-align: center;">45</td> <td style="text-align: center;">チーム</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム	
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																											
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム																											
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																											
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム																											

基本検査運用ガイド
運転員能力
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">運転員能力</p> <p style="text-align: center;">(B01070_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」 「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉） 検査分野：「運転管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子力施設の運転における運転員能力の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、訓練・教育に関連す</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">運転員能力</p> <p style="text-align: center;">(B01070_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」 「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉） 検査分野：「運転管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子力施設の運転における運転員能力の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、訓練・教育に関連す</p>	<p style="text-align: center;">改正に伴う修正</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>ることから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件</p> <p>3.1 検査対象</p> <p>運転員の能力が劣化すると、起因事象の原因となるヒューマンエラーの増加及び事象後に適時正しい緩和措置を講じる際のヒューマンエラーのリスクが増加する。また運転員のヒューマンエラーは、バリア健全性や緊急時対応準備にも影響を及ぼす可能性がある。したがって、運転員能力に關与する以下を検査対象にする。</p> <p>(1) 中央制御室・現場での運転員の活動状況</p> <p>(2) 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況</p> <p>(3) 運転責任者認定試験の適切性</p> <p>検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p> <p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数</p> <p>検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4 検査手順</p> <p>検査に当たっては、事業者等のマニュアル、訓練計画、不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウン、インタビュー、リスク情報等を活用しサンプリングにより検査対象並びに検査方法等を決定し運転員の能力を確認する。</p> <p>4.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況</p> <p>(1) 検査実施前に、運転員の活動に係る事業者の方針を確認しておくものとする。</p> <p>(2) 検査官は、検査前に関連した注意事項や制限も含めて手順書を理解しておかなければならない。</p> <p>(3) 観察する中央制御室／現場での活動は、発電所の活動または作業スケジュール、定検工程会議等を確認し選定する。</p> <p>(4) 観察は、手順書の遵守と使用、情報伝達、状況判断、ヒューマンエラーの防止等について行う。</p> <p>(5) 可能であれば、当該活動の操作前ブリーフィングも観察する。</p> <p>4.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況</p> <p>(1) 検査実施前に、事業者の基本方針を受けて、具体的なシミュレータ訓練計画が作成、管理されていることを確認する。</p> <p>(2) 検査官は、観察する事象に対する手順を理解しておかなければならない。</p> <p>(3) 訓練の観察は、直員連携による<u>事故故障（プラント過渡変動及び異常時の対応）</u>に対するシミュレータ訓練について行う。<u>なお、重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練については「BE0060 重大事故等対応要員の能力維持」に沿って観察すること。</u></p>	<p>ることから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件</p> <p>3.1 検査対象</p> <p>運転員の能力が劣化すると、起因事象の原因となるヒューマンエラーの増加及び事象後に適時正しい緩和措置を講じる際のヒューマンエラーのリスクが増加する。また運転員のヒューマンエラーは、バリア健全性や緊急時対応準備にも影響を及ぼす可能性がある。したがって、運転員能力に關与する以下を検査対象にする。</p> <p>(1) 中央制御室・現場での運転員の活動状況</p> <p>(2) 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況</p> <p>(3) 運転責任者認定試験の適切性</p> <p>検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p> <p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数</p> <p>検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4 検査手順</p> <p>検査に当たっては、事業者等のマニュアル、訓練計画、不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウン、インタビュー、リスク情報等を活用しサンプリングにより検査対象並びに検査方法等を決定し運転員の能力を確認する。</p> <p>4.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況</p> <p>(1) 検査実施前に、運転員の活動に係る事業者の方針を確認しておくものとする。</p> <p>(2) 検査官は、検査前に関連した注意事項や制限も含めて手順書を理解しておかなければならない。</p> <p>(3) 観察する中央制御室／現場での活動は、発電所の活動または作業スケジュール、定検工程会議等を確認し選定する。</p> <p>(4) 観察は、手順書の遵守と使用、情報伝達、状況判断、ヒューマンエラーの防止等について行う。</p> <p>(5) 可能であれば、当該活動の操作前ブリーフィングも観察する。</p> <p>4.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況</p> <p>(1) 検査実施前に、事業者の基本方針を受けて、具体的なシミュレータ訓練計画が作成、管理されていることを確認する。</p> <p>(2) 検査官は、観察する事象に対する手順を理解しておかなければならない。</p> <p>(3) 訓練の観察は、直員連携による<u>事故故障</u>に対するシミュレータ訓練について行う。</p>	<p>運用の明確化（検査対象訓練の明確化）</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>(4) 訓練の観察においては、以下を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 当直長の指示の下、指示・確認、運転員間の連携が手順書に基づき実施されていたか。 b. プラントの状況判断が適切であったか。 c. 事故の収束または拡大防止措置が適切であったか。 <p>(5) 訓練終了後は、振り返りが適切に実施されていることを確認する。</p> <p>4.3 運転責任者認定試験の適切性 運転責任者認定機関による運転責任者筆記試験、口答試験及び実技試験が適切に実施されていることを確認する。</p> <p>4.3.1 筆記試験 運転責任者筆記試験が適切に実施されていること確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからハマまでに掲げることに 関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を判定するのに十分であるこ とを確認する。</p> <p>4.3.2 口答試験 運転責任者口答試験が適切に実施されていることを確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号ニに掲げることに 関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を判定するのに十分であることを 確認する。</p> <p>4.3.3 実技試験 運転責任者実技試験が適切に実施されていることを確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからニに掲げることに 関し、運転責任者として必要な専門的技能の有無を判定するのに十分であることを確認する。</p> <p>4.4 問題点の特定と解決に関する確認</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等におい て是正処置が適切に講じられていることを確認する。 (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切 な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。 (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等におい て適切に処理されていることを確認する。 <p>5 検査手引</p> <p>5.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況を確認する際の留意事項</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 検査実施前に、確認しておくべき事業者の方針としては、以下に関するものがある。 <ul style="list-style-type: none"> a. 運転の法令遵守と手順書の使用 b. 制御盤、機器の操作 	<p>(4) 訓練の観察においては、以下を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 当直長の指示の下、指示・確認、運転員間の連携が手順書に基づき実施されていたか。 b. プラントの状況判断が適切であったか。 c. 事故の収束または拡大防止措置が適切であったか。 <p>(5) 訓練終了後は、振り返りが適切に実施されていることを確認する。</p> <p>4.3 運転責任者認定試験の適切性 運転責任者認定機関による運転責任者筆記試験、口答試験及び実技試験が適切に実施されてい ることを確認する。</p> <p>4.3.1 筆記試験 運転責任者筆記試験が適切に実施されていること確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからハマまでに掲げること に関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を判定するのに十分である ことを確認する。</p> <p>4.3.2 口答試験 運転責任者口答試験が適切に実施されていることを確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号ニに掲げることに 関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を判定するのに十分であることを 確認する。</p> <p>4.3.3 実技試験 運転責任者実技試験が適切に実施されていることを確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからニに掲げることに 関し、運転責任者として必要な専門的技能の有無を判定するのに十分であることを確認する。</p> <p>4.4 問題点の特定と解決に関する確認</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等におい て是正処置が適切に講じられていることを確認する。 (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切 な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。 (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等におい て適切に処理されていることを確認する。 <p>5 検査手引</p> <p>5.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 検査実施前に、確認しておくべき事業者の方針としては、以下に関するものがある。 <ul style="list-style-type: none"> a. 運転の法令遵守と手順書の使用 b. 制御盤、機器の操作 	<p>記載の適正化（記 載内容の明示）</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>c. 運転員間の情報伝達 d. 操作前ブリーフィングや相互確認等のヒューマンエラーの防止対策 e. 手順書の制定と廃棄、中央制御室での文書管理</p> <p>(2) 検査は、以下の活動を観察するのが良い。 a. 発電所の起動、停止及び運転モード変更 b. 原子炉出力及びタービン負荷の変更 c. サーベイランス試験 d. 安全系の構造物、系統及び機器のメンテナンス後試験 e. 原子炉冷却材水抜き、ミッドループ運転 (PWR)</p> <p>(3) 観察の例を以下に示す。 a. 適切な手順書を使用し、適時、参照していたか。 b. 手順書は正しく使用していたか。(正しい順序で手順を踏む、事前の注意事項や制限を守る、手順書間を正しく移行する等) c. 機器／制御盤に対して、運転員は効率的かつ正しく配置していたか。 d. 運転員は、他の運転員や所員と関連情報を分かりやすく、かつ正確にやり取りしていたか。 e. 運転員は、事業者の方針に従って制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。 f. 運転員は、事業者の方針に従って復唱、3way コミュニケーション等による相互確認を実施したか。 g. フォネティックコード等により、聞き間違いの防止を図っていたか。 h. 制御盤の表示及び警報は、プラントの状態を正確に把握するために、適切に確認していたか。 i. 通常と異なるトレンドは、適時認識していたか。 j. 操作前及び操作中のブリーフィングは、事業者の方針に従って十分に実施していたか。 k. 活動中に問題が発生した場合、運転員はその問題を適切に報告し、文書化したか。</p> <p>(4) 活動中の運転員に対しては、質問等を含め干渉は控えるものとする。 (5) 中央制御室／現場での運転員の能力の確認は、「B01030 原子炉起動停止」、「B00010 サーベイランス試験」等、他の規制事務所検査官の活動と併せて実施することができる。</p> <p>5.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況を確認する際の留意事項 観察の例を以下に示す。</p> <p><u>(1) パラメータ監視</u> ・指差呼称により監視対象を確認していたか。 ・温度と圧力、流量と水位、電圧と電流、多重チャンネルのように関連するパラメータを組み合わせて監視していたか。 ・重要なパラメータには専属の監視員を配置し、本監視員は数値を読み上げていたか。</p> <p><u>(2) プラント状態の把握</u> ・制御盤の表示、警報発信やインターロック動作を把握していたか。</p>	<p>c. 運転員間の情報伝達 d. 操作前ブリーフィングや相互確認等のヒューマンエラーの防止対策 e. 手順書の制定と廃棄、中央制御室での文書管理</p> <p>(2) 検査は、以下の活動を観察するのが良い。 a. 発電所の起動、停止及び運転モード変更 b. 原子炉出力及びタービン負荷の変更 c. サーベイランス試験 d. 安全系の構造物、系統及び機器のメンテナンス後試験 e. 原子炉冷却材水抜き、ミッドループ運転 (PWR)</p> <p>(3) 観察の例を以下に示す。 a. 適切な手順書を使用し、適時、参照していたか。 b. 手順書は正しく使用していたか。(正しい順序で手順を踏む、事前の注意事項や制限を守る、手順書間を正しく移行する等) c. 機器／制御盤に対して、運転員は効率的かつ正しく配置していたか。 d. 運転員は、他の運転員や所員と関連情報を分かりやすく、かつ正確にやり取りしていたか。 e. 運転員は、事業者の方針に従って制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。 f. 運転員は、事業者の方針に従って復唱、3way コミュニケーション等による相互確認を実施したか。 g. フォネティックコード等により、聞き間違いの防止を図っていたか。 h. 制御盤の表示及び警報は、プラントの状態を正確に把握するために、適切に確認していたか。 i. 通常と異なるトレンドは、適時認識していたか。 j. 操作前及び操作中のブリーフィングは、事業者の方針に従って十分に実施していたか。 k. 活動中に問題が発生した場合、運転員はその問題を適切に報告し、文書化したか。</p> <p>(4) 活動中の運転員に対しては、質問等を含め干渉は控えるものとする。 (5) 中央制御室／現場での運転員の能力の確認は、「B01030 原子炉起動停止」、「B00010 サーベイランス試験」等、他の規制事務所検査官の活動と併せて実施することができる。</p> <p>5.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況 観察の例を以下に示す。</p> <p><u>a. 適切な手順書を使用し、適時、参照していたか。</u> <u>b. 手順書は正しく使用していたか。(正しい順序で手順を踏む、事前の注意事項や制限を守る、手順書間を正しく移行する等)</u> <u>c. 機器／制御盤に対して、運転員は効率的かつ正しく配置していたか。</u> <u>d. 運転員は、他の運転員や所員と関連情報を分かりやすく、かつ正確にやり取りしていたか。</u> <u>e. 運転員は、事業者の方針に従って制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。</u> <u>f. 運転員は、事業者の方針に従って復唱、3way コミュニケーション等による相互確認を実施</u></p>	<p>記載の適正化（記載内容の明示）</p> <p>運用の明確化（観察の例の分類化）</p>

改正後	改正前	改正理由
<p><u>・通常と異なるトレンドは、適時認識していたか。</u></p> <p>(3) <u>操作とその効果の確認</u></p> <p><u>・指差呼称により操作対象を確認していたか。</u></p> <p><u>・手順書に記載されている操作項目や確認項目をチェックしていたか。</u></p> <p><u>・チェックに漏れや間違いがあった場合、再操作や再確認を行っていたか。</u></p> <p>(4) <u>チームワーク</u></p> <p><u>・誰が、どのように役割分担をするのか明確にしていたか。</u></p> <p><u>・事業者の方針に従って復唱、3way コミュニケーション等による相互確認を実施したか。</u></p> <p><u>・フォネティックコード等により、聞き間違いの防止を図っていたか。</u></p> <p><u>・ブリーフィングを適時実施し、使用する手順書や対応方針を全員に周知していたか。</u></p> <p><u>・制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。</u></p> <p>5.3 運転責任者認定試験の適切性を確認する際の留意事項</p> <p>前回検査以降に実施された筆記試験、口答試験及び実技試験のうち、少なくとも1回分をサンプルとして抽出し適切に実施されていることを確認する。</p> <p>5.3.1 筆記試験</p> <p>抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからハまでに掲げる内容であり、これらが均等に出題されていること。</p> <p>(2) 各試験問題の難易度が適切であること。(各試験問題の正答率も参考にする)</p> <p>(3) 法令、保安規定が変更された場合は、速やかに試験問題に反映されていること。</p> <p>(4) 設問の型式が適切であること。(設問想起型になっていないか等)</p> <p>(5) 選択肢が適切であること。(誤答肢は明らかに誤りであると分かるものではなく、もっともらしいものであるか/1つの肢を否定すれば他の肢も否定できるような同じ内容の肢を含んでいないか等)</p> <p>5.3.2 口答試験</p> <p>抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号ニに掲げる内容であること。</p> <p>(2) 各試験問題の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)</p> <p>5.3.3 実技試験</p> <p>抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 試験は、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからニに掲げる内容であること。</p> <p>(2) 各試験項目の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)</p>	<p><u>したか。</u></p> <p><u>g. フォネティックコード等により、聞き間違いの防止を図っていたか。</u></p> <p><u>h. 制御盤の表示及び警報は、プラントの状態を正確に判断するために、適切に確認していたか。</u></p> <p><u>i. 通常と異なるトレンドは、適時認識していたか。</u></p> <p><u>j. 操作中のブリーフィングは、必要に応じ、適時実施していたか。</u></p> <p>5.3 運転責任者認定試験の適切性</p> <p>前回検査以降に実施された筆記試験、口答試験及び実技試験のうち、少なくとも1回分をサンプルとして抽出し適切に実施されていることを確認する。</p> <p>5.3.1 筆記試験</p> <p>抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからハまでに掲げる内容であり、これらが均等に出題されていること。</p> <p>(2) 各試験問題の難易度が適切であること。(各試験問題の正答率も参考にする)</p> <p>(3) 法令、保安規定が変更された場合は、速やかに試験問題に反映されていること。</p> <p>(4) 設問の型式が適切であること。(設問想起型になっていないか等)</p> <p>(5) 選択肢が適切であること。(誤答肢は明らかに誤りであると分かるものではなく、もっともらしいものであるか/1つの肢を否定すれば他の肢も否定できるような同じ内容の肢を含んでいないか等)</p> <p>5.3.2 口答試験</p> <p>抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号ニに掲げる内容であること。</p> <p>(2) 各試験問題の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)</p> <p>5.3.3 実技試験</p> <p>抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 試験は、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからニに掲げる内容であること。</p> <p>(2) 各試験項目の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)</p>	<p>記載の適正化（記載内容の明示）</p>

改正後	改正前	改正理由																																																																																																						
<p>6 参考資料</p> <p>(1) 原子力発電所運転責任者の判定に係る規程 JEAC4804-2014</p> <p>(2) 原子力発電所運転員の教育・訓練指針 JEAG4802-2017</p> <p>改正履歴</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>改正</th> <th>改正日</th> <th>改正の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2021/04/21</td> <td>記載の適正化</td> <td>2021/07/21 表紙修正</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>2022/06/16</td> <td>○運用の明確化 ・「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し（表2 検査要件まとめ表）</td> <td></td> </tr> <tr> <td><u>3</u></td> <td><u>(改正日)</u></td> <td>○<u>運用の明確化</u> ・<u>検査対象の明確化（4 検査手順）</u> ・<u>観察の例の分類化（5 検査手引き）</u> ○<u>記載の適正化</u></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>保安のための措置に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第87条</td> <td>第92条第1項第8号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第82条</td> <td>第87条第1項第8号</td> </tr> </tbody> </table> <p>表2 検査要件まとめ表</p> <p>本検査はユニット毎ではなく発電所を対象にサンプルを選定する。</p> <p>01 実用炉</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>中央制御室・現場での運転員の活動状況</td> <td style="color: red;">1年</td> <td style="color: red;">4</td> <td style="color: red;">4</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転シミュレータによる事故対応の訓練状況</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>7</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>03</td> <td>運転責任者認定試験の適切性</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>13</td> <td>チーム</td> </tr> </tbody> </table>	改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21 表紙修正	2	2022/06/16	○運用の明確化 ・「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し（表2 検査要件まとめ表）		<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	○ <u>運用の明確化</u> ・ <u>検査対象の明確化（4 検査手順）</u> ・ <u>観察の例の分類化（5 検査手引き）</u> ○ <u>記載の適正化</u>		原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	1年	4	4	日常	02	運転シミュレータによる事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常	03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム	<p>6 参考資料</p> <p>(1) 原子力発電所運転責任者の判定に係る規程 JEAC4804-2014</p> <p>(2) 原子力発電所運転員の教育・訓練指針 JEAG4802-2017</p> <p>改正履歴</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>改正</th> <th>改正日</th> <th>改正の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2021/04/21</td> <td>記載の適正化</td> <td>2021/07/21 表紙修正</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>2022/06/16</td> <td>○運用の明確化 ・「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し（表2 検査要件まとめ表）</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>保安のための措置に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第87条</td> <td>第92条第1項第8号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第82条</td> <td>第87条第1項第8号</td> </tr> </tbody> </table> <p>表2 検査要件まとめ表</p> <p>本検査はユニット毎ではなく発電所を対象にサンプルを選定する。</p> <p>01 実用炉</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>中央制御室・現場での運転員の活動状況</td> <td style="color: red;">四半期</td> <td style="color: red;">1</td> <td style="color: red;">4*</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転シミュレータによる事故対応の訓練状況</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>7</td> <td>日常</td> </tr> </tbody> </table>	改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21 表紙修正	2	2022/06/16	○運用の明確化 ・「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し（表2 検査要件まとめ表）		原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常	02	運転シミュレータによる事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常	<p>記載の適正化</p>
改正	改正日	改正の概要	備考																																																																																																					
0	2020/04/01	施行																																																																																																						
1	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21 表紙修正																																																																																																					
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し（表2 検査要件まとめ表）																																																																																																						
<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	○ <u>運用の明確化</u> ・ <u>検査対象の明確化（4 検査手順）</u> ・ <u>観察の例の分類化（5 検査手引き）</u> ○ <u>記載の適正化</u>																																																																																																						
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																																																																					
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号																																																																																																					
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号																																																																																																					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																			
01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	1年	4	4	日常																																																																																																			
02	運転シミュレータによる事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常																																																																																																			
03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム																																																																																																			
改正	改正日	改正の概要	備考																																																																																																					
0	2020/04/01	施行																																																																																																						
1	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21 表紙修正																																																																																																					
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し（表2 検査要件まとめ表）																																																																																																						
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																																																																					
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号																																																																																																					
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号																																																																																																					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																			
01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常																																																																																																			
02	運転シミュレータによる事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常																																																																																																			

改 正 後						改 正 前						改正理由
(削る)						(削る)						記載の適正化
02 研開炉						02 研開炉						
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	
01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	<u>1年</u>	<u>4</u>	<u>4</u>	日常	01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	<u>四半期</u>	<u>1</u>	<u>4*</u>	日常	
02	運転シミュレータ訓練による事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常	02	運転シミュレータ訓練による事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常	
03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム	03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム	
(削る)						(削る)						
						*：発電所のスケジュール等により暦年で16時間としてもよい。						
						*：施設のスケジュール等により暦年で16時間としてもよい。						

基本検査運用ガイド 運転管理 (新旧対照表)

改 正 後	改 正 前	改正理由
<p>施設の操作等に関する全ての機器及び活動を検査対象とし、これまでの運転管理に係る事業者の運転経験、是正処置、設置許可等の許認可文書等の中から適切なサンプリングにより検査を行う。なお、再処理施設や加工施設において、総合安全解析 (ISA) を実施している事業者においては、ISA 文書の記載される安全確保項目 (IROFS) についても確認する。検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p> <p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数 検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4. 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備 各事業所における設置又は事業(変更)許可申請書等に規定された運転管理に関する記載事項を理解するとともに、ウォークダウンやリスク情報等による必要な資機材の管理状況及び過去の不適合の是正処置状況等の調査結果から検査対象や検査方法を定め、サンプリングにより事業者の活動状況を確認する。</p> <p>4.2 検査実施 運転管理に係る以下の項目について、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により運用、対策等が適切であることを確認する。</p> <p>(1)安全機能を有する施設の設置状況等 検査対象とした安全機能を有する施設の安全機能が適切に実装されていること、許認可のとおりに設置されていること、設計上要求する安全機能を発揮できることを確認する。 確認においては、検査対象とした設備について、設計レビューの文書、記録、日誌、教育・訓練の教材、通常時、異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対処手順書、運転員からの聴取、測定又は計算の妥当性の検証等について、重要度を考慮して確認する。また、必要に応じて、運転員の交代勤務毎に、聴取や記録確認等を実施する。</p> <p>a. 検査対象の安全機能を有する施設について、許認可のとおりに設置されていること、設計上要求する安全機能を発揮できること等に関して、主に以下の事項を確認する。</p> <p>(a) 現場確認や安全評価に関する技術資料の確認等により、許認可の安全解析で使用した制限値や管理値が設定されていること、安全機能の確保に必要な能力を有する設備であること、これらの設備が利用可能な状態にあること等を確認する。確認においては、巡視点検が困難なセル内に設置された設備について、確認することが限られるなか、どのように設備の状態等を確認しているか留意する必要がある。</p> <p>(b) システム全体として安全設計が有効に機能することを確保するため、上記の安全機能が喪失した場合において講じられる措置について、従事者が対応する措置が手順書等に組み込まれていることや混乱した状況においても実施可能であることを確認する。</p> <p>b. 検査対象とした工程について、通常時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の対応手順が確立され、手順書として整備されるとともに従事者へ適切に共有されていること等に関し</p>	<p>施設の操作等に関する全ての機器及び活動を検査対象とし、これまでの運転管理に係る事業者の運転経験、是正処置、設置許可等の許認可文書等の中から適切なサンプリングにより検査を行う。なお、再処理施設や加工施設において、総合安全解析 (ISA) を実施している事業者においては、ISA 文書の記載される安全確保項目 (IROFS) についても確認する。検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p> <p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数 検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4. 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備 各事業所における設置又は事業(変更)許可申請書等に規定された運転管理に関する記載事項を理解するとともに、ウォークダウンやリスク情報等による必要な資機材の管理状況及び過去の不適合の是正処置状況等の調査結果から検査対象や検査方法を定め、サンプリングにより事業者の活動状況を確認する。</p> <p>4.2 検査実施 運転管理に係る以下の項目について、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により運用、対策等が適切であることを確認する。</p> <p>(1)安全機能を有する施設の設置状況等 検査対象とした安全機能を有する施設の安全機能が適切に実装されていること、許認可のとおりに設置されていること、設計上要求する安全機能を発揮できることを確認する。 確認においては、検査対象とした設備について、設計レビューの文書、記録、日誌、教育・訓練の教材、通常時、異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対処手順書、運転員からの聴取、測定又は計算の妥当性の検証等について、重要度を考慮して確認する。また、必要に応じて、運転員の交代勤務毎に、聴取や記録確認等を実施する。</p> <p>a. 検査対象の安全機能を有する施設について、許認可のとおりに設置されていること、設計上要求する安全機能を発揮できること等に関して、主に以下の事項を確認する。</p> <p>(a) 現場確認や安全評価に関する技術資料の確認等により、許認可の安全解析で使用した制限値や管理値が設定されていること、安全機能の確保に必要な能力を有する設備であること、これらの設備が利用可能な状態にあること等を確認する。確認においては、巡視点検が困難なセル内に設置された設備について、確認することが限られるなか、どのように設備の状態等を確認しているか留意する必要がある。</p> <p>(b) システム全体として安全設計が有効に機能することを確保するため、上記の安全機能が喪失した場合において講じられる措置について、従事者が対応する措置が手順書等に組み込まれていることや混乱した状況においても実施可能であることを確認する。</p> <p>b. 検査対象とした工程について、通常時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の対応手順が確立され、手順書として整備されるとともに従事者へ適切に共有されていること等に関し</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>て、主に以下の事項を確認する。</p> <p>(a) 許認可又は安全性向上のための評価書に記載された安全設計に関する事項が運転手順書に的確に記載され、従事者がこれら手順書を利用できる状態にあることを確認する。重要度の高い運転手順書を確認し、運転パラメータ、計測制御系、安全保護回路等に関する安全上の制限値や運転上の管理値が記載されているか確認する。手順書の確認においては、選定した工程に係る安全上の制限値及び運転上の管理値、混乱した状況における従事者の対応、手順書を遵守するために従業者が持つべき力量、安全設計のシステム、警報等に着目する。</p> <p>(b) 手順書において、工程に係る起動、特殊な運転及び停止を含む全ての運転状態に対し、法令及び許認可の要求事項、事業者自ら定めた基準等が記載されていることを確認する。異常な過渡変化時又は設計基準事故時に講じる工程の停止措置等に関して、措置を確実に実施する上での必要な事項を含めて、その対処と判断基準が規定されているか確認する。</p> <p>(c) 検査対象とした手順書を従事者が適切に遵守しているか確認する。従事者が利用可能な運転手順書(特に、放射線防護、化学物質防護、毒物防護、火災防護及び核物質管理)を遵守していることについては、従事者のパフォーマンスを観察することによって確認することができる。従事者への聴取により、運転状態、運転パラメータ、安全上の制限値及び運転上の管理値を従事者が理解していること、また、従事者が手順書に従い操作する力量を有しているか確認する。異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、法令及び許認可の要求事項、運転手順書等に従って必要な対処が実施できるかに着目する。</p> <p>(d) 臨界、放射線、火災及び化学の安全に影響を及ぼすおそれのある手順書からの逸脱や工程変更を確認した場合、それらが組織内に共有され、文書化され、不適合として管理されていることを確認する。必要に応じて、実施された是正処置の妥当性を確認する。</p> <p>(e) 安全機能を有する施設の状態を踏まえ、最新の情報に基づき従事者に対する必要な掲示や周知が行われ、従事者がそれらを遵守していることを確認する。</p> <p>c. 検査対象とした安全機能を有する施設について、臨界安全、放射線防護、火災防護、化学物質防護、毒物防護及び核物質管理の観点から、許認可の安全設計、安全性向上評価のための評価書等に基づく安全上の制限値や、運転上の管理値が遵守されていること、検査対象設備に要求される安全機能について、要求どおりにその機能が発揮されていることを確認する。</p> <p>(2) 安全機能を有する施設の性能維持</p> <p>検査対象とした安全機能を有する施設について、施設の性能を維持するための保守管理の仕組み(設備の保全、校正及び状態監視等)が、許認可、安全性向上評価のための評価書、保全計画等の要求事項に従い、適切に実施されていることに関して、以下の事項を確認する。</p> <p>a. 検査対象とした設備について、要求される安全機能を発揮するために必要な性能が維持されていることを確認する。また、実施されている機能試験や状態監視が、安全機能及び運転条件の観点で適切なものであることを確認する。</p>	<p>て、主に以下の事項を確認する。</p> <p>(a) 許認可又は安全性向上のための評価書に記載された安全設計に関する事項が運転手順書に的確に記載され、従事者がこれら手順書を利用できる状態にあることを確認する。重要度の高い運転手順書を確認し、運転パラメータ、計測制御系、安全保護回路等に関する安全上の制限値や運転上の管理値が記載されているか確認する。手順書の確認においては、選定した工程に係る安全上の制限値及び運転上の管理値、混乱した状況における従事者の対応、手順書を遵守するために従業者が持つべき力量、安全設計のシステム、警報等に着目する。</p> <p>(b) 手順書において、工程に係る起動、特殊な運転及び停止を含む全ての運転状態に対し、法令及び許認可の要求事項、事業者自ら定めた基準等が記載されていることを確認する。異常な過渡変化時又は設計基準事故時に講じる工程の停止措置等に関して、措置を確実に実施する上での必要な事項を含めて、その対処と判断基準が規定されているか確認する。</p> <p>(c) 検査対象とした手順書を従事者が適切に遵守しているか確認する。従事者が利用可能な運転手順書(特に、放射線防護、化学物質防護、毒物防護、火災防護及び核物質管理)を遵守していることについては、従事者のパフォーマンスを観察することによって確認することができる。従事者への聴取により、運転状態、運転パラメータ、安全上の制限値及び運転上の管理値を従事者が理解していること、また、従事者が手順書に従い操作する力量を有しているか確認する。異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、法令及び許認可の要求事項、運転手順書等に従って必要な対処が実施できるかに着目する。</p> <p>(d) 臨界、放射線、火災及び化学の安全に影響を及ぼすおそれのある手順書からの逸脱や工程変更を確認した場合、それらが組織内に共有され、文書化され、不適合として管理されていることを確認する。必要に応じて、実施された是正処置の妥当性を確認する。</p> <p>(e) 安全機能を有する施設の状態を踏まえ、最新の情報に基づき従事者に対する必要な掲示や周知が行われ、従事者がそれらを遵守していることを確認する。</p> <p>c. 検査対象とした安全機能を有する施設について、臨界安全、放射線防護、火災防護、化学物質防護、毒物防護及び核物質管理の観点から、許認可の安全設計、安全性向上評価のための評価書等に基づく安全上の制限値や、運転上の管理値が遵守されていること、検査対象設備に要求される安全機能について、要求どおりにその機能が発揮されていることを確認する。</p> <p>(2) 安全機能を有する施設の性能維持</p> <p>検査対象とした安全機能を有する施設について、施設の性能を維持するための保守管理の仕組み(設備の保全、校正及び状態監視等)が、許認可、安全性向上評価のための評価書、保全計画等の要求事項に従い、適切に実施されていることに関して、以下の事項を確認する。</p> <p>a. 検査対象とした設備について、要求される安全機能を発揮するために必要な性能が維持されていることを確認する。また、実施されている機能試験や状態監視が、安全機能及び運転条件の観点で適切なものであることを確認する。</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>例えば、動的な安全機能を有する安全上重要な施設は、温度が設定点に達すると自動的にプロセス上の弁が閉じる機能を有する。設備の性能が維持されていることを確認する方法の例は、試験を監視することである。温度に係る設定の妥当性確認しか行っていない場合は、安全機能が確保されていることを確認する観点では十分ではないと考えられる。この場合、事業者が弁の自動閉鎖について別に試験していることを確認する。</p> <p>b. 要求事項に従い、所定の頻度で設備の性能の維持に必要な活動が実施されていること、性能の維持に係る状態監視や試験等の実施に関する計画書、手順書等が整備されていること、不適合が発生した場合、事業者の定める品質マネジメントシステム(以下「QMS」という。)文書に従って適切に不適合管理がなされ、その結果が文書化されていることを確認する。</p> <p>検査を通じて設備の性能の維持に係る保守管理活動等に不適切な行為が確認された場合は、当該設備の安全機能の喪失及び劣化に至っていないこと、性能に係る技術基準に適合していることを確認する。所長は、確認結果を踏まえて、検査対象施設を担当する監視部門の安全規制管理官と連絡を取り、重要度に応じた追加検査の実施について検討する。</p> <p>c. 許認可、安全性向上評価のための評価書及び安全評価に関する技術資料において、安全機能を有する施設の性能を維持するために必要な保全プログラムが定義されていることを確認する。</p> <p>検査対象とした安全機能を有する施設の性能の維持について、事業者が定める性能の維持に関する管理要件に従って、保守管理、機能試験等に関する手順書及び図面が管理され、最新版になっていることを確認する。</p> <p>また、事業者が実施する設備故障に係る信頼性評価の内容を確認し、設備の故障により安全機能に及ぼす影響が、許認可及び安全性向上評価のための評価書において想定している信頼性の範囲内であることを確認する。</p> <p>また、検査対象とした設備が重大事故等対策に関連する設備の場合、上記に加えて設備故障により重大事故等対処に及ぼす影響に対する事業者の考え方(想定している信頼性の範囲が妥当であるかなど)を確認する。</p> <p>性能の維持に関する管理要件が文書化されるべきである。また、採用された測定手法が明確であり、それらの妥当性に係る技術的根拠が正当化されるべきである。また、安全機能を有する施設の交換用部品が、事業者の保全プログラムの要件に従って管理され、許認可の安全評価で想定している環境条件に適合していることを確認する。</p> <p>(a) 運転管理に関する記録について、事業者が法令等の要求事項に従って作成、維持していることを確認する。</p> <p>(b) 運転管理に関する内部監査等について、許認可の要求事項に適合する状態であることを確認する(該当する場合)。</p> <p>i. 事業者が、監査(又は内部監査)の実施を要求しているか確認する。前回の検査以降に実施された監査を対象に、計画書が作成され、監査対象分野が適切にレビューされ、不適合が確認された場合は適切に不適合管理がされているか、安全上の重要度を判定しているか、また是正処置の実効性が評価されたか確認する。</p> <p>ii. 監査の実効性をどのように確保しているかについて、事業者代表者から聴取すること</p>	<p>例えば、動的な安全機能を有する安全上重要な施設は、温度が設定点に達すると自動的にプロセス上の弁が閉じる機能を有する。設備の性能が維持されていることを確認する方法の例は、試験を監視することである。温度に係る設定の妥当性確認しか行っていない場合は、安全機能が確保されていることを確認する観点では十分ではないと考えられる。この場合、事業者が弁の自動閉鎖について別に試験していることを確認する。</p> <p>b. 要求事項に従い、所定の頻度で設備の性能の維持に必要な活動が実施されていること、性能の維持に係る状態監視や試験等の実施に関する計画書、手順書等が整備されていること、不適合が発生した場合、事業者の定める品質マネジメントシステム(以下「QMS」という。)文書に従って適切に不適合管理がなされ、その結果が文書化されていることを確認する。</p> <p>検査を通じて設備の性能の維持に係る保守管理活動等に不適切な行為が確認された場合は、当該設備の安全機能の喪失及び劣化に至っていないこと、性能に係る技術基準に適合していることを確認する。所長は、確認結果を踏まえて、検査対象施設を担当する監視部門の安全規制管理官と連絡を取り、重要度に応じた追加検査の実施について検討する。</p> <p>c. 許認可、安全性向上評価のための評価書及び安全評価に関する技術資料において、安全機能を有する施設の性能を維持するために必要な保全プログラムが定義されていることを確認する。</p> <p>検査対象とした安全機能を有する施設の性能の維持について、事業者が定める性能の維持に関する管理要件に従って、保守管理、機能試験等に関する手順書及び図面が管理され、最新版になっていることを確認する。</p> <p>また、事業者が実施する設備故障に係る信頼性評価の内容を確認し、設備の故障により安全機能に及ぼす影響が、許認可及び安全性向上評価のための評価書において想定している信頼性の範囲内であることを確認する。</p> <p>また、検査対象とした設備が重大事故等対策に関連する設備の場合、上記に加えて設備故障により重大事故等対処に及ぼす影響に対する事業者の考え方(想定している信頼性の範囲が妥当であるかなど)を確認する。</p> <p>性能の維持に関する管理要件が文書化されるべきである。また、採用された測定手法が明確であり、それらの妥当性に係る技術的根拠が正当化されるべきである。また、安全機能を有する施設の交換用部品が、事業者の保全プログラムの要件に従って管理され、許認可の安全評価で想定している環境条件に適合していることを確認する。</p> <p>(a) 運転管理に関する記録について、事業者が法令等の要求事項に従って作成、維持していることを確認する。</p> <p>(b) 運転管理に関する内部監査等について、許認可の要求事項に適合する状態であることを確認する(該当する場合)。</p> <p>i. 事業者が、監査(又は内部監査)の実施を要求しているか確認する。前回の検査以降に実施された監査を対象に、計画書が作成され、監査対象分野が適切にレビューされ、不適合が確認された場合は適切に不適合管理がされているか、安全上の重要度を判定しているか、また是正処置の実効性が評価されたか確認する。</p> <p>ii. 監査の実効性をどのように確保しているかについて、事業者代表者から聴取すること</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>により確認する。</p> <p>iii. 安全重要度の高い設備等に対する監査所見について、是正処置が完了するまでフォローされているか確認する。</p> <p>(c) 運転管理に関する教育・訓練について、許認可の要求事項に適合していること、必要な教育・訓練が実施されるとともに、従事者が必要な力量を有していること等を確認する。</p> <p>(d) 安全重要度の高い設備に係る運転管理に関連する手順の変更について、その内容が許認可の要求事項に適合していること、その変更手続きが事業者の定める QMS に従って行われたことを確認する。また、検査対象とした安全機能を有する施設に関して、新たに策定された手順書が存在していた場合、QMS に定めるプロセスに従って新規手順書を策定していることを確認する。</p> <p>(e) 保守及び運転部門において、許認可にある技術的能力に関連する変更が発生しているか確認する。変更があった場合、新任の管理者又は職員が許認可の技術的能力に関連する要求事項を満たすことを確認する。</p> <p>(f) 施設の整頓状態について、設備の安全機能及び重大事故等発生時に行うとしている対策に悪影響を及ぼしていないことを確認する。</p> <p>(3) その他の確認事項</p> <p>a. 系統構成確認</p> <p>(a) 検査対象に選定したシステム／機器について、作業に応じて計画された系統構成について最新版の系統図、単線結線図等を参照して確認する。次に、設計図書(設置許可申請書、安全解析結果など)や運用に関する図書(保安規定、運転手順書など)を参照し、この系統構成が施設の設計／運用と整合していることを確認する。</p> <p>(b) 現場・制御室における確認や事業者への聞き取りを実施し、選定したシステム／機器について計画した系統構成と計画に従い現場で実施した後の系統構成が一致していることを確認する。</p> <p>(c) 上記の検査行為を通じて、当該システム／機器が動作可能な状態に維持されていることを確認する。なお、当該システム／機器の動作可能性が疑われる場合には、その後の事業者の適切な対応を確認する。</p> <p>b. 施設の運転停止</p> <p>(a) 施設を計画外に停止する場合には、停止時のリスク、過去の施設固有の問題等を適切に考慮していることを確認する。</p> <p>(b) 事業者が停止時の活動について、以下の視点を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転上の制限に定める温度変化率(冷却率)の遵守状況 ・タグの取り付け、取り外し状況 ・異物管理対策状況 <p>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 運転管理に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等に</p>	<p>により確認する。</p> <p>iii. 安全重要度の高い設備等に対する監査所見について、是正処置が完了するまでフォローされているか確認する。</p> <p>(c) 運転管理に関する教育・訓練について、許認可の要求事項に適合していること、必要な教育・訓練が実施されるとともに、従事者が必要な力量を有していること等を確認する。</p> <p>(d) 安全重要度の高い設備に係る運転管理に関連する手順の変更について、その内容が許認可の要求事項に適合していること、その変更手続きが事業者の定める QMS に従って行われたことを確認する。また、検査対象とした安全機能を有する施設に関して、新たに策定された手順書が存在していた場合、QMS に定めるプロセスに従って新規手順書を策定していることを確認する。</p> <p>(e) 保守及び運転部門において、許認可にある技術的能力に関連する変更が発生しているか確認する。変更があった場合、新任の管理者又は職員が許認可の技術的能力に関連する要求事項を満たすことを確認する。</p> <p>(f) 施設の整頓状態について、設備の安全機能及び重大事故等発生時に行うとしている対策に悪影響を及ぼしていないことを確認する。</p> <p>(3) その他の確認事項</p> <p>a. 系統構成確認</p> <p>(a) 検査対象に選定したシステム／機器について、作業に応じて計画された系統構成について最新版の系統図、単線結線図等を参照して確認する。次に、設計図書(設置許可申請書、安全解析結果など)や運用に関する図書(保安規定、運転手順書など)を参照し、この系統構成が施設の設計／運用と整合していることを確認する。</p> <p>(b) 現場・制御室における確認や事業者への聞き取りを実施し、選定したシステム／機器について計画した系統構成と計画に従い現場で実施した後の系統構成が一致していることを確認する。</p> <p>(c) 上記の検査行為を通じて、当該システム／機器が動作可能な状態に維持されていることを確認する。なお、当該システム／機器の動作可能性が疑われる場合には、その後の事業者の適切な対応を確認する。</p> <p>b. 施設の運転停止</p> <p>(a) 施設を計画外に停止する場合には、停止時のリスク、過去の施設固有の問題等を適切に考慮していることを確認する。</p> <p>(b) 事業者が停止時の活動について、以下の視点を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転上の制限に定める温度変化率(冷却率)の遵守状況 ・タグの取り付け、取り外し状況 ・異物管理対策状況 <p>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 運転管理に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等に</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>において是正処置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官の日常の巡視において検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 本検査を行う際の留意事項</p> <p>(1) 検査対象の選定</p> <p>施設の特徴、以下に示す安全設計に関する留意事項を踏まえ、検査対象を選定する。</p> <p>a. 臨界に対する安全設計</p> <p>臨界事故を防ぐための安全設計並びに通常時及び事故時の対応手順に着目する。臨界により重大な事故に至るおそれがあることから、臨界安全管理(関連するプログラム含む。)の確認を最優先すべきである。例えば、重力流による配管の流れに液溜まりが発生するような部位がないこと等に留意する。</p> <p>b. 化学物質による危険性に対する安全設計</p> <p>有害な化学物質への曝露を防ぐための安全設計と運転手順書に焦点を当てる。重大な結果をもたらす化学物質による事故を防止又は軽減する安全機能を有する施設の確認を最優先すべきである。</p> <p>c. 火災に対する安全設計</p> <p>火災又は爆発の発生防止、感知及び消火、影響緩和のための安全設計並びに通常時及び事故時の対応手順に着目する。重大な事故に至るおそれがある火災又は爆発の発生防止、感知及び消火、影響緩和のための安全設計に係る確認を最優先すべきである。それ以外の火災ハザードに係る安全設計も認識しておくべきであるが、優先度は低い。これらの安全設計及び手順に関する潜在的な課題に留意する。例えば、アクセスすることが難しいセル内の溶媒火災に留意する必要がある。</p> <p>d. 放射線に対する安全設計</p> <p>従事者の放射線被ばく、環境への放射性物質の放出防止/抑制及び放射線の遮蔽のための安全設計並びに通常時及び事故時の対応手順に着目する。多くの核燃料施設では、放射線ハザード(臨界を除く)が、重大な事故に至る可能性は低いことから、運転管理の検査における確認の優先度は低い。検査対象区域内での汚染及び大気中への放射能の拡散防止に使用される安全設計と手順に精通すると共に、これらの安全設計及び手順に関する潜在的な課題に留意する。</p> <p>(2) 安全機能を有する施設の設置状況等</p> <p>a. 検査対象の安全機能を有する施設について、設置状況及び安全機能が確保されていること等を現場確認する際、以下の事項に留意する。</p> <p>(a) 静的な安全機能を有する設備</p>	<p>において是正処置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官の日常の巡視において検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 本検査を行う際の留意事項</p> <p>(1) 検査対象の選定</p> <p>施設の特徴、以下に示す安全設計に関する留意事項を踏まえ、検査対象を選定する。</p> <p>a. 臨界に対する安全設計</p> <p>臨界事故を防ぐための安全設計並びに通常時及び事故時の対応手順に着目する。臨界により重大な事故に至るおそれがあることから、臨界安全管理(関連するプログラム含む。)の確認を最優先すべきである。例えば、重力流による配管の流れに液溜まりが発生するような部位がないこと等に留意する。</p> <p>b. 化学物質による危険性に対する安全設計</p> <p>有害な化学物質への曝露を防ぐための安全設計と運転手順書に焦点を当てる。重大な結果をもたらす化学物質による事故を防止又は軽減する安全機能を有する施設の確認を最優先すべきである。</p> <p>c. 火災に対する安全設計</p> <p>火災又は爆発の発生防止、感知及び消火、影響緩和のための安全設計並びに通常時及び事故時の対応手順に着目する。重大な事故に至るおそれがある火災又は爆発の発生防止、感知及び消火、影響緩和のための安全設計に係る確認を最優先すべきである。それ以外の火災ハザードに係る安全設計も認識しておくべきであるが、優先度は低い。これらの安全設計及び手順に関する潜在的な課題に留意する。例えば、アクセスすることが難しいセル内の溶媒火災に留意する必要がある。</p> <p>d. 放射線に対する安全設計</p> <p>従事者の放射線被ばく、環境への放射性物質の放出防止/抑制及び放射線の遮蔽のための安全設計並びに通常時及び事故時の対応手順に着目する。多くの核燃料施設では、放射線ハザード(臨界を除く)が、重大な事故に至る可能性は低いことから、運転管理の検査における確認の優先度は低い。検査対象区域内での汚染及び大気中への放射能の拡散防止に使用される安全設計と手順に精通すると共に、これらの安全設計及び手順に関する潜在的な課題に留意する。</p> <p>(2) 安全機能を有する施設の設置状況等</p> <p>a. 検査対象の安全機能を有する施設について、設置状況及び安全機能が確保されていること等を現場確認する際、以下の事項に留意する。</p> <p>(a) 静的な安全機能を有する設備</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>排水口が塞がっていないこと、安全上の観点で容積が制限された容器等</p> <p>(b) 動的な安全機能を有する設備 設定値が正確であること、計測制御系、安全保護回路等の機能確認と試験が行われていること、警報が適正な設定点で鳴動すること、従事者が適切に対応するための教育・訓練が行われていること等</p> <p>(c) 通常時及び事故時の対応手順 運転手順書、試験の実施、事故時対応等に関する教育・訓練を従事者が受けていること等</p> <p>b. 安全機能を有する施設に要求される安全機能が確保されていることを確認する方法については、以下の例が挙げられる。</p> <p>(a) 重要なプラントパラメーターが現在の操業条件において想定される値の範囲に入っているかを確認し、顕著な変化の傾向の有無を確認し、安全又は重要度の高いシステムが補助システムを含め、適切に設置され、運用可能な状態であるかを確認する。これは、制御室の監視画面又は現場の計装盤等により確認することができる。</p> <p>(b) 可燃性ガスのモニタリング機器、導電率モニタ又はpHモニタ、液位計について、これらの設備が設計上要求されるパラメータの範囲内で稼働していることを確認すること。</p> <p>c. 検査の主な焦点は、法令の要求事項、許認可の安全設計に関する事項に対する適合性確認に当てられるべきであり、重要度が低い事故に分類される事故シーケンスは、検査対象に含まれるべきではない。</p> <p>しかし、状況によっては、検査官が事業者の設定した事故の重要度分類が不適切ではないかという疑義を抱く可能性もある。この状況に遭遇した場合、以下について検討する。</p> <p>(a) 想定している事象や条件に関して、信頼性の低い安全設計や適切でない想定が含まれているか。</p> <p>(b) それは、事故の結果に影響するのか。</p> <p>(c) 事業者による想定が妥当であること、安全設計が適切に機能することを確保するため、どのようなプロセスがとられているか。</p> <p>(3) 安全機能を有する施設の性能維持に関する確認</p> <p>a. 安全重要度の高い設備に係る手順の変更について確認する際は、主に以下の事項に留意する。</p> <p>(a) 承認された手順書が使用されていること。</p> <p>(b) 関係する従事者に対し、手順書の改定について適切かつ適時に共有されていること。</p> <p>(c) 手順書の改定は、記載の適正化等の軽微な変更を除き、許認可等に適合し、かつ技術的根拠を有することが確認されていること。</p> <p>(d) 現場で承認された変更点は、所定の期限内に手順書が変更され、組み込まれていること。</p> <p>b. 従事者が手順書を適切に遵守しているかの確認に当たっては、主に以下の事項に留意する。</p> <p>(a) 従事者が利用可能な運転手順書のうち、特に臨界防止、放射線防護、化学物質防護、火災防護及び核物質管理に着目し、従事者の実際の運転操作等を観察する。</p> <p>(b) 従事者への聴取により、運転状態、運転パラメータ、安全上の制限値、運転上の管理値、</p>	<p>排水口が塞がっていないこと、安全上の観点で容積が制限された容器等</p> <p>(b) 動的な安全機能を有する設備 設定値が正確であること、計測制御系、安全保護回路等の機能確認と試験が行われていること、警報が適正な設定点で鳴動すること、従事者が適切に対応するための教育・訓練が行われていること等</p> <p>(c) 通常時及び事故時の対応手順 運転手順書、試験の実施、事故時対応等に関する教育・訓練を従事者が受けていること等</p> <p>b. 安全機能を有する施設に要求される安全機能が確保されていることを確認する方法については、以下の例が挙げられる。</p> <p>(a) 重要なプラントパラメーターが現在の操業条件において想定される値の範囲に入っているかを確認し、顕著な変化の傾向の有無を確認し、安全又は重要度の高いシステムが補助システムを含め、適切に設置され、運用可能な状態であるかを確認する。これは、制御室の監視画面又は現場の計装盤等により確認することができる。</p> <p>(b) 可燃性ガスのモニタリング機器、導電率モニタ又はpHモニタ、液位計について、これらの設備が設計上要求されるパラメータの範囲内で稼働していることを確認すること。</p> <p>c. 検査の主な焦点は、法令の要求事項、許認可の安全設計に関する事項に対する適合性確認に当てられるべきであり、重要度が低い事故に分類される事故シーケンスは、検査対象に含まれるべきではない。</p> <p>しかし、状況によっては、検査官が事業者の設定した事故の重要度分類が不適切ではないかという疑義を抱く可能性もある。この状況に遭遇した場合、以下について検討する。</p> <p>(a) 想定している事象や条件に関して、信頼性の低い安全設計や適切でない想定が含まれているか。</p> <p>(b) それは、事故の結果に影響するのか。</p> <p>(c) 事業者による想定が妥当であること、安全設計が適切に機能することを確保するため、どのようなプロセスがとられているか。</p> <p>(3) 安全機能を有する施設の性能維持に関する確認</p> <p>a. 安全重要度の高い設備に係る手順の変更について確認する際は、主に以下の事項に留意する。</p> <p>(a) 承認された手順書が使用されていること。</p> <p>(b) 関係する従事者に対し、手順書の改定について適切かつ適時に共有されていること。</p> <p>(c) 手順書の改定は、記載の適正化等の軽微な変更を除き、許認可等に適合し、かつ技術的根拠を有することが確認されていること。</p> <p>(d) 現場で承認された変更点は、所定の期限内に手順書が変更され、組み込まれていること。</p> <p>b. 従事者が手順書を適切に遵守しているかの確認に当たっては、主に以下の事項に留意する。</p> <p>(a) 従事者が利用可能な運転手順書のうち、特に臨界防止、放射線防護、化学物質防護、火災防護及び核物質管理に着目し、従事者の実際の運転操作等を観察する。</p> <p>(b) 従事者への聴取により、運転状態、運転パラメータ、安全上の制限値、運転上の管理値、</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>通常状態を逸脱した場合の対応手順等を理解しているか確認する。また、従事者が手順書を遵守する上で必要な力量を有しているか確認する。</p> <p>c. 事業者は、施設の保守記録及び事故記録を作成、維持する上で以下の事項を満たすことが望ましい。</p> <p>(a) 記録は、容易に検索及び識別可能であること。</p> <p>(b) 事故に関する記録は、故障した設備、影響を受けた安全機能、発見日、故障日(又は推定される故障日)、安全機能が喪失した期間(又は推定される期間)、他に影響を与えた設備とそれらの安全機能、影響を与えた範囲、故障の原因、安全機能が要求されている期間内に発生したか否か等、実際に講じられた修理等が特定できるようになっていること。</p> <p>(c) 故障は、発見時点で記録され、設備の故障に係る調査の完了後、その内容が反映されていること。</p> <p>d. 運転管理に関連する教育・訓練の例として、以下の事項が挙げられる。</p> <p><u>(a)</u> プロセスに係る安全情報(安全衛生ハザード、関連する製品安全データシート(MSDS)、身体保護具等)</p> <p><u>(b)</u> 作業安全確認(管理区域の出入り、施錠操作禁止札の取付手順、開放プロセス機器、溶接等の作業、危険有害区域に係る出入り規制等)</p> <p><u>(c)</u> プロセスに係る技術情報</p> <p><u>(d)</u> あらゆる段階の運転手順</p> <p><u>(e)</u> 緊急時対応手順(汚染物質等の処理、緊急時対応等)</p> <p><u>(f)</u> 異常時又は非常時の関係機関への報告</p> <p>なお、OJTには、最低限、設備の習熟、ログシートの完成、設備の起動/停止操作、運転条件の確認、運転パラメータの制御、現場での運転手順書の適用が含まれることが望ましい。</p> <p>e. 巡視等において、施設の整頓状態の確認を行う場合は、主に以下の事項に留意する。</p> <p>(a) 有害物質が配置されている区域、特に、臨界防止のための水の使用を制限している区域に保管されている可燃物の管理状況は適切であるか。</p> <p>(b) 高温作業(溶接機器の使用その他の火災又は爆発のリスクを一時的に増大させるおそれのある作業)が実施されている場合、それが認識できるようになっているか。また、資機材等の保管は安全避難通路の妨げにならないか。</p> <p>(c) 従事者の安全又は近傍の核物質の保管管理等に影響を及ぼす可能性のある有害物質を含有し得る容器の管理状況は適切であるか。また、不適切な化学物質の取扱い(例えば、酸と塩基、酸化剤と有機物の分離状況)はないか。核燃料物質又は有害物質の安全な取扱いと保管に関する手順書を従事者が理解し、遵守しているか。</p> <p>(d) 放射線被ばくを可能な限り低減するため、必要に応じて、放射性物質の除染業務が実施されているか。</p> <p>(e) 電動機、ポンプ軸受等の回転部分のように、潤滑及び冷却が必要な機器について潤滑及び冷却機構が動作していること。</p> <p>(f) 現場の系統及び機器の設置・施工状況が、事業者の図書(手順書、技術図書、図面等)と一致していること。</p> <p>(g) システム/機器のサポート、ダンパー等が適切に設置され、所定の機能を満足する状態に</p>	<p>通常状態を逸脱した場合の対応手順等を理解しているか確認する。また、従事者が手順書を遵守する上で必要な力量を有しているか確認する。</p> <p>c. 事業者は、施設の保守記録及び事故記録を作成、維持する上で以下の事項を満たすことが望ましい。</p> <p>(a) 記録は、容易に検索及び識別可能であること。</p> <p>(b) 事故に関する記録は、故障した設備、影響を受けた安全機能、発見日、故障日(又は推定される故障日)、安全機能が喪失した期間(又は推定される期間)、他に影響を与えた設備とそれらの安全機能、影響を与えた範囲、故障の原因、安全機能が要求されている期間内に発生したか否か等、実際に講じられた修理等が特定できるようになっていること。</p> <p>(c) 故障は、発見時点で記録され、設備の故障に係る調査の完了後、その内容が反映されていること。</p> <p>d. 運転管理に関連する教育・訓練の例として、以下の事項が挙げられる。</p> <p><u>a.</u> プロセスに係る安全情報(安全衛生ハザード、関連する製品安全データシート(MSDS)、身体保護具等)</p> <p><u>b.</u> 作業安全確認(管理区域の出入り、施錠操作禁止札の取付手順、開放プロセス機器、溶接等の作業、危険有害区域に係る出入り規制等)</p> <p><u>c.</u> プロセスに係る技術情報</p> <p><u>d.</u> あらゆる段階の運転手順</p> <p><u>e.</u> 緊急時対応手順(汚染物質等の処理、緊急時対応等)</p> <p><u>f.</u> 異常時又は非常時の関係機関への報告</p> <p>なお、OJTには、最低限、設備の習熟、ログシートの完成、設備の起動/停止操作、運転条件の確認、運転パラメータの制御、現場での運転手順書の適用が含まれることが望ましい。</p> <p>e. 巡視等において、施設の整頓状態の確認を行う場合は、主に以下の事項に留意する。</p> <p>(a) 有害物質が配置されている区域、特に、臨界防止のための水の使用を制限している区域に保管されている可燃物の管理状況は適切であるか。</p> <p>(b) 高温作業(溶接機器の使用その他の火災又は爆発のリスクを一時的に増大させるおそれのある作業)が実施されている場合、それが認識できるようになっているか。また、資機材等の保管は安全避難通路の妨げにならないか。</p> <p>(c) 従事者の安全又は近傍の核物質の保管管理等に影響を及ぼす可能性のある有害物質を含有し得る容器の管理状況は適切であるか。また、不適切な化学物質の取扱い(例えば、酸と塩基、酸化剤と有機物の分離状況)はないか。核燃料物質又は有害物質の安全な取扱いと保管に関する手順書を従事者が理解し、遵守しているか。</p> <p>(d) 放射線被ばくを可能な限り低減するため、必要に応じて、放射性物質の除染業務が実施されているか。</p> <p>(e) 電動機、ポンプ軸受等の回転部分のように、潤滑及び冷却が必要な機器について潤滑及び冷却機構が動作していること。</p> <p>(f) 現場の系統及び機器の設置・施工状況が、事業者の図書(手順書、技術図書、図面等)と一致していること。</p> <p>(g) システム/機器のサポート、ダンパー等が適切に設置され、所定の機能を満足する状態に</p>	<p>記載の適正化</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>なっていること。</p> <p>(h) 当該システム／機器が動作するために、動作していることが前提となる系統及び機器(制御用空気等)の機能が維持されていること。</p> <p>(i) 計測器の指示値が正常であること。</p> <p>(j) 機器から異音、異臭、異常な振動等がないこと。</p> <p>(k) 当該システム／機器の周辺において、動作に影響を及ぼすような状況(一時的な作業による障害、扉の可動範囲の阻害、大物の仮置等)がないこと。</p> <p>(l) 高エネルギー配管の破断による波及影響の防止、溢水防護、火災防護等の目的で設置されている壁、扉等が必要に応じて機能する状態にあること。</p> <p>(m) 保全等の理由により系統及び設備の一部が隔離されているような場合、これにより要求される系統／設備の動作に影響を及ぼさないこと。</p> <p>(n) 高エネルギー配管の破断等により厳しい環境にさらされる可能性のある系統及び設備が、厳しい環境下(高温高圧の蒸気にさらされる等)においても動作可能な性能を有していること。</p> <p>(o) 竜巻等による飛来物により損傷を受けるおそれがある系統及び機器が適切に保護されていること。</p> <p>(p) アクセス性が悪く危険が伴う場所(例えば暗渠の配管など)の状況について確認する際には、無理に現場確認を行わず、代替手段で対応する。</p> <p>(q) 事業者の「停止時のリスク管理の計画」、関連業界の経験、および過去のプラント固有の問題をレビューし、重要な安全機能の喪失を防止する低減策/手順を定めていることを確認する。</p> <p>(r) 事業者が、運転上の制限を遵守することにより深層防護を維持することを確認する。</p> <p>(s) 停止計画が、作業の重複、重量物の取扱い、足場の組立て及び火災や内部溢水の可能性によるリスクを考慮していることを確認する。</p> <p>(t) 「停止時のリスク管理の計画」及び該当する運転上の制限に基づき、系統構成が管理されることを確認する。</p> <p>(u) 試験研究用原子炉施設においては、以下の活動を通じて、事業者が停止時の活動を適切に実施していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 降温操作の一部を観察し、運転上の制限に定める温度変化率(冷却率)を遵守していること。 ・ 機器の供用除外中も、事業者が運転上の制限を遵守することにより深層防護を維持していること。 ・ 事業者が「停止時のリスク管理の計画」及び適用される運転上の制限に基づき、系統構成を管理していること。 ・ 炉物理試験の結果をレビューし、炉心の運転特性が設計予測値と一致していること。 <p>(v) 許認可関係図書(事業許可申請書、設工認申請書等)に記載の構造物、系統及び機器が所定の安全機能を実施する能力を有しているか、必要に応じ「BO1040 動作可能性判断及び機能性評価」検査運用ガイドを参照する。</p> <p>(w) 廃止措置中の施設においては、廃止措置実施方針に定める事項や廃止措置計画に記載</p>	<p>なっていること。</p> <p>(h) 当該システム／機器が動作するために、動作していることが前提となる系統及び機器(制御用空気等)の機能が維持されていること。</p> <p>(i) 計測器の指示値が正常であること。</p> <p>(j) 機器から異音、異臭、異常な振動等がないこと。</p> <p>(k) 当該システム／機器の周辺において、動作に影響を及ぼすような状況(一時的な作業による障害、扉の可動範囲の阻害、大物の仮置等)がないこと。</p> <p>(l) 高エネルギー配管の破断による波及影響の防止、溢水防護、火災防護等の目的で設置されている壁、扉等が必要に応じて機能する状態にあること。</p> <p>(m) 保全等の理由により系統及び設備の一部が隔離されているような場合、これにより要求される系統／設備の動作に影響を及ぼさないこと。</p> <p>(n) 高エネルギー配管の破断等により厳しい環境にさらされる可能性のある系統及び設備が、厳しい環境下(高温高圧の蒸気にさらされる等)においても動作可能な性能を有していること。</p> <p>(o) 竜巻等による飛来物により損傷を受けるおそれがある系統及び機器が適切に保護されていること。</p> <p>(p) アクセス性が悪く危険が伴う場所(例えば暗渠の配管など)の状況について確認する際には、無理に現場確認を行わず、代替手段で対応する。</p> <p>(q) 事業者の「停止時のリスク管理の計画」、関連業界の経験、および過去のプラント固有の問題をレビューし、重要な安全機能の喪失を防止する低減策/手順を定めていることを確認する。</p> <p>(r) 事業者が、運転上の制限を遵守することにより深層防護を維持することを確認する。</p> <p>(s) 停止計画が、作業の重複、重量物の取扱い、足場の組立て及び火災や内部溢水の可能性によるリスクを考慮していることを確認する。</p> <p>(t) 「停止時のリスク管理の計画」及び該当する運転上の制限に基づき、系統構成が管理されることを確認する。</p> <p>(u) 試験研究用原子炉施設においては、以下の活動を通じて、事業者が停止時の活動を適切に実施していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 降温操作の一部を観察し、運転上の制限に定める温度変化率(冷却率)を遵守していること。 ・ 機器の供用除外中も、事業者が運転上の制限を遵守することにより深層防護を維持していること。 ・ 事業者が「停止時のリスク管理の計画」及び適用される運転上の制限に基づき、系統構成を管理していること。 ・ 炉物理試験の結果をレビューし、炉心の運転特性が設計予測値と一致していること。 <p>(v) 許認可関係図書(事業許可申請書、設工認申請書等)に記載の構造物、系統及び機器が所定の安全機能を実施する能力を有しているか、必要に応じ「BO1040 動作可能性判断及び機能性評価」検査運用ガイドを参照する。</p> <p>(w) 廃止措置中の施設においては、廃止措置実施方針に定める事項や廃止措置計画に記載</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">された性能維持施設の性能及び維持の状況について確認する。</p> <p>(4) 問題点の特定と解決に関する確認 運転管理に関する問題点の特定と解決に関する確認においては、以下の事項に留意する。</p> <p>a. 不適合のスクリーニングが適当であること。安全重要度の高い設備の故障又は繰り返し発生する故障を特定できていること。また、繰り返し発生する機器故障及びヒューマンエラーについては、傾向の把握や必要なフォローアップができていること。</p> <p>b. 抜き取り確認により、事業者が適切に不適合の重要度を分類しているか、重要度と見合った是正処置が検討され、実施されているかを確認する。</p> <p>c. 設備、従事者の行為、プログラムに係る不適合について、それぞれ適切な判断基準に基づき不適合を特定し、原因の究明及び問題の解決を検討し、必要な措置を実施しているか。</p> <p>d. 安全重要度の高い不適合事象について、適切な会議体等で評価され是正処置を適切に講じているか。</p> <p>e. また、以下の事項を含め、許認可等を遵守しているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常状態から逸脱した事象に対する迅速な確認 ・通常状態から逸脱した事象に係る重要度の評価、関係機関への報告 ・逸脱した運転条件等による影響評価 ・是正処置の完了状況 <p>f. 検査中に教育・訓練に関連する不適合が確認され、潜在的な懸念が示唆される場合、所長は検査対象施設を担当する監視部門の安全規制管理官に報告し、追加検査の実施について判断を仰ぐ。</p> <p>g. 通常時及び事故時の対応手順が許認可と整合しており、その内容が適格に手順書に記載されていることを確認する。また、手順書において、起動、特殊な運転及び停止を含む全ての運転状態に対し、法令、許認可の要求事項並びに事業者自ら定めた基準等が記載されていることを確認する。また、手順書の変更が、事業者の定める品質保証システムに従って行われたことを確認する。</p> <p>h. 手順書において、通常状態を逸脱した運転時に講じられるべき運転停止等の措置に関する対処とその判断基準が、措置を確実に実施する上での必要な事項等を含め、指定されていることを確認する。その際、プロセスの運転上の管理値、異常時における従事者の対応、安全設計のシステム、警報等が考慮されていることを確認する。</p> <p>i. 従事者が常にこれら手順書を利用できる状態であり、また、必要な教育・訓練を受けること等により、対応手順を遵守できる状態にあることを確認する。</p> <p>j. 従事者が手順書を適切に遵守しているか確認する。確認においては、従事者が利用可能な運転手順書のうち、特に臨界防止の管理等に着目し、従事者の実際の運転操作等を観察することによって確認する。また、従事者への聴取により、運転状態、運転パラメータ、安全上の制限値、運転上の管理値、通常状態を逸脱した場合の対応手順等を理解しているか、また、従事者が手順書を遵守する力量を有しているか確認する。</p> <p>6. 参考資料</p>	<p style="text-align: center;">された性能維持施設の性能及び維持の状況について確認する。</p> <p>(4) 問題点の特定と解決に関する確認 運転管理に関する問題点の特定と解決に関する確認においては、以下の事項に留意する。</p> <p>a. 不適合のスクリーニングが適当であること。安全重要度の高い設備の故障又は繰り返し発生する故障を特定できていること。また、繰り返し発生する機器故障及びヒューマンエラーについては、傾向の把握や必要なフォローアップができていること。</p> <p>b. 抜き取り確認により、事業者が適切に不適合の重要度を分類しているか、重要度と見合った是正処置が検討され、実施されているかを確認する。</p> <p>c. 設備、従事者の行為、プログラムに係る不適合について、それぞれ適切な判断基準に基づき不適合を特定し、原因の究明及び問題の解決を検討し、必要な措置を実施しているか。</p> <p>d. 安全重要度の高い不適合事象について、適切な会議体等で評価され是正処置を適切に講じているか。</p> <p>e. また、以下の事項を含め、許認可等を遵守しているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常状態から逸脱した事象に対する迅速な確認 ・通常状態から逸脱した事象に係る重要度の評価、関係機関への報告 ・逸脱した運転条件等による影響評価 ・是正処置の完了状況 <p>f. 検査中に教育・訓練に関連する不適合が確認され、潜在的な懸念が示唆される場合、所長は検査対象施設を担当する監視部門の安全規制管理官に報告し、追加検査の実施について判断を仰ぐ。</p> <p>g. 通常時及び事故時の対応手順が許認可と整合しており、その内容が適格に手順書に記載されていることを確認する。また、手順書において、起動、特殊な運転及び停止を含む全ての運転状態に対し、法令、許認可の要求事項並びに事業者自ら定めた基準等が記載されていることを確認する。また、手順書の変更が、事業者の定める品質保証システムに従って行われたことを確認する。</p> <p>h. 手順書において、通常状態を逸脱した運転時に講じられるべき運転停止等の措置に関する対処とその判断基準が、措置を確実に実施する上での必要な事項等を含め、指定されていることを確認する。その際、プロセスの運転上の管理値、異常時における従事者の対応、安全設計のシステム、警報等が考慮されていることを確認する。</p> <p>i. 従事者が常にこれら手順書を利用できる状態であり、また、必要な教育・訓練を受けること等により、対応手順を遵守できる状態にあることを確認する。</p> <p>j. 従事者が手順書を適切に遵守しているか確認する。確認においては、従事者が利用可能な運転手順書のうち、特に臨界防止の管理等に着目し、従事者の実際の運転操作等を観察することによって確認する。また、従事者への聴取により、運転状態、運転パラメータ、安全上の制限値、運転上の管理値、通常状態を逸脱した場合の対応手順等を理解しているか、また、従事者が手順書を遵守する力量を有しているか確認する。</p> <p>6. 参考資料</p>	

改正後	改正前	改正理由																																																																				
<p>6.1 法令、基準等</p> <p>(1) 再処理施設 再処理施設における保安規定の審査基準</p> <p>(2) 加工施設 加工施設における保安規定の審査基準</p> <p>(3) 試験研究用等原子炉施設 試験研究の用に供する原子炉等における保安規定の審査基準</p> <p>(4) 使用施設 使用施設等における保安規定の審査基準</p> <p>(5) 使用済燃料貯蔵施設 使用済燃料貯蔵施設保安規定の審査基準</p> <p>(6) 廃棄物管理施設 廃棄物管理施設における保安規定の審査基準</p> <p>(7) 廃棄物埋設施設 第二種廃棄物埋設施設における保安規定の審査基準</p> <p>6.2 技術資料等</p> <p>7. 改訂履歴</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>改訂</th> <th>改訂日</th> <th>改訂の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">0</td> <td style="text-align: center;">2020/04/01</td> <td style="text-align: center;">施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;"><u>1</u></td> <td style="text-align: center;"><u>(改正日)</u></td> <td style="text-align: center;"><u>○記載の適正化</u></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>運転管理に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験研究用等原子炉施設</td> <td>試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則</td> <td>第9条及び第11条</td> <td>第15条第1項第6号、及び同条第17号又は第2項第18条</td> </tr> <tr> <td>再処理施設</td> <td>使用済燃料の再処理の事業に関する規則</td> <td>第11条及び第13条</td> <td>第17条第1項第6号、及び同条第1項第17号又は第2項第20号</td> </tr> <tr> <td>加工施設</td> <td>核燃料物質の加工の事業に関する規則</td> <td>第7条の4及び第7条の5</td> <td>第8条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第19号</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵施設</td> <td>使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則</td> <td>第31条及び第33条</td> <td>第37条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第17号</td> </tr> <tr> <td>廃棄物管理施設</td> <td>核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則</td> <td>第29条及び第31条</td> <td>第34条第1項第6号、及び同条第1項第15号又は第2項第17号</td> </tr> </tbody> </table>	改訂	改訂日	改訂の概要	備考	0	2020/04/01	施行		<u>1</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>		原子力施設の種別	規則名	運転管理に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第9条及び第11条	第15条第1項第6号、及び同条第17号又は第2項第18条	再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第11条及び第13条	第17条第1項第6号、及び同条第1項第17号又は第2項第20号	加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4及び第7条の5	第8条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第19号	使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第31条及び第33条	第37条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第17号	廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第29条及び第31条	第34条第1項第6号、及び同条第1項第15号又は第2項第17号	<p>6.1 法令、基準等</p> <p>(1) 再処理施設 再処理施設における保安規定の審査基準</p> <p>(2) 加工施設 加工施設における保安規定の審査基準</p> <p>(3) 試験研究用等原子炉施設 試験研究の用に供する原子炉等における保安規定の審査基準</p> <p>(4) 使用施設 使用施設等における保安規定の審査基準</p> <p>(5) 使用済燃料貯蔵施設 使用済燃料貯蔵施設保安規定の審査基準</p> <p>(6) 廃棄物管理施設 廃棄物管理施設における保安規定の審査基準</p> <p>(7) 廃棄物埋設施設 第二種廃棄物埋設施設における保安規定の審査基準</p> <p>6.2 技術資料等</p> <p>7. 改訂履歴</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>改訂</th> <th>改訂日</th> <th>改訂の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">0</td> <td style="text-align: center;">2020/04/01</td> <td style="text-align: center;">施行</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>運転管理に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験研究用等原子炉施設</td> <td>試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則</td> <td>第9条及び第11条</td> <td>第15条第1項第6号、及び同条第17号又は第2項第18条</td> </tr> <tr> <td>再処理施設</td> <td>使用済燃料の再処理の事業に関する規則</td> <td>第11条及び第13条</td> <td>第17条第1項第6号、及び同条第1項第17号又は第2項第20号</td> </tr> <tr> <td>加工施設</td> <td>核燃料物質の加工の事業に関する規則</td> <td>第7条の4及び第7条の5</td> <td>第8条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第19号</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵施設</td> <td>使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則</td> <td>第31条及び第33条</td> <td>第37条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第17号</td> </tr> <tr> <td>廃棄物管理施設</td> <td>核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則</td> <td>第29条及び第31条</td> <td>第34条第1項第6号、及び同条第1項第15号又は第2項第17号</td> </tr> </tbody> </table>	改訂	改訂日	改訂の概要	備考	0	2020/04/01	施行		原子力施設の種別	規則名	運転管理に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第9条及び第11条	第15条第1項第6号、及び同条第17号又は第2項第18条	再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第11条及び第13条	第17条第1項第6号、及び同条第1項第17号又は第2項第20号	加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4及び第7条の5	第8条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第19号	使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第31条及び第33条	第37条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第17号	廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第29条及び第31条	第34条第1項第6号、及び同条第1項第15号又は第2項第17号	
改訂	改訂日	改訂の概要	備考																																																																			
0	2020/04/01	施行																																																																				
<u>1</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>																																																																				
原子力施設の種別	規則名	運転管理に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																																			
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第9条及び第11条	第15条第1項第6号、及び同条第17号又は第2項第18条																																																																			
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第11条及び第13条	第17条第1項第6号、及び同条第1項第17号又は第2項第20号																																																																			
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4及び第7条の5	第8条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第19号																																																																			
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第31条及び第33条	第37条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第17号																																																																			
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第29条及び第31条	第34条第1項第6号、及び同条第1項第15号又は第2項第17号																																																																			
改訂	改訂日	改訂の概要	備考																																																																			
0	2020/04/01	施行																																																																				
原子力施設の種別	規則名	運転管理に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																																			
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第9条及び第11条	第15条第1項第6号、及び同条第17号又は第2項第18条																																																																			
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第11条及び第13条	第17条第1項第6号、及び同条第1項第17号又は第2項第20号																																																																			
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4及び第7条の5	第8条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第19号																																																																			
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第31条及び第33条	第37条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第17号																																																																			
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第29条及び第31条	第34条第1項第6号、及び同条第1項第15号又は第2項第17号																																																																			

改正後				改正前				改正理由																																																
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第55条及び第59条	第63条第1項第6号、及び同条第1項15号又は第2項第17号	第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第55条及び第59条	第63条第1項第6号、及び同条第1項15号又は第2項第17号	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化																																																
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第16条	第20条第1項第5号、及び同条第1項第17号又は第2項第16号	第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第16条	第20条第1項第5号、及び同条第1項第17号又は第2項第16号																																																	
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条11の7及び第2条11の9	第2条の12第1項第5号、及び同条第1項第15号又は第2項第18号	使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条11の7及び第2条11の9	第2条の12第1項第5号、及び同条第1項第15号又は第2項第18号																																																	
<p>表2 検査要件まとめ表</p> <p>01 試験炉</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>運転管理 (熱出力500kW以上^{*1})</td> <td>1年</td> <td>16</td> <td>275</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転管理 (熱出力500kW以上^{*2})</td> <td>1年</td> <td>5</td> <td>85</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>03</td> <td>運転管理 (熱出力500kW未満)</td> <td>1年</td> <td>2</td> <td>35</td> <td>日常</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの ※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの</p>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	運転管理 (熱出力500kW以上 ^{*1})	1年	16	275	日常	02	運転管理 (熱出力500kW以上 ^{*2})	1年	5	85	日常	03	運転管理 (熱出力500kW未満)	1年	2	35	日常	<p>表2 検査要件まとめ表</p> <p>01 試験炉</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>運転管理 (熱出力500kW以上^{*1})</td> <td>1年</td> <td>16</td> <td>275</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転管理 (熱出力500kW以上^{*2})</td> <td>1年</td> <td>5</td> <td>85</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>03</td> <td>運転管理 (熱出力500kW未満)</td> <td>1年</td> <td>2</td> <td>35</td> <td>日常</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの ※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの</p>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	運転管理 (熱出力500kW以上 ^{*1})	1年	16	275	日常	02	運転管理 (熱出力500kW以上 ^{*2})	1年	5	85	日常	03	運転管理 (熱出力500kW未満)	1年	2	35	日常	
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			
01	運転管理 (熱出力500kW以上 ^{*1})	1年	16	275	日常																																																			
02	運転管理 (熱出力500kW以上 ^{*2})	1年	5	85	日常																																																			
03	運転管理 (熱出力500kW未満)	1年	2	35	日常																																																			
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			
01	運転管理 (熱出力500kW以上 ^{*1})	1年	16	275	日常																																																			
02	運転管理 (熱出力500kW以上 ^{*2})	1年	5	85	日常																																																			
03	運転管理 (熱出力500kW未満)	1年	2	35	日常																																																			
<p>02 再処理</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>運転管理</td> <td>1年</td> <td>10</td> <td>170</td> <td>日常</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	運転管理	1年	10	170	日常	<p>02 再処理</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>運転管理</td> <td>1年</td> <td>10</td> <td>170</td> <td>日常</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	運転管理	1年	10	170	日常																									
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			
01	運転管理	1年	10	170	日常																																																			
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			
01	運転管理	1年	10	170	日常																																																			
<p>03 加工</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>運転管理 (MOX加工)</td> <td>1年</td> <td>8</td> <td>140</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転管理 (ウラン加工)</td> <td>1年</td> <td>8</td> <td>140</td> <td>日常</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	運転管理 (MOX加工)	1年	8	140	日常	02	運転管理 (ウラン加工)	1年	8	140	日常	<p>03 加工</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>運転管理 (MOX加工)</td> <td>1年</td> <td>8</td> <td>140</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転管理 (ウラン加工)</td> <td>1年</td> <td>8</td> <td>140</td> <td>日常</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	運転管理 (MOX加工)	1年	8	140	日常	02	運転管理 (ウラン加工)	1年	8	140	日常													
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			
01	運転管理 (MOX加工)	1年	8	140	日常																																																			
02	運転管理 (ウラン加工)	1年	8	140	日常																																																			
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			
01	運転管理 (MOX加工)	1年	8	140	日常																																																			
02	運転管理 (ウラン加工)	1年	8	140	日常																																																			
<p>04 貯蔵</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>運転管理</td> <td>1年</td> <td>3</td> <td>55</td> <td>日常</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	運転管理	1年	3	55	日常	<p>04 貯蔵</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>運転管理</td> <td>1年</td> <td>3</td> <td>55</td> <td>日常</td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	運転管理	1年	3	55	日常																									
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			
01	運転管理	1年	3	55	日常																																																			
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			
01	運転管理	1年	3	55	日常																																																			
<p>05 管理</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制							<p>05 管理</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																															
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																			

改 正 後						改 正 前						改正理由
01	運転管理	1年	3	55	日常	01	運転管理	1年	3	55	日常	
06 埋設						06 埋設						
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	
01	運転管理	1年	3	55	日常	01	運転管理	1年	3	55	日常	
07 使用(政令該当)						07 使用(政令該当)						
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	
01	運転管理	1年	2	35	日常	01	運転管理	1年	2	35	日常	

基本検査運用ガイド
自然災害防護
(新旧対照表)

改 正 後	改 正 前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">自然災害防護</p> <p style="text-align: center;">(BE0010_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロに規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置（以下「保全に関する措置」という。）における自然災害防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 3 号イで規定する事項（保安規定）のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、外部からの衝撃による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">自然災害防護</p> <p style="text-align: center;">(BE0010_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロに規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置（以下「保全に関する措置」という。）における自然災害防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 3 号イで規定する事項（保安規定）のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、外部からの衝撃による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育</p>	<p>改正に伴う修正</p>

及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

異常気象によって生じる自然災害等*に対する施設の防護対策の準備状況（実際に自然災害等が発生した場合は、防護対策の準備状況に加え、その実施状況を含める。ただし、大規模な自然災害等が発生した場合には、検査官は原子力災害対策に関するマニュアル等に従った対応を優先し、本検査は事後評価としての実施でよい。以下同じ。）について、以下を検査対象とし、自然災害等に係る事業者の防護計画、設備の運転管理及び不適合の是正処置等の適切性を確認する。

- (1) 外部電源及び代替交流電源システムの準備状態
- (2) 季節ごとの極端な気象条件に対する対応策
- (3) 差し迫る悪天候に対する準備状況
- (4) 外部溢水に対する準備状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

※ 近隣施設等の外的要因によって生じる災害も含む。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。なお、検査サンプルは前記3.1の検査対象において(4)が大きなリスクにならない場合は、(1)～(3)から選定してもよい。

4 検査手順

4.1 検査前準備

各事業所における設置又は事業（変更）許可申請書等に規定された「自然災害」の記載事項を理解するとともに、ウォークダウンやリスク情報等による必要な資機材の管理状況及び過去の不適合の是正処置状況等の調査結果から検査対象や検査方法を定め、サンプリングにより事業者の活動状況を確認する。

4.2 検査の実施

自然災害防護等に係る以下について、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等によって運用、対策等が適切であることを確認する。

- (1) 外部電源及び代替交流電源システムの準備状況
 - a. 設備は健全で要求機能を満足すること
 - b. 関連部署との連携が行われること
 - c. 是正処置等を講じた設備の状態
- (2) 季節ごとの極端な気象条件に対する対応策
 - a. 季節ごとに特有な気象条件下でも設備は健全で要求機能を満足すること
 - b. 季節ごとに特有な気象条件下でも設備が要求機能を満足することを評価していること
 - c. 力量を備えた対応要員が配置されていること
 - d. 長期に渡る悪天候に対処する事業者計画

及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

異常気象によって生じる自然災害等*に対する施設の防護対策の準備状況について、以下を検査対象とし、自然災害等に係る事業者の防護計画、設備の運転管理及び不適合の是正処置等の適切性を確認する。

- (1) 外部電源及び代替交流電源システムの準備状態
- (2) 季節ごとの極端な気象条件に対する対応策
- (3) 差し迫る悪天候に対する準備状況
- (4) 外部溢水に対する準備状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

※ 近隣施設等の外的要因によって生じる災害も含む。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。なお、検査サンプルは前記3.1の検査対象において(4)が大きなリスクにならない場合は、(1)～(3)から選定してもよい。

4 検査手順

4.1 検査前準備

各事業所における設置又は事業（変更）許可申請書等に規定された「自然災害」の記載事項を理解するとともに、ウォークダウンやリスク情報等による必要な資機材の管理状況及び過去の不適合の是正処置状況等の調査結果から検査対象や検査方法を定め、サンプリングにより事業者の活動状況を確認する。

4.2 検査の実施

自然災害防護等に係る以下について、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等によって運用、対策等が適切であることを確認する。

- (1) 外部電源及び代替交流電源システムの準備状況
 - a. 設備は健全で要求機能を満足すること
 - b. 関連部署との連携が行われること
 - c. 是正処置等を講じた設備の状態
- (2) 季節ごとの極端な気象条件に対する対応策
 - a. 季節ごとに特有な気象条件下でも設備は健全で要求機能を満足すること
 - b. 季節ごとに特有な気象条件下でも設備が要求機能を満足することを評価していること
 - c. 力量を備えた対応要員が配置されていること
 - d. 長期に渡る悪天候に対処する事業者計画

運用の明確化（実際に自然災害等が発生した場合は、防護対策の実施状況も検査対象に含まれることを明確化）

- (3) 差し迫る悪天候に対する準備状況
 - a. 悪天候に対処するための準備状況が整っていること。
 - b. 長期に渡る悪天候に対処する事業者の計画
 - c. 力量を備えた対応要員が配置されていること
 - d. 悪天候に対処するプラント改造、保守活動等が適切であること

- (4) 外部溢水に対する準備状況
 - a. 外部溢水の対策が整備されていること
 - b. 力量を備えた対応要員が配置され訓練等が行われていること
 - c. 設備、機器等は耐溢水性能が確保されていること

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する検査気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

検査手引は検査を行う上での留意事項等を示すものであるが、再処理施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、廃棄物管理施設、廃棄物埋設施設及び使用施設（以下「核燃料施設等」という。）の一部施設には適用できない場合もあるため、詳細は許認可等関連文書を確認することが必要である。

5.1 外部電源及び代替交流電源システムの準備状況

外部電源と代替交流電源システムの準備状況、両方を運用するための手順等が適切であることについて、以下を確認する。

- (1) 何らかの自然災害等によって外部電源に影響を与える問題が発生した場合の情報交換について、送電の管理部門と事業所との連絡事項に関する取決め及び手順。
 - a. 事象の説明。
 - b. 外部電源が通常の状態に復旧する時期の見積もり。
 - c. 外部電源が通常の状態に復帰したときの事業所への通知。
- (2) 外部電源及び代替交流電源システムの設備の状態（開閉所及び変圧器の状態を含む）に係る是正処置及び現場の状況。
- (3) 代替交流電源システム等の運転において以下への対応がなされていること。
 - a. 事業所の外部電源システムのトリップ（原子炉緊急停止）後の電圧が、安全関連の作業を継続的に実施するために不十分であることを送電の管理部門から連絡を受け、代替交流電源システムを使用する必要がある際にとるべき措置。
 - b. 事業所でのトリップ後の電圧を予測するのが不可能であるときに実施する是正処置。
 - c. 送電システムの能力に影響を与える可能性がある保守活動に係るリスク評価。
 - d. 事業所の対応が送電システムに影響を与える可能性がある場合、又は外部電源に十分な電力を供給する送電システムの能力に疑問が生じた場合、事業所と送電の管理部門との間で要求されるコミュニケーション。

- (3) 差し迫る悪天候に対する準備状況
 - a. 悪天候に対処するための準備状況が整っていること。
 - b. 長期に渡る悪天候に対処する事業者の計画
 - c. 力量を備えた対応要員が配置されていること
 - d. 悪天候に対処するプラント改造、保守活動等が適切であること

- (4) 外部溢水に対する準備状況
 - a. 外部溢水の対策が整備されていること
 - b. 力量を備えた対応要員が配置され訓練等が行われていること
 - c. 設備、機器等は耐溢水性能が確保されていること

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する検査気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

検査手引は、再処理施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、廃棄物管理施設、廃棄物埋設施設及び使用施設（以下「核燃料施設等」という。）の一部施設には適用できない場合もあるため、詳細は許認可等関連文書を確認することが必要である。

5.1 外部電源及び代替交流電源システムの準備状況

外部電源と代替交流電源システムの準備状況、両方を運用するための手順等が適切であることについて、以下を確認する。

- (1) 何らかの自然災害等によって外部電源に影響を与える問題が発生した場合の情報交換について、送電の管理部門と事業所との連絡事項に関する取決め及び手順。
 - a. 事象の説明。
 - b. 外部電源が通常の状態に復旧する時期の見積もり。
 - c. 外部電源が通常の状態に復帰したときの事業所への通知。
- (2) 外部電源及び代替交流電源システムの設備の状態（開閉所及び変圧器の状態を含む）に係る是正処置及び現場の状況。
- (3) 代替交流電源システム等の運転において以下への対応がなされていること。
 - a. 事業所の外部電源システムのトリップ（原子炉緊急停止）後の電圧が、安全関連の作業を継続的に実施するために不十分であることを送電の管理部門から連絡を受け、代替交流電源システムを使用する必要がある際にとるべき措置。
 - b. 事業所でのトリップ後の電圧を予測するのが不可能であるときに実施する是正処置。
 - c. 送電システムの能力に影響を与える可能性がある保守活動に係るリスク評価。
 - d. 事業所の対応が送電システムに影響を与える可能性がある場合、又は外部電源に十分な電力を供給する送電システムの能力に疑問が生じた場合、事業所と送電の管理部門との間で要求されるコミュニケーション。

記載の適正化（記載内容の明示）

- (4)外部電源及び代替交流電源システムの設備状態（開閉所及び変圧器の状態を含む）の調査。
- a. システムを対象とする未処理の作業命令を調査するとともに、不適合に係る是正処置が講じられていること。また、一定のリスクを考慮して是正処置が決定された場合には、是正処置の内容に劣化状態が適切に考慮されていること。
 - b. 事業者とともに現場巡視を実施し、開閉所等外部電源の設備の状態を確認する。

5.2 季節ごとの極端な気象条件への対応策

季節ごとの極端な気象条件に対する対応手順、前年の悪天候の影響を受けた設備等への対応策及び不適合の是正処置の状況等について、以下を確認する。

- (1)悪天候に見舞われても、選定されたシステム（設備及び機器）の機能が失われないことを許認可関連文書等によって確認する他、悪天候に見舞われている間の最終的ヒートシンクの運転及び継続利用するための手順。長期に及ぶ悪天候に対処する事業者計画の適切性。
- (2)悪天候対策手順に記載される運転員等の対応が、重要なシステム（設備及び機器）の対応能力を維持するものであること及び必要な人員配置が規定されていること、並びに運転員が合理的に活動できるようシステムの制御機器、表示装置、機器等の近接性が考慮されていること。
- (3)悪天候の影響を受けるシステム（設備及び機器）が、施設又は設備を停止させるために必要になる場合は、想定される悪天候下でもそのシステムが利用可能であることを事前に評価していること。
- (4)悪天候に見舞われても以下についてシステム（設備及び機器）の機能が失われないこと
 - a. 寒冷気候のときにシステム、構造物及び機器が確実に機能を発揮するよう、防護措置（ヒートトレース、暖房、耐候性の囲い等）が講じられていること。
 - b. 防護措置には、寒冷気候保護機能の支援に必要な計測制御装置や警報機校正プログラムのも含まれ、これらの耐候性機能の物理的状态を検証するためウォークダウンを実施する。
 - c. ディーゼル発電機用燃料油の「曇り点」（油の中にワックスの結晶の曇あるいは霞が出現するときの温度）の仕様が、極端な寒冷気候下でも非常用ディーゼル発電機が利用可能であること。また、それが事業者の試験等によって証明できていること。

5.3 差し迫る悪天候に対する準備状況

差し迫る悪天候から重要なシステム（設備及び機器）を保護するための準備状況について、以下を確認する。

- (1)悪天候になる前及び悪天候に見舞われている間において、影響を受けている状態を対象とする対応策並びに是正処置を含めた準備状況。長期間に及ぶ悪天候に対処する事業者計画の適切性。
- (2)悪天候対策手順に記載される運転員等の対応が、重要なシステム（設備及び機器）の対応能力を維持するものであること及び必要な人員配置が規定されていること、並びに運転員が合理的に活動できるようシステムの制御機器、表示装置、機器等の近接性が考慮されていること。
- (3)悪天候の期間に対処するためのプラントの改造、保守活動（一時的なハザード・バリアの撤去等）、革新技術の採用手順の改訂状況等。運転員による悪天候の対応は、気付かないうちに機器の保守管理に影響を与える可能性があるため、それらの課題を考慮して適切に評価・管理していること。
- (4)悪天候対策手順に記載されている運転員の行動が、必要な設備、機器の即応能力を維持するものであること。

- (4)外部電源及び代替交流電源システムの設備状態（開閉所及び変圧器の状態を含む）の調査。
- a. システムを対象とする未処理の作業命令を調査するとともに、不適合に係る是正処置が講じられていること。また、一定のリスクを考慮して是正処置が決定された場合には、是正処置の内容に劣化状態が適切に考慮されていること。
 - b. 事業者とともに現場巡視を実施し、開閉所等外部電源の設備の状態を確認する。

5.2 季節ごとの極端な気象条件への対応策

季節ごとの極端な気象条件に対する対応手順、前年の悪天候の影響を受けた設備等への対応策及び不適合の是正処置の状況等について、以下を確認する。

- (1)悪天候に見舞われても、選定されたシステム（設備及び機器）の機能が失われないことを許認可関連文書等によって確認する他、悪天候に見舞われている間の最終的ヒートシンクの運転及び継続利用するための手順。長期に及ぶ悪天候に対処する事業者計画の適切性。
- (2)悪天候対策手順に記載される運転員等の対応が、重要なシステム（設備及び機器）の対応能力を維持するものであること及び必要な人員配置が規定されていること、並びに運転員が合理的に活動できるようシステムの制御機器、表示装置、機器等の近接性が考慮されていること。
- (3)悪天候の影響を受けるシステム（設備及び機器）が、施設又は設備を停止させるために必要になる場合は、想定される悪天候下でもそのシステムが利用可能であることを事前に評価していること。
- (4)悪天候に見舞われても以下についてシステム（設備及び機器）の機能が失われないこと
 - a. 寒冷気候のときにシステム、構造物及び機器が確実に機能を発揮するよう、防護措置（ヒートトレース、暖房、耐候性の囲い等）が講じられていること。
 - b. 防護措置には、寒冷気候保護機能の支援に必要な計測制御装置や警報機校正プログラムのも含まれ、これらの耐候性機能の物理的状态を検証するためウォークダウンを実施する。
 - c. ディーゼル発電機用燃料油の「曇り点」（油の中にワックスの結晶の曇あるいは霞が出現するときの温度）の仕様が、極端な寒冷気候下でも非常用ディーゼル発電機が利用可能であること。また、それが事業者の試験等によって証明できていること。

5.3 差し迫る悪天候に対する準備状況

差し迫る悪天候から重要なシステム（設備及び機器）を保護するための準備状況について、以下を確認する。

- (1)悪天候になる前及び悪天候に見舞われている間において、影響を受けている状態を対象とする対応策並びに是正処置を含めた準備状況。長期間に及ぶ悪天候に対処する事業者計画の適切性。
- (2)悪天候対策手順に記載される運転員等の対応が、重要なシステム（設備及び機器）の対応能力を維持するものであること及び必要な人員配置が規定されていること、並びに運転員が合理的に活動できるようシステムの制御機器、表示装置、機器等の近接性が考慮されていること。
- (3)悪天候の期間に対処するためのプラントの改造、保守活動（一時的なハザード・バリアの撤去等）、革新技術の採用手順の改訂状況等。運転員による悪天候の対応は、気付かないうちに機器の保守管理に影響を与える可能性があるため、それらの課題を考慮して適切に評価・管理していること。
- (4)悪天候対策手順に記載されている運転員の行動が、必要な設備、機器の即応能力を維持するものであること。

- a. 予想されている気象条件が出現する前に要求されている監視活動が実施されていること、あるいは予定通り完了していること。
- b. 事業者が機器を対象とした巡視を実施していること、あるいは、機器の機能を維持しておくための措置が講じられていること。

5.4 外部溢水に対する準備状況

悪天候等による外部溢水から重要なシステム（設備及び機器）を保護するための準備状況について、以下を確認する。

- (1) 外部溢水の危険性が差し迫っている間に、溢水防護手順及び対応策の準備が完了していること。なお、対応策には外部（気象庁等）からの情報を活用する手順も含める。
- (2) 運転員の活動が想定されるエリアにおいて、外部溢水に対処するために正常ではない状況（必要とされる運転員の行動が溢水によって制限される又は不可能になる場合を含む）下であっても、緊急的な手順書等によって適切な行動が取れること。可能であれば、外部溢水対応の実働訓練又は机上訓練の確認立会を行う。
- (3) 検査を行う選定エリアのウォークダウンによって、機器の設計特性を観察（予防的保守活動の調査も含む）し、外部溢水に対する準備状況。
 - a. 電線用導管等の溢水線の下にある機器の密封作業において、水密部の点検・補修がメーカー推奨の寿命範囲内で行われていること。
 - b. 溢水発生エリアの床のプラグ、床及び壁の穴及び貫通部の密封作業において、密封剤又はグラウト材の劣化状態を監視するために、材料を検査する手順又はプログラムが実施されていること。
 - c. 溢水エリアの中の水密扉の適切性として、扉の「端部」の隙間調整と密封剤の適切性を確認するとともに、扉の可動部分の損耗と衝撃損傷を確認する。また、水密扉の閉止状態について、保安規定及び社内マニュアルに基づき適切に管理されていること。
 - d. ごみ等によって排水システムあるいはその一部が使用不能になるのを防止するために、排水システムの十分な防護（スクリーン、カバー等）がなされていること。
 - e. 排水ポンプ、水位警報機及び制御回路が動作可能であること（溢水防護機器の保守と校正を含む）。
 - f. 一時的な、あるいは取り外し可能な溢水防壁（ガスケット、砂袋、その他の一時的な防壁）の状態、利用可能性及び品質が適切であること。
 - g. 安全に停止するための最終ヒートシンクへのアクセス経路が確保されていること。
- (4) 溢水のために運転員の行動が制限される等の異常エリアに関して、緊急的な手順等を使用し活動がなされていること。
 - a. 手順あるいは活動が規定どおりに、また要求されている時間内に実施することができるか（例えば、溢水緩和行動（水密扉の閉鎖等）の実施が可能であるか。）。
 - b. 水位及びその水位に伴う作用（波、波の遡上、破片等）は運転員等の行動を害することにならないか。
 - c. その他の要因（機器の利用可能性や人員の配置等）によって、必要な行動の妨げにならないか（活動を行うに当たり十分か）。
 - d. 提案されている行動は、要求されているその他の安全機能に悪影響をもたらすことにはならないか。
 - e. 手順あるいは活動には、警告時間や溢水が差し迫っているという通知に関する考察が含ま

- a. 予想されている気象条件が出現する前に要求されている監視活動が実施されていること、あるいは予定通り完了していること。
- b. 事業者が機器を対象とした巡視を実施していること、あるいは、機器の機能を維持しておくための措置が講じられていること。

5.4 外部溢水に対する準備状況

悪天候等による外部溢水から重要なシステム（設備及び機器）を保護するための準備状況について、以下を確認する。

- (1) 外部溢水の危険性が差し迫っている間に、溢水防護手順及び対応策の準備が完了していること。なお、対応策には外部（気象庁等）からの情報を活用する手順も含める。
- (2) 運転員の活動が想定されるエリアにおいて、外部溢水に対処するために正常ではない状況（必要とされる運転員の行動が溢水によって制限される又は不可能になる場合を含む）下であっても、緊急的な手順書等によって適切な行動が取れること。可能であれば、外部溢水対応の実働訓練又は机上訓練の確認立会を行う。
- (3) 検査を行う選定エリアのウォークダウンによって、機器の設計特性を観察（予防的保守活動の調査も含む）し、外部溢水に対する準備状況。
 - a. 電線用導管等の溢水線の下にある機器の密封作業において、水密部の点検・補修がメーカー推奨の寿命範囲内で行われていること。
 - b. 溢水発生エリアの床のプラグ、床及び壁の穴及び貫通部の密封作業において、密封剤又はグラウト材の劣化状態を監視するために、材料を検査する手順又はプログラムが実施されていること。
 - c. 溢水エリアの中の水密扉の適切性として、扉の「端部」の隙間調整と密封剤の適切性を確認するとともに、扉の可動部分の損耗と衝撃損傷を確認する。また、水密扉の閉止状態について、保安規定及び社内マニュアルに基づき適切に管理されていること。
 - d. ごみ等によって排水システムあるいはその一部が使用不能になるのを防止するために、排水システムの十分な防護（スクリーン、カバー等）がなされていること。
 - e. 排水ポンプ、水位警報機及び制御回路が動作可能であること（溢水防護機器の保守と校正を含む）。
 - f. 一時的な、あるいは取り外し可能な溢水防壁（ガスケット、砂袋、その他の一時的な防壁）の状態、利用可能性及び品質が適切であること。
 - g. 安全に停止するための最終ヒートシンクへのアクセス経路が確保されていること。
- (4) 溢水のために運転員の行動が制限される等の異常エリアに関して、緊急的な手順等を使用し活動がなされていること。
 - a. 手順あるいは活動が規定どおりに、また要求されている時間内に実施することができるか（例えば、溢水緩和行動（水密扉の閉鎖等）の実施が可能であるか。）。
 - b. 水位及びその水位に伴う作用（波、波の遡上、破片等）は運転員等の行動を害することにならないか。
 - c. その他の要因（機器の利用可能性や人員の配置等）によって、必要な行動の妨げにならないか（活動を行うに当たり十分か）。
 - d. 提案されている行動は、要求されているその他の安全機能に悪影響をもたらすことにはならないか。
 - e. 手順あるいは活動には、警告時間や溢水が差し迫っているという通知に関する考察が含ま

れているか。

f. 手順には、事業所が溢水に見舞われている期間に関する考察及び溢水の時間的長さに対する適切な考慮（例えば、必要な消耗品の利用可能性に対する考慮）が含まれているか。

(5)不適合管理において、緩和システム及びその支援システムに影響を与える可能性がある自然現象の問題を確認し、適切な時期にそれらの問題の解決に向けた対策が講じられていること。是正処置の履歴を調査し講じた処置の適切性及び有効性。悪天候及び特定の気象による影響を緩和する設備及び機器の使用が有用となる可能性。

5.5 検査対象共通の確認項目

各検査対象に共通する以下を確認する。

- (1) 自然災害等発生時の安全活動に係るマニュアル類が維持管理されていること。
- (2) 自然災害等の発生時における施設の保全活動に必要な要員の確保、及び要員の教育訓練が適切に実施されていること。
- (3) 教育訓練結果の評価が行なわれ必要な改善等の措置がとられていること。

6 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- (2) 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- (3) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- (4) 核燃料施設等の審査基準、評価ガイド等

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
2		○運用の明確化 ・実際に自然災害等が発生した場合は、防護対策の実施状況も検査対象に含まれることを明確化（3検査要件） ○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第5号、第14号及び第15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第16号及び第3項第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第15号及び第2項第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関	第12条	第17条第1項第15号及

れているか。

f. 手順には、事業所が溢水に見舞われている期間に関する考察及び溢水の時間的長さに対する適切な考慮（例えば、必要な消耗品の利用可能性に対する考慮）が含まれているか。

(5)不適合管理において、緩和システム及びその支援システムに影響を与える可能性がある自然現象の問題を確認し、適切な時期にそれらの問題の解決に向けた対策が講じられていること。是正処置の履歴を調査し講じた処置の適切性及び有効性。悪天候及び特定の気象による影響を緩和する設備及び機器の使用が有用となる可能性。

5.5 検査対象共通の確認項目

各検査対象に共通する以下を確認する。

- (1) 自然災害等発生時の安全活動に係るマニュアル類が維持管理されていること。
- (2) 自然災害等の発生時における施設の保全活動に必要な要員の確保、及び要員の教育訓練が適切に実施されていること。
- (3) 教育訓練結果の評価が行なわれ必要な改善等の措置がとられていること。

6 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- (2) 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- (3) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- (4) 核燃料施設等の審査基準、評価ガイド等

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第5号、第14号及び第15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第16号及び第3項第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第15号及び第2項第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関	第12条	第17条第1項第15号及

改正に伴う修正

	する規則		び第2項第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第14号及び第2項第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第14号及び第2項第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第30条	第34条第1項第13号及び第2項第14号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第58条の2	第63条第1項第13号及び第2項第14号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第17条の2	第20条第1項第15号及び第2項第13号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の8	第2条の12第1項第13号及び第2項第15号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第7条
研究開発段階発電用原子炉施設	第7条
試験研究用等原子炉施設	第8条
再処理施設	第8条
加工施設	第8条
使用済燃料貯蔵施設	第9条
特定廃棄物管理施設	第8条
特定第一種廃棄物埋設施設	第8条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第8条

表3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	4	40	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	4	40	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制

	する規則		び第2項第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第14号及び第2項第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第14号及び第2項第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第30条	第34条第1項第13号及び第2項第14号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第58条の2	第63条第1項第13号及び第2項第14号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第17条の2	第20条第1項第15号及び第2項第13号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の8	第2条の12第1項第13号及び第2項第15号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第7条
研究開発段階発電用原子炉施設	第7条
試験研究用等原子炉施設	第8条
再処理施設	第8条
加工施設	第8条
使用済燃料貯蔵施設	第9条
特定廃棄物管理施設	第8条
特定第一種廃棄物埋設施設	第8条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第8条

表3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	4	40	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	4	40	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制

01	自然災害防護 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	2	20	日常
02	自然災害防護 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	1	10	日常
03	自然災害防護 (熱出力500kw未満)	1年	1	5	日常

※1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	4	40	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護 (MOX加工)	1年	3	25	日常
02	自然災害防護 (ウラン加工)	1年	2	20	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	1	5	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	1	5	日常

01	自然災害防護 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	2	20	日常
02	自然災害防護 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	1	10	日常
03	自然災害防護 (熱出力500kw未満)	1年	1	5	日常

※1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	4	40	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護 (MOX加工)	1年	3	25	日常
02	自然災害防護 (ウラン加工)	1年	2	20	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	1	5	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	1	5	日常

基本検査運用ガイド 内部溢水防護 (新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">内部溢水防護</p> <p style="text-align: center;">(BE0030_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2. 検査目的 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「法」という。）、第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置（以下「保全に関する措置」という。）における内部溢水防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される施設内における</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">内部溢水防護</p> <p style="text-align: center;">(BE0030_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2. 検査目的 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「法」という。）、第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置（以下「保全に関する措置」という。）における内部溢水防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される施設内における</p>	<p>改正に伴う修正</p>

溢水等による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

内部溢水は、別添－1 内部溢水とリスクの考え方に示すように、複数の安全上重要な装置・システムが動作不能になったり、緩和、復旧のための人的活動に支障をきたす可能性があることから、以下を検査対象に選定する。

- (1) 溢水事象から安全機能を確実に維持するために防護すべき設備（以下「防護すべき設備」という。）と、防護すべき設備が設置される区画及び中央制御室並びに現場操作が必要な設備が設置（アクセス通路を含む）されたエリア（以下「溢水評価区画」という。）。
- (2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

溢水評価区画と防護すべき設備及び浸水等によるリスク上重要なケーブルについて、ウォークダウンやリスク情報を活用しサンプリングにより検査対象を選定するとともに、許認可関連文書、事業者マニュアル、検査に関連する過去の不適合の是正処置状況等の情報を収集し、検査方針、検査のポイント等をまとめておく。

4.2 検査実施

検査に当たっては、内部溢水防護のための計画が策定され、「防護すべき設備（ケーブル含む）」及び「溢水評価区画」の健全性が維持され、リスク分析の想定条件との一致性等について関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。

- (1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性
 - a. 許認可関連文書等により施設の溢水評価区画及びウォークダウンによる取水施設を含めた内部溢水の影響を受けやすいエリアの調査。
 - b. 設備の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能、発電炉にあつては使用済燃料の冷却機能等、核燃料施設にあつては火災・爆発、臨界等の防止機能等を有する設備、これらの設備について適切な溢水防護対策が講じられ、溢水事象が発生しても設備

溢水等による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

内部溢水は、別添－1 内部溢水とリスクの考え方に示すように、複数の安全上重要な装置・システムが動作不能になったり、緩和、復旧のための人的活動に支障をきたす可能性があることから、以下を検査対象に選定する。

- (1) 溢水事象から安全機能を確実に維持するために防護すべき設備（以下「防護すべき設備」という。）と、防護すべき設備が設置される区画及び中央制御室並びに現場操作が必要な設備が設置（アクセス通路を含む）されたエリア（以下「溢水評価区画」という。）。
- (2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

溢水評価区画と防護すべき設備及び浸水等によるリスク上重要なケーブルについて、ウォークダウンやリスク情報を活用しサンプリングにより検査対象を選定するとともに、許認可関連文書、事業者マニュアル、検査に関連する過去の不適合の是正処置状況等の情報を収集し、検査方針、検査のポイント等をまとめておく。

4.2 検査実施

検査に当たっては、内部溢水防護のための計画が策定され、「防護すべき設備（ケーブル含む）」及び「溢水評価区画」の健全性が維持され、リスク分析の想定条件との一致性等について関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。

- (1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性
 - a. 許認可関連文書等により施設の溢水評価区画及びウォークダウンによる取水施設を含めた内部溢水の影響を受けやすいエリアの調査。
 - b. 設備の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能、発電炉にあつては使用済燃料の冷却機能等、核燃料施設にあつては火災・爆発、臨界等の防止機能等を有する設備、これらの設備について適切な溢水防護対策が講じられ、溢水事象が発生しても設備

の健全性が確保されること。

- c. 防護すべき設備のあるエリアにおいては、防水扉、堰、ドレン排水等の溢水防護対策が講じられ、それらの機能が劣化していないこと。
- d. 防護すべき設備が結露水、浸水等の内部溢水等により悪影響を受けないこと。

(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

- a. 結露水、浸水等の内部溢水の悪影響を受けやすいケーブルの設置場所を配線図面等で確認し、悪影響を受けてもケーブルの健全性が確保されること。
- b. 防護すべき設備に使用されるケーブルは、仕様、耐環境性、水分による損傷等が考慮され、アクセスが困難場所では排水・乾燥、監視等が行われていること。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する安全機能に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 事前調査時の留意事項

(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性

- a. 事業者の文書（工事計画認可申請書、技術検討書、系統図、単線結線図、設備の設計図書、内部溢水防護を運用するに当たって使用する社内文書等）、原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドを確認し、必要に応じて専門的知識や経験を有する検査官からも意見を求め、取水施設を含めた内部溢水の影響を最も受けやすいエリアを特定する。
- b. 「溢水評価区画」の設計基準の溢水レベルを示す事業者の文書を確認する。また、過去の溢水事象の問題に関する報告書と是正処置を確認する。
- c. リスク上重要な「防護すべき設備」及び「溢水評価区画（構造物、系統、部品を含んだ）」を確認し、エリアを選択する。
- d. 「溢水評価区画」に資機材の仮置きがある場合等、評価値より水位が上昇することによる影響を確認する。

(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

- a. アクセスが難しい電力ケーブル又は地下電力ケーブルの劣化状況について、事業者の検査、試験及び保全計画等を確認する。

の健全性が確保されること。

- c. 防護すべき設備のあるエリアにおいては、防水扉、堰、ドレン排水等の溢水防護対策が講じられ、それらの機能が劣化していないこと。
- d. 防護すべき設備が結露水、浸水等の内部溢水等により悪影響を受けないこと。

(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

- a. 結露水、浸水等の内部溢水の悪影響を受けやすいケーブルの設置場所を配線図面等で確認し、悪影響を受けてもケーブルの健全性が確保されること。
- b. 防護すべき設備に使用されるケーブルは、仕様、耐環境性、水分による損傷等が考慮され、アクセスが困難場所では排水・乾燥、監視等が行われていること。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する安全機能に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 事前調査時の留意事項

(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性

- a. 事業者の文書（工事計画認可申請書、技術検討書、系統図、単線結線図、設備の設計図書、内部溢水防護を運用するに当たって使用する社内文書等）、原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドを確認し、必要に応じて専門的知識や経験を有する検査官からも意見を求め、取水施設を含めた内部溢水の影響を最も受けやすいエリアを特定する。
- b. 「溢水評価区画」の設計基準の溢水レベルを示す事業者の文書を確認する。また、過去の溢水事象の問題に関する報告書と是正処置を確認する。
- c. リスク上重要な「防護すべき設備」及び「溢水評価区画（構造物、系統、部品を含んだ）」を確認し、エリアを選択する。
- d. 「溢水評価区画」に資機材の仮置きがある場合等、評価値より水位が上昇することによる影響を確認する。

(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

- a. アクセスが難しい電力ケーブル又は地下電力ケーブルの劣化状況について、事業者の検査、試験及び保全計画等を確認する。

- b. 溢水状態の間に水没を起こし易い場所、結露や湿潤による水分にさらされるケーブル、水没や湿気に起因する故障や劣化の影響を受け易いケーブルを図面及びウォークダウン等により選択する。
- c. 事業所に展開されるケーブルの種類、故障のし易さ、劣化の影響の受け易さ、水分による損傷のし易さ、及びアクセスできないケーブル並びに地下ケーブルに対する排水・乾燥操作、監視、性能試験の効果反映等事業者の活動を確認する。

5.2 検査実施時の留意事項

a. 発電用原子炉施設

(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性

- a. 選択したエリア又は部屋の現場巡視によって「防護すべき設備」及び「溢水評価区画」の健全性が維持されていることを確認する。巡視に当たっては予防保全活動状況を含めて確認する他、設計管理の観点で以下を確認する。

- (a) サンプ水位や水密扉状態等の溢水に係る警報の有無。
- (b) 設計基準の内部溢水の評価水位より低い位置にある装置（電線管等）の密封状態（コーキング処理）、配管貫通部及び電線管貫通部の止水処理状態。
- (c) 装置の電路（ケーブルトレイ、電線管）、床孔、溢水区画の床と壁の貫通部分の密封状態。
- (d) 「溢水評価区画」（溢水区間）の隔離用に設置された、床ドレン配管及びチェックバルブを含めた共通の排水システム及びドレンタンクの管理状態。
- (e) ゴミ等による排水ポンプの停止を防止するため、排水システム（スクリーン・カバー）が適切に管理され、ポンプエリアには床ドレンの閉塞がないこと。
- (f) 溢水対策として設置された、水密扉、堰、壁、空調ダクトの止水ダンパ、建屋内配水系の逆流防止（フロート式逆流防止弁）等の健全性。
- (g) 「防護すべき設備」の保守と校正（例えば、排水ポンプの動作可能性、水位警報及び制御回路の健全性）の適切性。
- (h) 分析又は適切に保守されていないソース（可撓型配管の伸縮継手の故障、防火システムスプリンクラーの破損、屋根の漏水、給水ラインの故障）の影響で内部溢水の発生源となるドレンタンク等の管理状態。
- (i) 緊急時運転要領書（EOP）活動の実施に必要な重要な装置が、EOP で述べた溢水事象向けに計算された室内最大水位より下に配置されていないこと。
（該当する場合）
- (j) 一時的な、又は取り外し可能な溢水バリア（パッキン、ガスケット等）の状態と入手のし易さ。（特注品で長納期の予備品の保管を含む）
- (k) 蒸気影響を緩和する検出器等の防護カバー、特定温度検出器の設置状況。

- b. 使用済燃料冷却系統が運転中かつ、補給水源からの給水が可能であることを確認する。

- b. 溢水状態の間に水没を起こし易い場所、結露や湿潤による水分にさらされるケーブル、水没や湿気に起因する故障や劣化の影響を受け易いケーブルを図面及びウォークダウン等により選択する。
- c. 事業所に展開されるケーブルの種類、故障のし易さ、劣化の影響の受け易さ、水分による損傷のし易さ、及びアクセスできないケーブル並びに地下ケーブルに対する排水・乾燥操作、監視、性能試験の効果反映等事業者の活動を確認する。

5.2 検査実施時の留意事項

a. 発電用原子炉施設

(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性

- a. 選択したエリア又は部屋の現場巡視によって「防護すべき設備」及び「溢水評価区画」の健全性が維持されていることを確認する。巡視に当たっては予防保全活動状況を含めて確認する他、設計管理の観点で以下を確認する。

- (a) サンプ水位や水密扉状態等の溢水に係る警報の有無。
- (b) 設計基準の内部溢水の評価水位より低い位置にある装置（電線管等）の密封状態（コーキング処理）、配管貫通部及び電線管貫通部の止水処理状態。
- (c) 装置の電路（ケーブルトレイ、電線管）、床孔、溢水区画の床と壁の貫通部分の密封状態。
- (d) 「溢水評価区画」（溢水区間）の隔離用に設置された、床ドレン配管及びチェックバルブを含めた共通の排水システム及びドレンタンクの管理状態。
- (e) ゴミ等による排水ポンプの停止を防止するため、排水システム（スクリーン・カバー）が適切に管理され、ポンプエリアには床ドレンの閉塞がないこと。
- (f) 溢水対策として設置された、水密扉、堰、壁、空調ダクトの止水ダンパ、建屋内配水系の逆流防止（フロート式逆流防止弁）等の健全性。
- (g) 「防護すべき設備」の保守と校正（例えば、排水ポンプの動作可能性、水位警報及び制御回路の健全性）の適切性。
- (h) 分析又は適切に保守されていないソース（可撓型配管の伸縮継手の故障、防火システムスプリンクラーの破損、屋根の漏水、給水ラインの故障）の影響で内部溢水の発生源となるドレンタンク等の管理状態。
- (i) 緊急時運転要領書（EOP）活動の実施に必要な重要な装置が、EOP で述べた溢水事象向けに計算された室内最大水位より下に配置されていないこと。
（該当する場合）
- (j) 一時的な、又は取り外し可能な溢水バリア（パッキン、ガスケット等）の状態と入手のし易さ。（特注品で長納期の予備品の保管を含む）
- (k) 蒸気影響を緩和する検出器等の防護カバー、特定温度検出器の設置状況。

- b. 使用済燃料冷却系統が運転中かつ、補給水源からの給水が可能であることを確認する。

- c. 定期的実施している教育・訓練の実施状況を確認し、溢水事象発生時には非常用の手順が遵守され、運転員の活動が適切であることを確認する。
- d. 保守管理計画に基づき実施している防護すべき設備、溢水評価区画及び関連する資機材の試験・検査、点検の実施状況。
- e. 検査官は、検査の効率化と事業者負担軽減ため、エリア選定及び事業者の同行を事前に調整する。

(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

- a. 凝縮、湿潤、浸水又は湿気が原因の損傷による地下ケーブルの故障や劣化の履歴がある場合は、年間のサンプルを追加し、「防護すべき設備」を停止させるケーブルを含めた1～2つのケーブル配線エリア又は場所（地下バンカー・マンホール、ケーブル配線用溝、ケーブルトラフ、地上及び地下ダクトバンク、地中埋設室、地表より下の建物のケーブル導入ポイント他）を確認する。
 - (a) 実行可能な場合は、直接観察によってケーブルが水没していないことを検査する。乾燥したエリアの場合、以前の浸水を示す証拠（壁の水の痕跡、ケーブルトレイのゴミ他）の現在の状態を確認する。ケーブルが水没している又は以前の浸水を示す証拠がある場合、実用炉監視部門に相談の上確認を続け、環境悪化又はプラントの安全性に及ぼす影響の度合いを判断する。
なお、実行不可能な場合は、担当監視部門と協議する。
 - (b) 直接観察によってケーブル又は端子に損傷がないことを検証する。また、ケーブル支持構造物の状態を観察する。ケーブル又は端子、支持構造物に劣化が確認された場合には健全性を確認する。
 - (c) 該当する場合、適切な排水装置（サンプポンプ）の動作を確認し、「防護すべき設備」が水没しないように水位警報回路が正しく設定されていること。
 - (d) 可能であれば、排水装置（サンプポンプ）が適切に運転されており、かつ水位警報回路の設定値が適切であり、これらによってケーブルが水没しないこと確認する。排水装置が設置されていない場合、（それでも）排水路があり、これが当該ケーブル施工エリアで機能することを見極める。排水装置も排水路も無い場合は、ケーブルの運転環境が（プラント）製造業者の設計仕様及び品質基準に合致していること（＝「水没しても機能する仕様となっていること」を指す）を確認する。
 - (e) （延長運転期間内のプラント）著しい湿気が確認された場合、事業者はケーブルを乾燥状態に保つ措置を講じていること、ケーブルの経年変化管理プログラム等によってケーブルの劣化を評価していることを確認する。
- b. アクセスが困難なエリア（地下トレンチ等）は光ファイバー等の機器を使用するか、他の代替機能による間接的確認を認める。
- c. ケーブル配線エリア内に配置されたケーブルの状態を判断しやすくするため、検査状況を詳細に記載する。

- c. 定期的実施している教育・訓練の実施状況を確認し、溢水事象発生時には非常用の手順が遵守され、運転員の活動が適切であることを確認する。
- d. 保守管理計画に基づき実施している防護すべき設備、溢水評価区画及び関連する資機材の試験・検査、点検の実施状況。
- e. 検査官は、検査の効率化と事業者負担軽減ため、エリア選定及び事業者の同行を事前に調整する。

(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

- a. 凝縮、湿潤、浸水又は湿気が原因の損傷による地下ケーブルの故障や劣化の履歴がある場合は、年間のサンプルを追加し、「防護すべき設備」を停止させるケーブルを含めた1～2つのケーブル配線エリア又は場所（地下バンカー・マンホール、ケーブル配線用溝、ケーブルトラフ、地上及び地下ダクトバンク、地中埋設室、地表より下の建物のケーブル導入ポイント他）を確認する。
 - (a) 実行可能な場合は、直接観察によってケーブルが水没していないことを検査する。乾燥したエリアの場合、以前の浸水を示す証拠（壁の水の痕跡、ケーブルトレイのゴミ他）の現在の状態を確認する。ケーブルが水没している又は以前の浸水を示す証拠がある場合、実用炉監視部門に相談の上確認を続け、環境悪化又はプラントの安全性に及ぼす影響の度合いを判断する。
なお、実行不可能な場合は、担当監視部門と協議する。
 - (b) 直接観察によってケーブル又は端子に損傷がないことを検証する。また、ケーブル支持構造物の状態を観察する。ケーブル又は端子、支持構造物に劣化が確認された場合には健全性を確認する。
 - (c) 該当する場合、適切な排水装置（サンプポンプ）の動作を確認し、「防護すべき設備」が水没しないように水位警報回路が正しく設定されていること。
 - (d) 可能であれば、排水装置（サンプポンプ）が適切に運転されており、かつ水位警報回路の設定値が適切であり、これらによってケーブルが水没しないこと確認する。排水装置が設置されていない場合、（それでも）排水路があり、これが当該ケーブル施工エリアで機能することを見極める。排水装置も排水路も無い場合は、ケーブルの運転環境が（プラント）製造業者の設計仕様及び品質基準に合致していること（＝「水没しても機能する仕様となっていること」を指す）を確認する。
 - (e) （延長運転期間内のプラント）著しい湿気が確認された場合、事業者はケーブルを乾燥状態に保つ措置を講じていること、ケーブルの経年変化管理プログラム等によってケーブルの劣化を評価していることを確認する。
- b. アクセスが困難なエリア（地下トレンチ等）は光ファイバー等の機器を使用するか、他の代替機能による間接的確認を認める。
- c. ケーブル配線エリア内に配置されたケーブルの状態を判断しやすくするため、検査状況を詳細に記載する。

d. 検査の過程で課題が特定され又は疑問が生じた場合は、検査官は必要に応じて専門検査官に状況を連絡し判断するための支援を受ける。

b. 核燃料施設等

下記に記載されている視点は、一般的に重要と考えられる視点の例示であり、詳細は事業者の許認可事項等の内容を踏まえて確認する。

- (1) 溢水による臨界の防止及び核燃料物質の閉じ込め機能の喪失を防止する観点から、第1種管理区域において粉末状の核燃料物質を取り扱う設備・機器、核燃料物質によって汚染された物を取り扱う設備・機器及び第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備に係る溢水防護対策の実施状況を確認する。
- (2) 溢水による火災・爆発の発生を防止する観点から、高温で可燃性ガスを取り扱う連続焼結炉の制御に必要な電気・計装盤の溢水防護対策の状況及び現場操作の適切性を確認する。
- (3) 溢水の拡大防止対策として、地震加速度を検知した時点で作動する給水ポンプの自動停止機能や溢水源となる各系統の緊急遮断弁の状況を確認する。
- (4) 核燃料物質を取り扱う核的制限値を設定した設備・機器等の溢水による臨界防止として、内部溢水に対し許容没水高さより高い位置に設置されていることを確認する。
- (5) 減速条件を管理する設備・機器については、火災時の消火水等の被水に対し水密性を有する閉じ込め弁、遮水板及び防水カバー等の状況を確認する。
- (6) 閉じ込め機能喪失防止として、第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備等は、内部溢水に対し没水しない状況であること、火災時の消火水等の被水に対する遮水板又は防水カバーの状況を確認する。
- (7) 外部への溢水の漏えい対策として、溢水防護区画境界にある扉等の開口部の堰の状況を確認する。
- (8) 溢水の拡大防止対策として、溢水源近傍又は溢水経路に設置されている漏水検知器の状況を確認する。
- (9) 被水によって電気火災が発生する又は機能喪失するおそれがある電気・計装盤については、漏電遮断器の状況、防水カバー又は電源を遮断する措置の状況を確認する。

6. 参考資料

- (1) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
- (2) 核燃料施設等の事業規則、許認可関連文書

○改正履歴

改訂	改訂日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

d. 検査の過程で課題が特定され又は疑問が生じた場合は、検査官は必要に応じて専門検査官に状況を連絡し判断するための支援を受ける。

b. 核燃料施設等

下記に記載されている視点は、一般的に重要と考えられる視点の例示であり、詳細は事業者の許認可事項等の内容を踏まえて確認する。

- (1) 溢水による臨界の防止及び核燃料物質の閉じ込め機能の喪失を防止する観点から、第1種管理区域において粉末状の核燃料物質を取り扱う設備・機器、核燃料物質によって汚染された物を取り扱う設備・機器及び第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備に係る溢水防護対策の実施状況を確認する。
- (2) 溢水による火災・爆発の発生を防止する観点から、高温で可燃性ガスを取り扱う連続焼結炉の制御に必要な電気・計装盤の溢水防護対策の状況及び現場操作の適切性を確認する。
- (3) 溢水の拡大防止対策として、地震加速度を検知した時点で作動する給水ポンプの自動停止機能や溢水源となる各系統の緊急遮断弁の状況を確認する。
- (4) 核燃料物質を取り扱う核的制限値を設定した設備・機器等の溢水による臨界防止として、内部溢水に対し許容没水高さより高い位置に設置されていることを確認する。
- (5) 減速条件を管理する設備・機器については、火災時の消火水等の被水に対し水密性を有する閉じ込め弁、遮水板及び防水カバー等の状況を確認する。
- (6) 閉じ込め機能喪失防止として、第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備等は、内部溢水に対し没水しない状況であること、火災時の消火水等の被水に対する遮水板又は防水カバーの状況を確認する。
- (7) 外部への溢水の漏えい対策として、溢水防護区画境界にある扉等の開口部の堰の状況を確認する。
- (8) 溢水の拡大防止対策として、溢水源近傍又は溢水経路に設置されている漏水検知器の状況を確認する。
- (9) 被水によって電気火災が発生する又は機能喪失するおそれがある電気・計装盤については、漏電遮断器の状況、防水カバー又は電源を遮断する措置の状況を確認する。

6. 参考資料

- (3) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
- (4) 核燃料施設等の事業規則、許認可関連文書

○改正履歴

改訂	改訂日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

1	2022/06/16	○記載の適正化	
2	(改正日)	○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第5号、第14号及び15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第16号及び第3項第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第15号及び第2項第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第15号及び第2項第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第14号及び第2項第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第14号及び第2項第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第30条	第34条第1項第13号及び第2項第14号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第58条の2	第63条第1項第13号及び第2項第14号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第17条の2	第20条第1項第15号及び第2項第13号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の8	第2条の12第1項第13号及び第2項第15号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第12条
研究開発段階発電用原子炉施設	第12条
試験研究用等原子炉施設	第19条
再処理施設	第12条
加工施設	第12条
使用済燃料貯蔵施設	—
特定廃棄物管理施設	—
特定第一種廃棄物埋設施設	—
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第13条

1	2022/06/16	○記載の適正化	
---	------------	---------	--

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第5号、第14号及び15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第16号及び第3項第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第15号及び第2項第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第15号及び第2項第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第14号及び第2項第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第14号及び第2項第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第30条	第34条第1項第13号及び第2項第14号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第58条の2	第63条第1項第13号及び第2項第14号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第17条の2	第20条第1項第15号及び第2項第13号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の8	第2条の12第1項第13号及び第2項第15号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第12条
研究開発段階発電用原子炉施設	第12条
試験研究用等原子炉施設	第19条
再処理施設	第12条
加工施設	第12条
使用済燃料貯蔵施設	—
特定廃棄物管理施設	—
特定第一種廃棄物埋設施設	—
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第13条

改正に伴う修正

表3 検査要件まとめ表

本検査はユニット（原子炉）を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	1	15	日常
02	内部溢水防護 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	1	5	日常
03	内部溢水防護 (熱出力500kw未満)	1年	1	5	日常

※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (MOX加工)	1年	1	20	日常
02	内部溢水防護 (ウラン加工)	1年	1	15	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

表3 検査要件まとめ表

本検査はユニット（原子炉）を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	1	15	日常
02	内部溢水防護 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	1	5	日常
03	内部溢水防護 (熱出力500kw未満)	1年	1	5	日常

※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (MOX加工)	1年	1	20	日常
02	内部溢水検査 (ウラン加工)	1年	1	15	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

記載の適正化（誤記）

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

別紙－1 内部溢水とリスクの考え方（実用発電用原子炉施設の例）

監視領域	検査の目的	リスク考慮の考え方	例
起因事象	起因事象を引き起こす可能性のある内部溢水の特定 選定したケーブル配線エリアについて、浸水に至らしめる要因とその期間の特定	共通要因故障の潜在的可能性 溢水区画間のバリア 未解析の内部溢水発生源 溢水時に水没するエリア 湿気による損傷によって、保守規則に定めるリスク上重要な機器が使用不能となるケーブル劣化	高流量かつ低圧力システムのエキスパンション接続部の保守が十分であること 消火用スプリンクラーの保守 大容量を有する水システムにおいて、試験時に通常と異なる系統構成となっている場合 ケーブルの等級と品質が、水没の状態が想定されていることと整合していること 想定される水没状態において、水没の可能性のあるケーブルは、非活線となると見なす
緩和系	安全に停止するための機器の機能を喪失に至らしめる内部溢水事象の特定 溢水時に浸水すると疑われるケーブル引き回し区画(若しくは、復水や被水によって湿気環境に露出する可能性のある場所)の特定。	消火水、補機冷却海水系、補機冷却水などの高水量・低圧システム（特にエキスパンション接続部がある部位） 保守規則の範囲にあるリスク上重要な機器を機能不全に至らしめる原因となりえる湿分によるケーブルの劣化・損傷	扉、サンプポンプ及び警報 原子炉停止に必要な電気設備の内、溢水時に水没するもののシーリングが十分であること 異なる溢水区間に共通するオープンドレインシステムの逆止弁 ケーブルの等級と品質が、水没の状態が想定されていることと整合していること 想定される水没状態において、水没の可能性のあるケーブルは、非活線となると見なす

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

別紙－1 内部溢水とリスクの考え方（実用発電用原子炉施設の例）

監視領域	検査の目的	リスク考慮の考え方	例
起因事象	起因事象を引き起こす可能性のある内部溢水の特定 選定したケーブル配線エリアについて、浸水に至らしめる要因とその期間の特定	共通要因故障の潜在的可能性 溢水区画間のバリア 未解析の内部溢水発生源 溢水時に水没するエリア 湿気による損傷によって、保守規則に定めるリスク上重要な機器が使用不能となるケーブル劣化	高流量かつ低圧力システムのエキスパンション接続部の保守が十分であること 消火用スプリンクラーの保守 大容量を有する水システムにおいて、試験時に通常と異なる系統構成となっている場合 ケーブルの等級と品質が、水没の状態が想定されていることと整合していること 想定される水没状態において、水没の可能性のあるケーブルは、非活線となると見なす
緩和系	安全に停止するための機器の機能を喪失に至らしめる内部溢水事象の特定 溢水時に浸水すると疑われるケーブル引き回し区画(若しくは、復水や被水によって湿気環境に露出する可能性のある場所)の特定。	消火水、補機冷却海水系、補機冷却水などの高水量・低圧システム（特にエキスパンション接続部がある部位） 保守規則の範囲にあるリスク上重要な機器を機能不全に至らしめる原因となりえる湿分によるケーブルの劣化・損傷	扉、サンプポンプ及び警報 原子炉停止に必要な電気設備の内、溢水時に水没するもののシーリングが十分であること 異なる溢水区間に共通するオープンドレインシステムの逆止弁 ケーブルの等級と品質が、水没の状態が想定されていることと整合していること 想定される水没状態において、水没の可能性のあるケーブルは、非活線となると見なす

基本検査運用ガイド
緊急時対応の準備と保全
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">緊急時対応の準備と保全</p> <p style="text-align: center;">(BE0050_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、再処理、加工） 「非常時の対応」（試験炉、貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置（以下「保全に関する措置」という。）における緊急時対応の準備と保全の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項（保安規定）のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、重大事故等対処設備及び緊急時対策所並びに多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（試験研究用等原子炉施設及び使用施設等に限る。）に必要な措置基準の遵守状況を確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、教育訓</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">緊急時対応の準備と保全</p> <p style="text-align: center;">(BE0050_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、再処理、加工） 「非常時の対応」（試験炉、貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置（以下「保全に関する措置」という。）における緊急時対応の準備と保全の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項（保安規定）のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、重大事故等対処設備及び緊急時対策所並びに多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（試験研究用等原子炉施設及び使用施設等に限る。）に必要な措置基準の遵守状況を確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、教育訓</p>	<p>改正に伴う修正</p>

練、機材・設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練（緊急時、非常時、重大事故等対処、大規模損壊対処に関する訓練の準備及び実施。以下同じ。）に係る一連の活動と、それを踏まえた保全活動（設計管理を含む。以下同じ。）を確認するものとし、以下を検査対象とする。

(1) 緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練のパフォーマンス

(2) 緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練の自己評価

(3) 緊急時、非常時、重大事故等対処、大規模損壊対処（特定重大事故等対処施設を含む。以下同じ。）に関する機材・設備の保全活動

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

許認可関連文書、保安規定、事業者等のマニュアル、安全活動状況及び不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウンやリスク情報等を活用して検査対象及び検査方法を定め、サンプリングによって事業者の活動を確認する。

4.1 検査前準備

(1) 事業者のCAPプログラムに「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」上の問題があるかどうかを確認する。

(2) 前回の検査の実施以降の保安規定の改定箇所を確認し、非常時マニュアル等を確認する。

(3) 想定される事象の自己評価において特定した全ての「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」に関連する是正処置の有効性及び完了時期の適時性（安全上の重要度に応じた合理的な時間）について確認する。

(4) 訓練でのコメント文書のサンプル（訓練報告書、記録、気付き事項リスト等）を確認して、「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の問題点が適切に特定され、是正されていることを確認する。

(5) 訓練でのコメントから「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の是正処置のサンプルを抜き出し、その有効性及び完了時期の適時性について確認する。

(6) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の内部監査の計画を確認し、必要に応じて実施状況を確認する。

(7) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」を自己評価した結果、そこから抽出した水平展開及び完了時期の適時性を確認する。

(8) 緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対処設備（特定重大事故等対処施設を含む）の保全計画等を確認する。

練、機材・設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練（重大事故等及び大規模損壊対応を含む。）に係る一連の評価等活動とそれを踏まえた対応準備、保全活動（設計管理を含む。）を確認するものとし、以下を検査対象とする。

(1) 訓練等におけるパフォーマンス

(2) 訓練等の自己評価

(3) 緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応（特定重大事故等対処施設を含む）の機材・設備の保全活動

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

許認可関連文書、保安規定、事業者等のマニュアル、安全活動状況及び不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウンやリスク情報等を活用して検査対象及び検査方法を定め、サンプリングによって事業者の活動を確認する。

4.1 検査前準備

(1) 事業者のCAPプログラムに「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」上の問題があるかどうかを確認する。

(2) 前回の検査の実施以降の保安規定の改定箇所を確認し、非常時マニュアル等を確認する。

(3) 想定される事象の自己評価において特定した全ての「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」に関連する是正処置の有効性及び完了時期の適時性（安全上の重要度に応じた合理的な時間）について確認する。

(4) 訓練でのコメント文書のサンプル（訓練報告書、記録、気付き事項リスト等）を確認して、「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の問題点が適切に特定され、是正されていることを確認する。

(5) 訓練でのコメントから「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の是正処置のサンプルを抜き出し、その有効性及び完了時期の適時性について確認する。

(6) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の内部監査の計画を確認し、必要に応じて実施状況を確認する。

(7) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」を自己評価した結果、そこから抽出した水平展開及び完了時期の適時性を確認する。

(8) 緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対処設備（特定重大事故等対処施設を含む）の保全計画等を確認する。

記載の適正化（3 検査要件、4 検査手順、5 検査手引の整合）

(9) 緊急時対策所の保全状況を確認する。

4.2 検査実施

本検査では、緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練に係る一連の活動と、それを踏まえた保全活動について以下を確認する。

(1) 緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練のパフォーマンス

緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練の実施時に、事業者の活動を確認する。

(2) 緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練の自己評価

緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練の実施後に、事業者が行う自己評価を確認し、準備・訓練時の実施時に確認した事業者の活動と照らして、事業者が適切に評価を行っているかを確認する。

(3) 緊急時、非常時、重大事故等対処、大規模損壊対処に関する機材・設備の保全活動

緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練の自己評価を踏まえ、必要に応じた設計管理が適切な手順に従って行われ、それらからの要求が検査対象とする機材・設備と整合し、適切な保全活動がなされていることを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する検査気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査前準備に係る留意事項

- (1) 事業者の是正処置プログラム（CAP）文書の確認については、以下の領域における文書類のサンプルを確認して、問題点が捕捉され是正処置プログラム（CAP）入力が適切に分類分け・優先順位付けされていることを確認する。
 - a. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」における是正処置プログラム（CAP）の状況
 - b. 実際の事象発生時又は訓練（SA 訓練等）の実施時に生じる「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の問題点及びパフォーマンス劣化を特定する。
 - c. 内部監査の計画を確認し、必要に応じて実施状況を確認する。
 - d. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の検討状況
 - e. 評価の実施に当たり、評価を実施する責任は複数の部署に割り当ててもよい。（例えば、監査については QA 部門、実践訓練については非常時対応準備部門、シミュレーター訓練については運転訓練部門等）
 - f. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」関連の是正処置の内、実際の事象発生時の自己評価の結果とみなすものをすべて検討し、事業者の是正処置を確認する場合は、以下を参考にする。

(9) 緊急時対策所の保全状況を確認する。

4.2 検査実施

本検査では、事業者が行う緊急時、非常時等の対応に係る自己評価活動、対応準備、関連保全活動について以下を確認する。

(1) 訓練等における事象に対する事業者のパフォーマンス

訓練等における事業者のパフォーマンスを確認し、事象に対する準備の状況や自己評価に係る情報を収集する。

(2) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応」等の訓練に関する自己評価

「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応」等の訓練に関して事業者が行う自己評価を確認し、重大事故等対処設備等の改造工事等、保全活動への反映等を確認する。

(3) 重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設、緊急時対策所等の保全活動

自己評価結果等から得られた情報を元に、必要に応じた設計管理が適切な手順に従って行われ、それらからの要求が検査対象とする設備等と整合し、適切な保全活動がなされていることを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する検査気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査前準備に係る留意事項

- (1) 事業者の是正処置プログラム（CAP）文書の確認については、以下の領域における文書類のサンプルを確認して、問題点が捕捉され是正処置プログラム（CAP）入力が適切に分類分け・優先順位付けされていることを確認する。
 - a. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」における是正処置プログラム（CAP）の状況
 - b. 実際の事象発生時又は訓練（SA 訓練等）の実施時に生じる「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の問題点及びパフォーマンス劣化を特定する。
 - c. 内部監査の計画を確認し、必要に応じて実施状況を確認する。
 - d. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の検討状況
 - e. 評価の実施に当たり、評価を実施する責任は複数の部署に割り当ててもよい。（例えば、監査については QA 部門、実践訓練については非常時対応準備部門、シミュレーター訓練については運転訓練部門等）
 - f. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」関連の是正処置の内、実際の事象発生時の自己評価の結果とみなすものをすべて検討し、事業者の是正処置を確認する場合は、以下を参考にする。

記載の適正化（3 検査要件、4 検査手順、5 検査手引の整合）

記載の適正化（(1)～(3)の記載内容の重複を整理）

- (a) 適時性（安全上の重要度に応じた合理的な時間であった）
- (b) 有効性が確保されていること。

5.2 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項

(1) **緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練におけるパフォーマンス**

- a. 実際の事象発生時の保安規定に関連する文書を前回の検査以降について収集し、以下の点について確認する。
 - (a) 保安規定に関連する文書
(なお、通報様式は保安規定に直接関連しないが、対象として確認する。)
 - (b) 記録の完全性及び正確性
 - (c) チェックリストの適切性
- b. 実際の事象発生に関する資料を閲覧し、以下の点の可否について判断する。
 - (a) 事業者によって保安規定の要求事項に従い有効に実施されていること。
 - (b) 分類、通知に適時性があり、かつ正確に実施されている。
 注記： 実際の事象発生時の保安規定の実施に関する検査を事象発生後に実施してもよい。
- c. 実際の事象発生の記録に対する検査官の評価を事業者の自己評価と比較して、事業者がすべての「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の問題点を適切に特定して是正処置プログラム（CAP）に記録したかどうかを判断する。
- d. 実際の事象発生の対応に関して、検査官によって記録された評価等を確認し、その情報から事業者の準備状況や保全に繋がる自己評価等の情報を抽出・確認する。

(2) **緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練の自己評価**

- a. 分類、通知及びパフォーマンス指標の入力値がそれぞれ是正処置プログラム（CAP）に適正に記録されていること。
- b. 分類、通知及びチェックリストを一貫して正確に使用していること。
- c. 訓練の評価とシナリオをまとめた、一貫性のある文書類であること。
- d. 評価プロセスで、パフォーマンスの弱点を適切に特定していること。
- e. 訓練の評価、パフォーマンス指標の問題など、実際に関する効率性及び適時性に対する自己評価から抽出した是正処置のサンプルを確認する場合は、以下を参考にする。また、是正処置は完全であるが、有効性が十分でないように見える場合は、パフォーマンス改善にかかる時間の延長を考慮してもよい。そうすれば、今後の訓練で、そのような改善がみられることが期待できる。パフォーマンスの強化又は改善のために事業者が取った行動の有効性は評価する必要がない。
 - (a) 検査項目又は傾向が繰り返し発生していることを検出した場合は、以下の事項に従う。
 - i. 是正処置によって再発防止されてきたかどうかを判断する。訓練の弱点の修正に失敗しているかどうかの判定には、問題点及びその問題点が認められる是正処置の詳細な検討が必要である。
 - ii. 事業者が問題の傾向又は再発を特定し、その内容を是正処置に組み入れたかどうかを判断する。問題の再発が1度目である場合は、是正処置に有効性がない

- (a) 適時性（安全上の重要度に応じた合理的な時間であった）
- (b) 有効性が確保されていること。

5.2 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項

(1) **訓練等における事象に対する事業者のパフォーマンス**

- a. 実際の事象発生時の保安規定に関連する文書を前回の検査以降について収集し、以下の点について確認する。
 - (a) 保安規定に関連する文書
(なお、通報様式は保安規定に直接関連しないが、対象として確認する。)
 - (b) 記録の完全性及び正確性
 - (c) チェックリストの適切性
- b. 実際の事象発生に関する資料を閲覧し、以下の点の可否について判断する。
 - (a) 事業者によって保安規定の要求事項に従い有効に実施されていること。
 - (b) 分類、通知に適時性があり、かつ正確に実施されている。
 注記： 実際の事象発生時の保安規定の実施に関する検査を事象発生後に実施してもよい。
- c. 実際の事象発生の記録に対する検査官の評価を事業者の自己評価と比較して、事業者がすべての「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の問題点を適切に特定して是正処置プログラム（CAP）に記録したかどうかを判断する。
- d. 実際の事象発生の対応に関して、検査官によって記録された評価等を確認し、その情報から事業者の準備状況や保全に繋がる自己評価等の情報を抽出・確認する。

(2) **「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応」等の訓練に関する自己評価**

- a. 分類、通知及びパフォーマンス指標の入力値がそれぞれ是正処置プログラム（CAP）に適正に記録されていること。
- b. 分類、通知及びチェックリストを一貫して正確に使用していること。
- c. 訓練の評価とシナリオをまとめた、一貫性のある文書類であること。
- d. 評価プロセスで、パフォーマンスの弱点を適切に特定していること。
- e. 訓練の評価、パフォーマンス指標の問題など、実際に関する効率性及び適時性に対する自己評価から抽出した是正処置のサンプルを確認する場合は、以下を参考にする。また、是正処置は完全であるが、有効性が十分でないように見える場合は、パフォーマンス改善にかかる時間の延長を考慮してもよい。そうすれば、今後の訓練で、そのような改善がみられることが期待できる。パフォーマンスの強化又は改善のために事業者が取った行動の有効性は評価する必要がない。
 - (a) 検査項目又は傾向が繰り返し発生していることを検出した場合は、以下の事項に従う。
 - i. 是正処置によって再発防止されてきたかどうかを判断する。訓練の弱点の修正に失敗しているかどうかの判定には、問題点及びその問題点が認められる是正処置の詳細な検討が必要である。
 - ii. 事業者が問題の傾向又は再発を特定し、その内容を是正処置に組み入れたかどうかを判断する。問題の再発が1度目である場合は、是正処置に有効性がない

記載の適正化（3 検査要件、4 検査手順、5 検査手引の整合）

記載の適正化（3 検査要件、4 検査手順、5 検査手引の整合）

と機械的に決定すべきでない。逆に言えば、問題点の証明に一度成功したとしても、必ずしも是正処置が有効であると判断してはならない。

- (b) 弱点の解決が明白に失敗したことが観察された場合は、以下の事項に従う。
 - i. 問題点に対処するための特別な是正処置を検討すること。また、現実起きた事象、訓練及び訓練成果において、同様な問題点が生じた類似事象を検討すること。
 - ii. 同様な問題点に重点を置いた検査サイクルのパフォーマンス指標、是正処置、自己評価及び検査記録を調査する。
 - iii. その問題点に対して実施された是正処置を調査する。
 - iv. 問題の全記録に基づいて是正処置の有効性を評価する。同様の活動でパフォーマンス上の問題が再発しているパターンがあるかどうかを特定するために（そのようなパターンがあれば、その他の有効性に欠ける是正処置も特定できる）、過去の是正処置を調査して、現在の問題の全体像を把握する。

(c) 装置や施設に対する是正処置又は「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の領域ごとの是正処置のサンプルを適宜選び、以下の事項の調査を綿密に行う。

- i. 是正処置報告書（完了文書）
- ii. 取られた是正処置
- iii. 現場で実施された是正処置と、是正処置報告書（完了文書）の整合性

(d) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の特定領域で是正処置が講じられていないと指摘された場合、（例えば、現場業務監視チームの技能やチーム・メンバーの能力）、検査官はその領域が保安規定を遵守しているか検査するよう求めることができる。所定の領域で是正処置の欠如が特定されるということは評価プロセスに問題が存在する可能性がある。

f. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」に対する監査結果について以下を参考に確認する。

- (a) 監査の妥当性を評価する。
- (b) 検討対象としてその他の「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の監査領域から是正処置のサンプルを選ぶ。

g. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」に対する自己評価の是正処置の確認については、以下を参考にする。

- (a) その他の「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の自己評価の資料から抽出した是正処置のサンプルを検討すること。調査内容の例を以下に示す。
 - i. 訓練のパフォーマンスに関する品質保証(QA)評価
 - ii. 原子力防災組織の準備状況
 - iii. 重大事故等対処設備の準備状況

- (b) 是正処置サンプルを選定し、その対応について検討すること
- (c) 事業者の是正処置の適時性及び効率性の可否を判定すること

h. 重大事故等対処設備の保全の確認は、以下を参考にする。

(3) 緊急時、非常時、重大事故等対処、大規模損壊対処に関する機材・設備の保全活動

と機械的に決定すべきでない。逆に言えば、問題点の証明に一度成功したとしても、必ずしも是正処置が有効であると判断してはならない。

- (b) 弱点の解決が明白に失敗したことが観察された場合は、以下の事項に従う。
 - i. 問題点に対処するための特別な是正処置を検討すること。また、現実起きた事象、訓練及び訓練成果において、同様な問題点が生じた類似事象を検討すること。
 - ii. 同様な問題点に重点を置いた検査サイクルのパフォーマンス指標、是正処置、自己評価及び検査記録を調査する。
 - iii. その問題点に対して実施された是正処置を調査する。
 - iv. 問題の全記録に基づいて是正処置の有効性を評価する。同様の活動でパフォーマンス上の問題が再発しているパターンがあるかどうかを特定するために（そのようなパターンがあれば、その他の有効性に欠ける是正処置も特定できる）、過去の是正処置を調査して、現在の問題の全体像を把握する。

(c) 装置や施設に対する是正処置又は「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の領域ごとの是正処置のサンプルを適宜選び、以下の事項の調査を綿密に行う。

- i. 是正処置報告書（完了文書）
- ii. 取られた是正処置
- iii. 現場で実施された是正処置と、是正処置報告書（完了文書）の整合性

(d) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の特定領域で是正処置が講じられていないと指摘された場合、（例えば、現場業務監視チームの技能やチーム・メンバーの能力）、検査官はその領域が保安規定を遵守しているか検査するよう求めることができる。所定の領域で是正処置の欠如が特定されるということは評価プロセスに問題が存在する可能性がある。

f. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」に対する監査結果について以下を参考に確認する。

- (a) 監査の妥当性を評価する。
- (b) 検討対象としてその他の「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の監査領域から是正処置のサンプルを選ぶ。

g. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」に対する自己評価の是正処置の確認については、以下を参考にする。

- (a) その他の「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の自己評価の資料から抽出した是正処置のサンプルを検討すること。調査内容の例を以下に示す。
 - i. 訓練のパフォーマンスに関する品質保証(QA)評価
 - ii. 原子力防災組織の準備状況
 - iii. 重大事故等対処設備の準備状況

- (b) 是正処置サンプルを選定し、その対応について検討すること
- (c) 事業者の是正処置の適時性及び効率性の可否を判定すること

h. 重大事故等対処設備の保全の確認は、以下を参考にする。

(3) 重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設、緊急時対策所等の保全活動

記載の適正化（3
検査要件、4 検査

- a. 重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設のサーベイランス記録等を調査し、以下の事項の可否を判定する。
- (a)稼働しない機器を補うための対策が妥当であったかどうか
 - (b)報告義務をすべて満たしているかどうか
 - (c)必要な機器類（自給式呼吸器、連絡用機器、コンピュータなど）が機能し、認可・検定の要求事項を満たしていること。
- b. 緊急時対策所の保全状況の確認は、以下を参考にする。
- (a)現状と過去の状況の記録によって確認し、緊急時対策所の居住性の適合性に関する保安規定が遵守されていること。（現状は、立会ってもよい）
 - (b)施設の役割の遂行に必要な機器類が配備されており、数量的に十分であること。
 - (c)緊急時対策所の電源供給が、規制要求事項を満足していること。
- c. 設計に係る検査については、BM0100 設計管理の検査運用ガイドを参考にできる。

- a. 重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設のサーベイランス記録等を調査し、以下の事項の可否を判定する。
- (a)稼働しない機器を補うための対策が妥当であったかどうか
 - (b)報告義務をすべて満たしているかどうか
 - (c)必要な機器類（自給式呼吸器、連絡用機器、コンピュータなど）が機能し、認可・検定の要求事項を満たしていること。
- b. 緊急時対策所の保全状況の確認は、以下を参考にする。
- (a)現状と過去の状況の記録によって確認し、緊急時対策所の居住性の適合性に関する保安規定が遵守されていること。（現状は、立会ってもよい）
 - (b)施設の役割の遂行に必要な機器類が配備されており、数量的に十分であること。
 - (c)緊急時対策所の電源供給が、規制要求事項を満足していること。
- c. 設計に係る検査については、BM0100 設計管理の検査運用ガイドを参考にできる。

手順、5 検査手引の整合)

6 参考資料

実用発電用原子炉、核燃料施設等の規則、審査基準、許認可関連文書

6 参考資料

実用発電用原子炉、核燃料施設等の規則、審査基準、許認可関連文書

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①特定重大事故等対処施設を含むことを明確化（3.1検査対象、4. 検査手順） ○記載の適正化	2021/07/21 表紙修正
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①特定重大事故等対処施設を含むことを明確化（3.1検査対象、4. 検査手順） ○記載の適正化	2021/07/21 表紙修正

改正に伴う修正

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号、第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号、第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号、第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号、第 15 号及び第 16 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 10 条	第 15 条第 1 項第 5 号、第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 5 号、第 14 号及び第 15 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号、第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号、第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 5 号、第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号、第 15 号及び第 16 号

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号、第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号、第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号、第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号、第 15 号及び第 16 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 10 条	第 15 条第 1 項第 5 号、第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 5 号、第 14 号及び第 15 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号、第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号、第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 5 号、第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号、第 15 号及び第 16 号

使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 32 条	第 37 条第 1 項第 5 号, 第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 13 号及び第 14 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 30 条	第 34 条第 1 項第 5 号, 第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 13 号及び第 14 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 5 号, 第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 13 号及び第 14 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の 2	第 20 条第 1 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 12 号及び第 13 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条 11 の 8	第 2 条の 12 第 1 項第 4 号, 第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 46 条、 <u>第 53 条</u> 、第 54 条及び第 76 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 45 条、 <u>第 55 条</u> 、第 56 条及び第 76 条
試験研究用等原子炉施設	第 39 条、第 58 条及び第 70 条で準用する第 58 条の規定
再処理施設	第 30 条、第 36 条及び第 50 条
加工施設	第 30 条及び第 38 条
使用済燃料貯蔵施設	—
特定廃棄物管理施設	—
特定第一種廃棄物埋設施設	—
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 27 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2 年	1	20	日常

02 研開炉

使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 32 条	第 37 条第 1 項第 5 号, 第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 13 号及び第 14 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 30 条	第 34 条第 1 項第 5 号, 第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 13 号及び第 14 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 5 号, 第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 13 号及び第 14 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の 2	第 20 条第 1 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 12 号及び第 13 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条 11 の 8	第 2 条の 12 第 1 項第 4 号, 第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 46 条、 <u>第 54 条</u> 及び第 76 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 45 条、 <u>第 56 条</u> 及び第 76 条
試験研究用等原子炉施設	第 39 条、第 58 条及び第 70 条で準用する第 58 条の規定
再処理施設	第 30 条、第 36 条及び第 50 条
加工施設	第 30 条及び第 38 条
使用済燃料貯蔵施設	—
特定廃棄物管理施設	—
特定第一種廃棄物埋設施設	—
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 27 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2 年	1	20	日常

02 研開炉

記載の適正化（本文との整合し、特定重大事故等施設を追加）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	20	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全 (熱出力500kw以上※ ¹)	2年	1	10	日常
02	緊急時対応の準備と保全 (熱出力500kw以上※ ²)	2年	1	5	日常
03	緊急時対応の準備と保全 (熱出力500kw未満)	2年	1	5	日常

※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	20	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全 (MOX加工)	2年	1	15	日常
02	緊急時対応の準備と保全 (ウラン加工)	2年	1	10	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	20	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全 (熱出力500kw以上※ ¹)	2年	1	10	日常
02	緊急時対応の準備と保全 (熱出力500kw以上※ ²)	2年	1	5	日常
03	緊急時対応の準備と保全 (熱出力500kw未満)	2年	1	5	日常

※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	20	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全 (MOX加工)	2年	1	15	日常
02	緊急時対応の準備と保全 (ウラン加工)	2年	1	10	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

基本検査運用ガイド
重大事故等対応要員の能力維持
(新旧対照表)

また、重大事故等対処設備の使用を開始するに当たって、あらかじめ必要な教育及び訓練を実施されていることが必要となるため、その状況も確認する。なおこれらの訓練は、当該施設の使用前事業者検査の終了までに（必要に応じて一部使用承認等の手続きがとられることもある）実施される必要がある。

3 検査要件

原子力施設内における、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故等が発生した場合（以下、「重大事故等発生時」という。）及び大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより原子力施設に大規模な損壊が生じた場合（以下、「大規模損壊発生時」という。）は、実用発電用原子炉にあっては炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損による放射性物質の拡散、再処理施設にあっては臨界事故、蒸発乾固、使用済燃料の著しい損傷、有機溶媒その他の物質による火災又は爆発、放射性物質等の漏えい、加工施設にあっては臨界事故及び核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失等の発生のおそれがある。これらから原子力施設等を保護するための活動は、迅速かつ的確に行なわれる必要があり、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応するすべての要員は、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し、指示又は遂行するための能力が必要となる。

このため、事業者は上記に対応するための教育及び訓練を実施しており、検査官はこれらの実施内容、実施状況、過去の問題点の改善状況等を検査する。また、附属書1における優先順位決定に関するガイダンス「検査追加分野の優先度の決定」を考慮し、検査を効率的に行うための計画を作成して事業者の様々な活動を検査する。

3.1 検査対象

検査は、事業者が実施する重大事故等発生時（非常の措置を含む。）、大規模損壊発生時に対応する要員への教育及び訓練を検査対象とし、以下の適切性を確認する。

(1) 重大事故等発生時に**係る**力量の維持向上のための教育及び訓練

(2) 重大事故等発生時に**係る**成立性の**確認訓練（運転シミュレータによる成立性の確認訓練を含む。）**

(3) 大規模損壊発生時に**係る**力量の維持向上のための教育及び訓練

(4) 大規模損壊発生時に**係る**技術的能力の確認訓練（指揮者等、消防隊、APC 訓練）

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

なお、重大事故等発生時に**係る**力量の維持向上のための教育及び訓練並びに成立性の確認訓練については、四半期ごとに検査を実施することを目安に検査可能な範囲で数多くサンプルを選択する。

4 検査手順

附属書1 検査追加分野の優先度の決定を参考に、ウォークダウンやリスク情報等を活用して検査方針、検査計画等を定め、サンプリングによって事業者の活動を観察する。

4.1 検査前準備

前項3.1の検査対象別に以下に示す情報等を収集し整理する。

また、重大事故等対処設備の使用を開始するに当たって、あらかじめ必要な教育及び訓練を実施されていることが必要となるため、その状況も確認する。なおこれらの訓練は、当該施設の使用前事業者検査の終了までに（必要に応じて一部使用承認等の手続きがとられることもある）実施される必要がある。

3 検査要件

原子力施設内における、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故等が発生した場合（以下、「重大事故等発生時」という。）及び大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより原子力施設に大規模な損壊が生じた場合（以下、「大規模損壊発生時」という。）は、実用発電用原子炉にあっては炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損による放射性物質の拡散、再処理施設にあっては臨界事故、蒸発乾固、使用済燃料の著しい損傷、有機溶媒その他の物質による火災又は爆発、放射性物質等の漏えい、加工施設にあっては臨界事故及び核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失等の発生のおそれがある。これらから原子力施設等を保護するための活動は、迅速かつ的確に行なわれる必要があり、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応するすべての要員は、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し、指示又は遂行するための能力が必要となる。

このため、事業者は上記に対応するための教育及び訓練を実施しており、検査官はこれらの実施内容、実施状況、過去の問題点の改善状況等を検査する。また、附属書1における優先順位決定に関するガイダンス「検査追加分野の優先度の決定」を考慮し、検査を効率的に行うための計画を作成して事業者の様々な活動を検査する。

3.1 検査対象

検査は、事業者が実施する重大事故等発生時（非常の措置を含む。）、大規模損壊発生時に対応する要員への教育及び訓練を検査対象とし、以下の適切性を確認する。

(1) 重大事故等発生時に**対応の**力量の維持向上のための教育及び訓練

(2) 重大事故等発生時に**対応の**成立性の**確認訓練**

(3) 大規模損壊発生時に**対応の**力量の維持向上のための教育及び訓練

(4) 大規模損壊発生時に**対応の**技術的能力の確認訓練（指揮者等、消防隊、APC 訓練）

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

なお、重大事故等発生時に**対応の**力量の維持向上のための教育及び訓練並びに成立性の確認訓練については、四半期ごとに検査を実施することを目安に検査可能な範囲で数多くサンプルを選択する。

4 検査手順

附属書1 検査追加分野の優先度の決定を参考に、ウォークダウンやリスク情報等を活用して検査方針、検査計画等を定め、サンプリングによって事業者の活動を観察する。

4.1 検査前準備

前項3.1の検査対象別に以下に示す情報等を収集し整理する。

記載の適正化（誤記）

運用の明確化（運転シミュレータによる成立性の確認訓練は、B01070 運転員能力ではなく、当ガイドの検査対象であることを明確化）

記載の適正化（誤記）

(1) 前回の教育及び訓練評価等の確認

前回の教育及び訓練の評価書を入手して内容を確認し、事象の分類及び判断、関係機関への通知、放出される放射能及び事象に対応する要員の線量評価、事象に対応する要員への放射線防護処置の指示、教育及び訓練の問題点の改善等の活動及びそれらの準備状況について問題点を特定する。

(2) 検査対象の教育及び訓練内容の確認

検査対象の教育及び訓練の予定表を入手して内容を確認し、設置又は事業（変更）許可書の要件及び保安規定に定める想定時間を確認する。

(3) 検査対象設備の確認

検査前に、訓練対象の設備、機器又はモックアップ装置が使用できる状態で訓練計画が立案されていることを確認する。また、模擬操作、モックアップ装置等の評価についても確認する。

4.2 検査実施

(1) 重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練

a. 前回の教育及び訓練の評価

- (a) 検査官によって確認した全ての問題点について、事業者が実施する評価に含まれていることを確認する。
- (b) 事業者による評価の不適合は、記録して重大性を確認し、評価を行う。
- (c) 事象の分類及び判断、関係機関への通報又は連絡、放出される放射能及び対応する要員の線量評価、放射線防護処置の指示等の活動の不適合が、事業者によって正しく特定されているか確認する。
- (d) 事業者が特定した問題点は、今後、原子力規制庁が解決を確認できる CAP に取り込まれていることを確認する。

注記： 訓練及び教育におけるパフォーマンスの不足は、事業者がパフォーマンスの問題を修正又は是正するため、それらを CAP に取り込めば規制上の問題ではないが、教育及び訓練のパフォーマンス不足ではあるので、緑以上と評価した場合は、検査報告書に記載する。

b. 再発される問題点の特定

- (a) 過去の教育及び訓練の評価記録を使用し、検査で確認した問題点が、傾向や反復性のある問題点であるかを判断する（すなわち、再発しているか確認する）。
- (b) 過去の問題点及び想定される事象、訓練及び訓練の展開に対する問題点については、修正又は是正処置を確認する。
- (c) 上記に伴う修正又は是正処置の完了を確認する。
- (d) 上記(a)を確認した場合、事業者が傾向や反復性のある問題点を特定し、修正又は是正処置に取り組んでいることを確認する。

c. 保安規定の順守不履行の特定

- (a) 教育及び訓練時の確認において、事象の進展に対応できない手順を確認した場合は、その旨を記録し、検査気付き事項のスクリーニングを行う。例えば、事象の進展を特定できていない又は効果のない手順の実施を確認した場合、その問題は、事業者又は検査官のいずれかが特定したとしても、教育及び訓練の検査気付き事項として扱われることはなく、事象の進展に対応する組織全体パフォーマンス不足と定義する。検査官は、以下を実施する。

(1) 前回の教育及び訓練評価等の確認

前回の教育及び訓練の評価書を入手して内容を確認し、事象の分類及び判断、関係機関への通知、放出される放射能及び事象に対応する要員の線量評価、事象に対応する要員への放射線防護処置の指示、教育及び訓練の問題点の改善等の活動及びそれらの準備状況について問題点を特定する。

(2) 検査対象の教育及び訓練内容の確認

検査対象の教育及び訓練の予定表を入手して内容を確認し、設置又は事業（変更）許可書の要件及び保安規定に定める想定時間を確認する。

(3) 検査対象設備の確認

検査前に、訓練対象の設備、機器又はモックアップ装置が使用できる状態で訓練計画が立案されていることを確認する。また、模擬操作、モックアップ装置等の評価についても確認する。

4.2 検査実施

(1) 重大事故等発生時対応の力量の維持向上のための教育及び訓練

a. 前回の教育及び訓練の評価

- (a) 検査官によって確認した全ての問題点について、事業者が実施する評価に含まれていることを確認する。
- (b) 事業者による評価の不適合は、記録して重大性を確認し、評価を行う。
- (c) 事象の分類及び判断、関係機関への通報又は連絡、放出される放射能及び対応する要員の線量評価、放射線防護処置の指示等の活動の不適合が、事業者によって正しく特定されているか確認する。
- (d) 事業者が特定した問題点は、今後、原子力規制庁が解決を確認できる CAP に取り込まれていることを確認する。

注記： 訓練及び教育におけるパフォーマンスの不足は、事業者がパフォーマンスの問題を修正又は是正するため、それらを CAP に取り込めば規制上の問題ではないが、教育及び訓練のパフォーマンス不足ではあるので、緑以上と評価した場合は、検査報告書に記載する。

b. 再発される問題点の特定

- (a) 過去の教育及び訓練の評価記録を使用し、検査で確認した問題点が、傾向や反復性のある問題点であるかを判断する（すなわち、再発しているか確認する）。
- (b) 過去の問題点及び想定される事象、訓練及び訓練の展開に対する問題点については、修正又は是正処置を確認する。
- (c) 上記に伴う修正又は是正処置の完了を確認する。
- (d) 上記(a)を確認した場合、事業者が傾向や反復性のある問題点を特定し、修正又は是正処置に取り組んでいることを確認する。

c. 保安規定の順守不履行の特定

- (a) 教育及び訓練時の確認において、事象の進展に対応できない手順を確認した場合は、その旨を記録し、検査気付き事項のスクリーニングを行う。例えば、事象の進展を特定できていない又は効果のない手順の実施を確認した場合、その問題は、事業者又は検査官のいずれかが特定したとしても、教育及び訓練の検査気付き事項として扱われることはなく、事象の進展に対応する組織全体パフォーマンス不足と定義する。検査官は、以下を実施する。

記載の適正化（誤記）

- (b) 特定された検査気付き事項の履歴を確認し、関連情報を入手する。
- (c) 可能であれば直ちに、該当する教育及び訓練が保安規定に定める想定時間を満足しているか判断する。それが直ちにできない場合は、原子力専門検査官に指示を仰ぐ。
- d. 検査対象の教育及び訓練の実施状況並びに評価
 - (a) 事業者の活動の評価が正確か確認する。
 - (b) 事業者が緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係箇所への通報、放出される放射性物質の量の評価並びに事象に対応する要員の放射線防護処置の指示等の活動における不適合を正しく処置しているか確認する。
 - (c) 必要に応じて、原子力専門検査官に問い合わせる。
- (2) **重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練**
当該成立性の確認訓練について上記(1)の a. ～ d. に倣い同じ内容で確認する。
- (3) **大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練**
当該教育及び訓練について上記(1)の a. ～ d. に倣い同じ内容で確認する。
- (4) **大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練**
当該技術的能力の確認訓練について上記(1)の a. ～ d. に倣い同じ内容で確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する検査気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査前準備の留意事項

- (1) **前回の教育及び訓練評価等の確認**
 - a. 教育及び訓練対象者の評価内容を確認する。
 - b. 教育実施者の評価内容を確認する。
 - c. 教育及び訓練に対する改善のための気付き等の記載内容を確認する。
- (2) **検査対象の教育及び訓練内容の確認**
 - a. 検査対象の教育及び訓練の予定表には実施時間、実施場所、実施内容が記載されていることを確認する。
 - b. 6. 参考資料を参照し検査対象の概要を把握する。
 - c. 教育及び訓練の内容に航空機脅威の可能性、敵対行為事象、爆発、火災等による広範囲のプラント損傷が含まれている場合は、許認可文書との整合性を確認する。
 - d. 教育及び訓練について、事象の分類及び判断、関係各所への通報又は連絡、放出される放射能、事象に対応する要員の線量評価、放射線防護処置の指示等の手順を確認し、内容の理解を深める。
 - e. 教育及び訓練の全ての内容、手順等が実施されているか確認する。
 - f. 教育内容に新しい知見が反映されているか確認する。
 - g. 訓練については、夜間、悪条件時における活動が含まれているか確認する。

- (b) 特定された検査気付き事項の履歴を確認し、関連情報を入手する。
- (c) 可能であれば直ちに、該当する教育及び訓練が保安規定に定める想定時間を満足しているか判断する。それが直ちにできない場合は、原子力専門検査官に指示を仰ぐ。
- d. 検査対象の教育及び訓練の実施状況並びに評価
 - (a) 事業者の活動の評価が正確か確認する。
 - (b) 事業者が緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係箇所への通報、放出される放射性物質の量の評価並びに事象に対応する要員の放射線防護処置の指示等の活動における不適合を正しく処置しているか確認する。
 - (c) 必要に応じて、原子力専門検査官に問い合わせる。
- (2) **重大事故等発生時対応の成立性の確認訓練**
当該成立性の確認訓練について上記(1)の a. ～ d. に倣い同じ内容で確認する。
- (3) **大規模損壊発生時対応の力量の維持向上のための教育及び訓練**
当該教育及び訓練について上記(1)の a. ～ d. に倣い同じ内容で確認する。
- (4) **大規模損壊発生時対応の技術的能力の確認訓練**
当該技術的能力の確認訓練について上記(1)の a. ～ d. に倣い同じ内容で確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する検査気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査前準備の留意事項

- (1) **前回の教育及び訓練評価等の確認**
 - a. 教育及び訓練対象者の評価内容を確認する。
 - b. 教育実施者の評価内容を確認する。
 - c. 教育及び訓練に対する改善のための気付き等の記載内容を確認する。
- (2) **検査対象の教育及び訓練内容の確認**
 - a. 検査対象の教育及び訓練の予定表には実施時間、実施場所、実施内容が記載されていることを確認する。
 - b. 6. 参考資料を参照し検査対象の概要を把握する。
 - c. 教育及び訓練の内容に航空機脅威の可能性、敵対行為事象、爆発、火災等による広範囲のプラント損傷が含まれている場合は、許認可文書との整合性を確認する。
 - d. 教育及び訓練について、事象の分類及び判断、関係各所への通報又は連絡、放出される放射能、事象に対応する要員の線量評価、放射線防護処置の指示等の手順を確認し、内容の理解を深める。
 - e. 教育及び訓練の全ての内容、手順等が実施されているか確認する。
 - f. 教育内容に新しい知見が反映されているか確認する。
 - g. 訓練については、夜間、悪条件時における活動が含まれているか確認する。

記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）

- h. 訓練については、安全対策が講じられているか確認する。
- i. 教育及び訓練の内容には、過去の不適合について、修正又は是正処置が行われ、その結果を反映した内容に変更されているか確認する。

5.2 検査実施での留意事項

(1) 事業者の教育及び訓練の評価の観察

- a. 発生した事象に応じて、緊急時対応組織が内閣府、原子力規制庁、地方自治体、自社本店等へ速やかに通知がされているか確認する。
- b. 通知が何らかの影響で遅延した場合は、その原因を特定し重要性を評価する。
- c. 事象の分類及び判断、関係機関への通知、放出される放射能及び事象に対応する要員の線量評価、事象に対応する要員への放射線防護処置の指示等の活動並びにそれらの準備状況の検査気付き事項を特定する。
- d. 検査官が特定した問題点は、事業者が教育及び訓練の評価を実施するまで部外秘としなければならない。
- e. 必要に応じて教育及び訓練参加者に質問し回答を得る。
- f. 活動の確認に関する質問は、その他の活動を見過ごす場合があるため、疑義が生じた場合は記録に残し後日確認する。
- g. 教育及び訓練内容に疑義が生じた場合は、後日、教育及び訓練の責任者に確認する。
- h. 重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練については、許認可文書に定める想定時間内に終了していることを確認する。
- i. 教育及び訓練報告書等の全ての評価項目に、評価が記載されていることを確認する。また、その評価の妥当性についても検証する。

(2) 再発される問題点の特定

- a. 教育及び訓練の過去の不適合について、再発を確認した場合には、その問題点について、特定を行う。
- b. 必要に応じて、原子力専門検査官の助言を得る。

(3) 保安規定の遵守不履行を特定する。

- a. 保安規定の記載内容と事業者のパフォーマンスに相違がある場合、必要に応じて原子力専門検査官に報告する。

(4) 事業者の評価の正確性に関する評価

- a. 事業者による教育及び訓練対象者の力量評価、講師への評価、内容の評価等に疑義が生じた場合は、訓練責任者に確認を行う。
- b. 教育及び訓練で確認した不適合については、事業者の不適合管理の手順に従い処置されていることを確認するとともに、次回検査へのインプットとして取り扱う。
- c. 必要に応じて、原子力専門検査官の助言を得る。

6 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

- h. 訓練については、安全対策が講じられているか確認する。
- i. 教育及び訓練の内容には、過去の不適合について、修正又は是正処置が行われ、その結果を反映した内容に変更されているか確認する。

5.2 検査実施での留意事項

(1) 事業者の教育及び訓練の評価の観察

- a. 発生した事象に応じて、緊急時対応組織が内閣府、原子力規制庁、地方自治体、自社本店等へ速やかに通知がされているか確認する。
- b. 通知が何らかの影響で遅延した場合は、その原因を特定し重要性を評価する。
- c. 事象の分類及び判断、関係機関への通知、放出される放射能及び事象に対応する要員の線量評価、事象に対応する要員への放射線防護処置の指示等の活動並びにそれらの準備状況の検査気付き事項を特定する。
- d. 検査官が特定した問題点は、事業者が教育及び訓練の評価を実施するまで部外秘としなければならない。
- e. 必要に応じて教育及び訓練参加者に質問し回答を得る。
- f. 活動の確認に関する質問は、その他の活動を見過ごす場合があるため、疑義が生じた場合は記録に残し後日確認する。
- g. 教育及び訓練内容に疑義が生じた場合は、後日、教育及び訓練の責任者に確認する。
- h. 重大事故等発生時対応の成立性の確認訓練については、許認可文書に定める想定時間内に終了していることを確認する。
- i. 教育及び訓練報告書等の全ての評価項目に、評価が記載されていることを確認する。また、その評価の妥当性についても検証する。

(2) 再発される問題点の特定

- a. 教育及び訓練の過去の不適合について、再発を確認した場合には、その問題点について、特定を行う。
- b. 必要に応じて、原子力専門検査官の助言を得る。

(3) 保安規定の遵守不履行を特定する。

- a. 保安規定の記載内容と事業者のパフォーマンスに相違がある場合、必要に応じて原子力専門検査官に報告する。

(4) 事業者の評価の正確性に関する評価

- a. 事業者による教育及び訓練対象者の力量評価、講師への評価、内容の評価等に疑義が生じた場合は、訓練責任者に確認を行う。
- b. 教育及び訓練で確認した不適合については、事業者の不適合管理の手順に従い処置されていることを確認するとともに、次回検査へのインプットとして取り扱う。
- c. 必要に応じて、原子力専門検査官の助言を得る。

6 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

記載の適正化（誤記）

- (3) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (4) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (5) 核燃料施設等の審査基準、審査ガイド

- (3) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (4) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (5) 核燃料施設等の審査基準、審査ガイド

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①特定重大事故等対処施設運用時などの検査を明確化 (3. 検査要件、4. 検査手順) ○記載の適正化	2021/07/21表紙修正
<u>2</u>		<u>○運用の明確化</u> <u>①運転シミュレータによる成立性の確認訓練は、B01070 運転員能力ではなく、当ガイドの検査対象であることを明確化 (3. 検査要件)</u> <u>○記載の適正化</u>	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①特定重大事故等対処施設運用時などの検査を明確化 (3. 検査要件、4. 検査手順) ○記載の適正化	2021/07/21表紙修正

改正に伴う修正

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号, 第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号, 第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号, 第 15 号及び第 16 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 5 号, 第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 15 号及び第 16 号

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号, 第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号, 第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号, 第 15 号及び第 16 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 5 号, 第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 15 号及び第 16 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制

01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	四半期	1～2	30（年間）	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練※	四半期	1～2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	1年	1～2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練	1年	1～2		

※運転シミュレータによる成立性の確認訓練を含む。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	四半期	1～2	30（年間）	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練	四半期	1～2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	1年	1～2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練	1年	1～2		

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	四半期	1～2	30（年間）	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練	四半期	1～2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	1年	1～2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練	1年	1～2		

04 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練 (MOX 加工)	四半期	1～2	25（年間）	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練 (MOX 加工)	四半期	1～2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練 (MOX 加工)	1年	1～2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練 (MOX 加工)	1年	1～2	15（年間）	日常
05	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練 (ウラン加工)	四半期	1～2		
06	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練 (ウラン加工)	四半期	1～2		
07	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練 (ウラン加工)	1年	1～2		
08	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練 (ウラン加工)	1年	1～2		

01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	四半期	1～2	30（年間）	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練	四半期	1～2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	1年	1～2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練	1年	1～2		

(新設)

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	四半期	1～2	30（年間）	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練	四半期	1～2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	1年	1～2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練	1年	1～2		

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	四半期	1～2	30（年間）	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練	四半期	1～2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	1年	1～2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練	1年	1～2		

04 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練 (MOX 加工)	四半期	1～2	25（年間）	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練 (MOX 加工)	四半期	1～2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練 (MOX 加工)	1年	1～2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練 (MOX 加工)	1年	1～2	15（年間）	日常
05	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練 (ウラン加工)	四半期	1～2		
06	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練 (ウラン加工)	四半期	1～2		
07	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練 (ウラン加工)	1年	1～2		
08	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練 (ウラン加工)	1年	1～2		

運用の明確化
・運転シミュレータによる成立性の確認訓練は、B01070 運転員能力ではなく、当ガイドの検査対象であることを明確化

附属書 1 検査追加分野の優先度の決定

1 一般事項

重大事故等対処及び大規模損壊対処の教育及び訓練の原子力規制庁による監視は、リスク重大性が高い領域に重点を置いた教育及び訓練に焦点を定め、検査資源はこれらの領域を対象に配分することになる。しかし、資源の制約範囲内で幅広い対応領域を検査すべきである。

不適合管理に係るデータは、懸念のある対応を特定するために用い、その問題点を確認出来るよう検査資源を配分する。

過去の教育及び訓練の評価を検証し、リスク重大性の高い緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質の量の評価、事象に対応する要員への放射線防護処置の指示等の活動を過去の検査実績を勘案するとともに、事業者の活動に信頼性がある場合、検査官は、その領域での検査を減らし、利用可能となった検査資源の一部を使い、以下のようなリスク重大性の低い領域を選ぶとよい。

評価関連の是正処置の審査を容易にするため、検査官は、過去2～3年間の訓練及び教育に対する所見に従い、修正又は是正処置リストを要求する。可能であれば、その所見は緊急時対応施設ごとに分類しているものがよい。

検査官は、リスク重大性の低い領域（例えば、職員配置等）における事業者の活動が、リスク重大性の高い領域における事業者の活動に及ぼす影響に注意を払い続ける。

2 検査追加領域の優先順位決定

最もリスク重大性の高い領域に検査資源を配分するためのガイダンスを以下に示す。これらの領域は通常、重大性順に考えてよい。検査資源を配分するための選別は、過去の不適合に基づいて行うべきである。

- (1) 国民の安全を守るための緩和処置及び放射性物質の拡散を防止する努力を優先させる能力
- (2) 事故下において緩和措置を実施する能力
- (3) 事故条件の下で緩和措置方針を策定する能力
- (4) 指示命令系統の有効性
- (5) プラントの事故状態の把握及び分析する能力
- (6) 事業者の対応要員間の通信の妥当性
- (7) 事業者のプレス・リリースの正確性
- (8) 所員（対応要員以外）の避難、対応要員の線量評価（甲状腺保護を含む）及び対応要員への放射線防護装備の妥当性

附属書 1 検査追加分野の優先度の決定

1 一般事項

重大事故等対処及び大規模損壊対処の教育及び訓練の原子力規制庁による監視は、リスク重大性が高い領域に重点を置いた教育及び訓練に焦点を定め、検査資源はこれらの領域を対象に配分することになる。しかし、資源の制約範囲内で幅広い対応領域を検査すべきである。

不適合管理に係るデータは、懸念のある対応を特定するために用い、その問題点を確認出来るよう検査資源を配分する。

過去の教育及び訓練の評価を検証し、リスク重大性の高い緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質の量の評価、事象に対応する要員への放射線防護処置の指示等の活動を過去の検査実績を勘案するとともに、事業者の活動に信頼性がある場合、検査官は、その領域での検査を減らし、利用可能となった検査資源の一部を使い、以下のようなリスク重大性の低い領域を選ぶとよい。

評価関連の是正処置の審査を容易にするため、検査官は、過去2～3年間の訓練及び教育に対する所見に従い、修正又は是正処置リストを要求する。可能であれば、その所見は緊急時対応施設ごとに分類しているものがよい。

検査官は、リスク重大性の低い領域（例えば、職員配置等）における事業者の活動が、リスク重大性の高い領域における事業者の活動に及ぼす影響に注意を払い続ける。

2 検査追加領域の優先順位決定

最もリスク重大性の高い領域に検査資源を配分するためのガイダンスを以下に示す。これらの領域は通常、重大性順に考えてよい。検査資源を配分するための選別は、過去の不適合に基づいて行うべきである。

- (1) 国民の安全を守るための緩和処置及び放射性物質の拡散を防止する努力を優先させる能力
- (2) 事故下において緩和措置を実施する能力
- (3) 事故条件の下で緩和措置方針を策定する能力
- (4) 指示命令系統の有効性
- (5) プラントの事故状態の把握及び分析する能力
- (6) 事業者の対応要員間の通信の妥当性
- (7) 事業者のプレス・リリースの正確性
- (8) 所員（対応要員以外）の避難、対応要員の線量評価（甲状腺保護を含む）及び対応要員への放射線防護装備の妥当性

基本検査運用ガイド
重大事故等対応要員の訓練評価
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対応要員の訓練評価</p> <p style="text-align: center;">(BE0070_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、再処理、加工） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置における重大事故等対応要員の訓練評価の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 原子力施設内における、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故等が発生した場合（以下、「重大事故等発生時」という。）及び大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって原子力施設に大規模な損壊が生じた場合（以下、「大規模損壊発生時」という。）</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対応要員の訓練評価</p> <p style="text-align: center;">(BE0070_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、再処理、加工） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置における重大事故等対応要員の訓練評価の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 原子力施設内における、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故等が発生した場合（以下、「重大事故等発生時」という。）及び大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって原子力施設に大規模な損壊が生じた場合（以下、「大規模損壊発生時」という。）</p>	<p>改正に伴う修正</p>

は、実用発電用原子炉にあっては炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損による放射性物質の拡散、再処理施設にあっては臨界事故、蒸発乾固、使用済燃料の著しい損傷、有機溶媒その他の物質による火災又は爆発、放射性物質等の漏えい、加工施設にあっては臨界事故及び核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失等の発生のおそれがある。これらから原子力施設等を保全するための活動は、迅速かつ的確に行なわれる必要があり、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する全ての要員は、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し、指示又は遂行するための能力が必要となる。

このため、事業者は重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の訓練を実施している。検査官はこれらの訓練が成立していること及び対応要員のパフォーマンスを確認する。

3.1 検査対象

事業者が実施する重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する対応要員の訓練について、以下を検査対象とする。

(1) 重大事故等発生時に係る訓練

a. 成立性の確認訓練

(2) 大規模損壊発生時に係る訓練

a. 技術的能力の確認訓練

検査に当たっては、上記の検査対象に共通する以下を確認する。

- (1) 許認可文書に記された事象の取り組み状況の確認
- (2) 事業者の活動について独立した確認
- (3) 事業者による問題点の特定に関する評価
- (4) 再発する問題点の明確化
- (5) 検査気付き事項の明確化
- (6) 監視領域「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の活動要件に照らした自己評価

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

附属書1「検査追加分野の優先度」を参考に、ウォークダウンやリスク情報等を活用した検査方針、検査計画等を定め、サンプリングにより事業者の活動を検査する。

4.1 検査前準備

(1) 訓練シナリオが提出されていること

- a. 事業者が対象の訓練シナリオを提出していること。原子力専門検査官による、検査運用ガイド「BE0080 重大事故等対応訓練のシナリオ評価」を使用した検証が完了していること。何らかの懸案事項があれば、それを事業者に伝えられていることを確認する。

(2) 訓練検査の準備

- a. 訓練の検査準備をする。対象とする訓練は、事業所又は発電所ごとに行う必要がある。また、実用発電用原子炉施設の場合は、新規制基準の許認可を受けた発電所において実施する起

は、実用発電用原子炉にあっては炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損による放射性物質の拡散、再処理施設にあっては臨界事故、蒸発乾固、使用済燃料の著しい損傷、有機溶媒その他の物質による火災又は爆発、放射性物質等の漏えい、加工施設にあっては臨界事故及び核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失等の発生のおそれがある。これらから原子力施設等を保全するための活動は、迅速かつ的確に行なわれる必要があり、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する全ての要員は、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し、指示又は遂行するための能力が必要となる。

このため、事業者は重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の訓練を実施している。検査官はこれらの訓練が成立していること及び対応要員のパフォーマンスを確認する。

3.1 検査対象

事業者が実施する重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する対応要員の訓練について、以下を検査対象とする。

(1) 重大事故等発生時に係る訓練

a. 成立性の確認訓練

(2) 大規模損壊発生時に係る訓練

a. 技術的能力の確認訓練

検査に当たっては、上記の検査対象に共通する以下を確認する。

- (1) 許認可文書に記された事象の取り組み状況の確認
- (2) 事業者の活動について独立した確認
- (3) 事業者による問題点の特定に関する評価
- (4) 再発する問題点の明確化
- (5) 検査気付き事項の明確化
- (6) 監視領域「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の活動要件に照らした自己評価

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

附属書1「検査追加分野の優先度」を参考に、ウォークダウンやリスク情報等を活用した検査方針、検査計画等を定め、サンプリングにより事業者の活動を検査する。

4.1 検査前準備

(1) 訓練シナリオが提出されていること

- a. 事業者が対象の訓練シナリオを提出していること。原子力専門検査官による、検査運用ガイド「BE0080 重大事故等対応訓練のシナリオ評価」を使用した検証が完了していること。何らかの懸案事項があれば、それを事業者に伝えられていることを確認する。

(2) 訓練検査の準備

- a. 訓練の検査準備をする。対象とする訓練は、事業所又は発電所ごとに行う必要がある。また、実用発電用原子炉施設の場合は、新規制基準の許認可を受けた発電所において実施する起動

動前の訓練については、号機ごとに行う必要がある。

前の訓練については、号機ごとに行う必要がある。

(3) 過去の問題点の抽出及び是正処置のレビュー

- a. 過去の訓練結果として指摘された問題点の抽出と是正処置のレビューを行い、訓練実施の際に確認すべき活動分野のリストを作成する。少なくとも、以前に指摘されたリスク上重要な是正処置のレビューを行い、訓練時にその改善状況について確認する。

(3) 過去の問題点の抽出及び是正処置のレビュー

- a. 過去の訓練結果として指摘された問題点の抽出と是正処置のレビューを行い、訓練実施の際に確認すべき活動分野のリストを作成する。少なくとも、以前に指摘されたリスク上重要な是正処置のレビューを行い、訓練時にその改善状況について確認する。

(4) 常設重大事故等対処設備、可搬型重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設、資機材等の確認

- a. 常設重大事故等対処設備、可搬型重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設、資機材等の保有数、保管状況、巡視点検、定期試験、機能試験等を確認する。

(4) 常設重大事故等対処設備、可搬型重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設、資機材等の確認

- a. 常設重大事故等対処設備、可搬型重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設、資機材等の保有数、保管状況、巡視点検、定期試験、機能試験等を確認する。

(5) 許認可文書に基づき作成した計画、手順書等の確認

(5) 許認可文書に基づき作成した計画、手順書等の確認

(6) 前年度の訓練に対する評価結果の確認

(6) 前年度の訓練に対する評価結果の確認

4.2 検査実施

4.2 検査実施

(1) 許認可文書に記された事象の取り組み状況の確認

- a. 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質の量の評価及び事象に対応する要員の放射線防護処置の指示等のできるだけ多くの項目を確認するため、資源を効果的に配分する。

(1) 許認可文書に記された事象の取り組み状況の確認

- a. 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質の量の評価及び事象に対応する要員の放射線防護処置の指示等のできるだけ多くの項目を確認するため、資源を効果的に配分する。

(2) 事業者の活動について独立した確認

- a. 実施された訓練の事業者評価について確認する。

(2) 事業者の活動について独立した確認

- a. 実施された訓練の事業者評価について確認する。

(3) 事業者による問題点の特定に関する評価

- a. 事業者が特定した問題点の評価を行った結果と、検査チームによって確認した問題点がCAPにインプットされていない場合、インプットされていない問題点を特定する。

(3) 事業者による問題点の特定に関する評価

- a. 事業者が特定した問題点の評価を行った結果と、検査チームによって確認した問題点がCAPにインプットされていない場合、インプットされていない問題点を特定する。

(4) 再発する問題点の明確化

- a. 是正処置の有効性を評価するために、前回の訓練以降に類似の活動で再発している問題点を明確にする。

(4) 再発する問題点の明確化

- a. 是正処置の有効性を評価するために、前回の訓練以降に類似の活動で再発している問題点を明確にする。

(5) 検査気付き事項の明確化

- a. 許認可文書に対する違反やパフォーマンス劣化を示す可能性がある問題点を明確にする。

(5) 検査気付き事項の明確化

- a. 許認可文書に対する違反やパフォーマンス劣化を示す可能性がある問題点を明確にする。

(6) 監視領域「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の活動要件に照らした自己評価

- a. 上記4.2(4)及び(5)によって確認した問題点を監視領域「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の要件に照らし、問題点の評価を行う。

(6) 監視領域「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の活動要件に照らした自己評価

- a. 上記4.2(4)及び(5)によって確認した問題点を監視領域「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の要件に照らし、問題点の評価を行う。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において

是正処置が適切に講じられていることを確認する。

(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。

(3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する検査気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査前準備に関する留意事項

検査の重点は、緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質の量の評価及び事象に対応する要員への放射線防護への指示等の活動を資源の許す限りで多くの項目を確認するとともに、関連する自己評価についても評価を行う。以下に記すものとは異なる検査方法でも、それらが検査要件を満たす場合、その方法を容認することができる。

(1) 対象の訓練シナリオが提出されていること

- a. 基本検査運用ガイド「BE0080 重大事故等対応訓練のシナリオ評価」が完了し、懸案事項があればそれを解決するために事業者に伝達し、是正されていることを確認する。
- b. 事業者が訓練に先立ち懸案事項に対処しなかった場合には、再訓練を求めるか否かを判断する際の一要因となる可能性がある（下記 5.2. (6) を参照）。

(2) 対象の訓練検査の準備

- a. 検査官は、検査の準備として訓練概要を理解するため、訓練シナリオのレビューを行う。その際、訓練時の活動を評価する指標、想定事象の解析等について、検査チームと事業者の間で共通の理解があることを確認する。
- b. 基本検査運用ガイド「BE0060 重大事故等対応要員の能力維持」で確認した検査気付き事項の問題点を抽出する。
- c. 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質量の評価、事象に対応する要員への放射線防護の指示等の活動を確認できるよう、資源の配分を計画する。活動の評価指標に関するデータのレビューを行い、不履行又は好ましくない傾向が存在する場合には、どのような項目を確認すべきかの情報として取り扱う。活動の評価に関するデータのレビューによって重大な不履行や傾向が示されない場合には、リスク上重要な活動をサンプリング検査によって確認すれば十分であり、検査資源を他の確認に配分することができる。
- d. 附属書 1「検査追加分野の優先度」に記された優先度付けに関するガイダンスを考慮し、実際に確認できる範囲で他の活動を確認する計画を作成する。資源の有効利用、過去の経緯、問題点の是正処置等を考慮して、他の検査分野を選択する。
- e. 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質量の評価、事象に対応する要員への放射線防護の指示等の活動が手順書に反映されていることをレビューし、理解する。サイトにおいて、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の避難を含めて、緊急時対応要員以外の所員等を防護する措置に関する手順が記されていることも確認する。
- f. 事業者の自己評価プロセスについて十分に理解するとともに、期待される結果について事業者と議論する。これには、自己評価のスケジュール、内容及び評価会合に陪席するとともに、自己評価プロセスがいつ終了するかを検査官が知る必要がある。自己評価で指摘された

是正処置が適切に講じられていることを確認する。

(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。

(3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する検査気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査前準備

検査の重点は、緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質の量の評価及び事象に対応する要員への放射線防護への指示等の活動を資源の許す限りで多くの項目を確認するとともに、関連する自己評価についても評価を行う。以下に記すものとは異なる検査方法でも、それらが検査要件を満たす場合、その方法を容認することができる。

(1) 対象の訓練シナリオが提出されていること

- a. 基本検査運用ガイド「BE0080 重大事故等対応訓練のシナリオ評価」が完了し、懸案事項があればそれを解決するために事業者に伝達し、是正されていることを確認する。
- b. 事業者が訓練に先立ち懸案事項に対処しなかった場合には、再訓練を求めるか否かを判断する際の一要因となる可能性がある（下記 5.2. (6) を参照）。

(2) 対象の訓練検査の準備

- a. 検査官は、検査の準備として訓練概要を理解するため、訓練シナリオのレビューを行う。その際、訓練時の活動を評価する指標、想定事象の解析等について、検査チームと事業者の間で共通の理解があることを確認する。
- b. 基本検査運用ガイド「BE0060 重大事故等対応要員の能力維持」で確認した検査気付き事項の問題点を抽出する。
- c. 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質量の評価、事象に対応する要員への放射線防護の指示等の活動を確認できるよう、資源の配分を計画する。活動の評価指標に関するデータのレビューを行い、不履行又は好ましくない傾向が存在する場合には、どのような項目を確認すべきかの情報として取り扱う。活動の評価に関するデータのレビューによって重大な不履行や傾向が示されない場合には、リスク上重要な活動をサンプリング検査によって確認すれば十分であり、検査資源を他の確認に配分することができる。
- d. 附属書 1「検査追加分野の優先度」に記された優先度付けに関するガイダンスを考慮し、実際に確認できる範囲で他の活動を確認する計画を作成する。資源の有効利用、過去の経緯、問題点の是正処置等を考慮して、他の検査分野を選択する。
- e. 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質量の評価、事象に対応する要員への放射線防護の指示等の活動が手順書に反映されていることをレビューし、理解する。サイトにおいて、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の避難を含めて、緊急時対応要員以外の所員等を防護する措置に関する手順が記されていることも確認する。
- f. 事業者の自己評価プロセスについて十分に理解するとともに、期待される結果について事業者と議論する。これには、自己評価のスケジュール、内容及び評価会合に陪席するとともに、自己評価プロセスがいつ終了するかを検査官が知る必要がある。自己評価で指摘された

記載の適正化（記載内容の明示）

問題点に関わる改善案の全てが事業者の所長、原子炉主任者等に報告され、管理者の質問又はコメントが文書で示された時点をもって、自己評価プロセスが終了したと見なす。事業者は、指摘された軽微な問題の全てに対処するため、自己評価が遅れることがないようにすべきである。

- g. 訓練の内容、実施及び事象の進展に整合しない訓練シナリオの変更について議論するために、訓練の前に、事業者の職員による検査チームへの訓練概要説明会を開催する。これは、訓練シナリオ、事象の進展、その状況についての判断及び訓練への期待事項を確認する機会となる。

(3) 過去の問題点及び是正処置のレビュー

- a. 前回訓練以降の事業者の訓練報告書及び内部監査等の結果を基に、過去に指摘した問題点及び是正処置に関するレビューを行う。
- b. 対象の訓練の検査を行うため、緊急時組織の活動及び設備に関連する解決済み問題点のサンプルを選ぶ。検査資源は、リスク上重要な分野に配分すべきであるが、他の分野にも重要な問題点がある場合には、それらの分野についても検査ができるように資源を配分する。附属書1「検査追加分野の優先度」に記された優先度を使用すること。

(4) 常設重大事故等対処設備、可搬型重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設、資機材等

- a. 常設重大事故等対処設備については、保有台数、巡視実施状況、定期試験の実施状況、機能試験の実施状況、操作手順等の確認を行い、必要時に使用可能な状態であるかを確認する。
- b. 可搬型重大事故等対処設備については、保有台数、保管状況、巡視実施状況、定期試験の実施状況、機能試験の実施状況、操作手順等の確認を行い、必要時に使用可能な状態であるかを確認する。また、予備品が確保されていることについても確認する。
- c. 特定重大事故等対処施設については、設備等の保有台数、巡視実施状況、定期試験の実施状況、機能試験の実施状況、操作手順等の確認を行い、必要時に使用可能な状態であるかを確認する。
- d. 資機材等の確認については、保管数及び保管状況を確認する。

(5) 前年度の訓練に対する評価の改善状況

- a. 前年度の訓練に対する評価が実施され、当該訓練にて改善されていることを確認する。

5.2 検査実施に関する留意事項

(1) 許認可文書に記された計画の実施状況

- a. 作成された計画、手順書に従い実施する訓練を確認し評価する。

注記：検査官に期待されることは、事業者の行為又は手順書の適切性、許認可文書との適合性を評価することだけでなく、許認可文書に定めるホールドポイント又は想定時間が守られているか及び対応要員が想定事象に対応できているかを評価することである。

(2) 事業者の活動について独立した確認

- a. 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質の量の評価、事象に対する要員への放射線防護の指示等の活動及びその他選択した分野での事業者の活

問題点に関わる改善案の全てが事業者の所長、原子炉主任者等に報告され、管理者の質問又はコメントが文書で示された時点をもって、自己評価プロセスが終了したと見なす。事業者は、指摘された軽微な問題の全てに対処するため、自己評価が遅れることがないようにすべきである。

- g. 訓練の内容、実施及び事象の進展に整合しない訓練シナリオの変更について議論するために、訓練の前に、事業者の職員による検査チームへの訓練概要説明会を開催する。これは、訓練シナリオ、事象の進展、その状況についての判断及び訓練への期待事項を確認する機会となる。

(3) 過去の問題点及び是正処置のレビュー

- a. 前回訓練以降の事業者の訓練報告書及び内部監査等の結果を基に、過去に指摘した問題点及び是正処置に関するレビューを行う。
- b. 対象の訓練の検査を行うため、緊急時組織の活動及び設備に関連する解決済み問題点のサンプルを選ぶ。検査資源は、リスク上重要な分野に配分すべきであるが、他の分野にも重要な問題点がある場合には、それらの分野についても検査ができるように資源を配分する。附属書1「検査追加分野の優先度」に記された優先度を使用すること。

(4) 常設重大事故等対処設備、可搬型重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設、資機材等

- a. 常設重大事故等対処設備については、保有台数、巡視実施状況、定期試験の実施状況、機能試験の実施状況、操作手順等の確認を行い、必要時に使用可能な状態であるかを確認する。
- b. 可搬型重大事故等対処設備については、保有台数、保管状況、巡視実施状況、定期試験の実施状況、機能試験の実施状況、操作手順等の確認を行い、必要時に使用可能な状態であるかを確認する。また、予備品が確保されていることについても確認する。
- c. 特定重大事故等対処施設については、設備等の保有台数、巡視実施状況、定期試験の実施状況、機能試験の実施状況、操作手順等の確認を行い、必要時に使用可能な状態であるかを確認する。
- d. 資機材等の確認については、保管数及び保管状況を確認する。

(5) 前年度の訓練に対する評価の改善状況

- a. 前年度の訓練に対する評価が実施され、当該訓練にて改善されていることを確認する。

5.2 検査実施

(1) 許認可文書に記された計画の実施状況

- a. 作成された計画、手順書に従い実施する訓練を確認し評価する。

注記：検査官に期待されることは、事業者の行為又は手順書の適切性、許認可文書との適合性を評価することだけでなく、許認可文書に定めるホールドポイント又は想定時間が守られているか及び対応要員が想定事象に対応できているかを評価することである。

(2) 事業者の活動について独立した確認

- a. 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出される放射性物質の量の評価、事象に対する要員への放射線防護の指示等の活動及びその他選択した分野での事業者の活

記載の適正化（記載内容の明示）

動について確認を行う。

- (a) 明白な訓練実施上の問題点を指摘する。
 - (b) 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質量の評価、事象に対する要員への放射線防護装備の指示等の活動及びその他選択した分野での事業者の活動で作成した文書及びチェックリストを収集する。
 - (c) 事業者の自己評価が終わるまでは、検査官が指摘した問題点は、事業者に伝達しない。検査官による確認及び結論について議論する前に、管理者のレビューを含めて事業者の自己評価の結論が完成していることを確認する。
- b. 緊急時対応組織の活動上の問題点の発見と是正の妨げとなった訓練関係者の行為の有無を明らかにする。また、発見されていたはずの問題点を事業者が発見しなかったことは、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する規則」に対する不適合と評価され、重要度評価の対象となる活動の劣化とされる可能性がある。さらに、その行為が活動指標に関わる場合、パフォーマンスの劣化として抽出されず、評価指標へ反映されない原因となる。
- c. 緊急時対応措置に要した時間の測定方法は、事業者が定める（“測定開始”及び“測定終了”の時期等）。
- d. 主要な緊急時対応施設（代替施設及びバックアップ施設）の能力を確認する。具体的には次の能力について評価する。
- (a) プラントの技術情報を分析する能力。
 - (b) 事象の状況に関する技術的な説明を行う能力。
 - (c) 原子炉及びその施設に関する状況について、技術的な説明と予測を他の緊急時対応組織及び施設外の対応組織に提供する能力。
 - (d) 各原子炉及びその施設が対象とする施設に関するプラントデータと放射線に関する情報を入手し表示する能力。
 - (e) その緊急時対応施設が2ヶ所以上の施設を対象としている場合には、2ヶ所以上の施設で同時に発生した事象に対する対応を支援する能力。

(3) 事業者による問題点の特定に関する評価

- a. 事業者による自己評価プロセスの実施状況について評価を行う。事業者は様々な方法で自己評価を実施しており、検査官は、問題点の特定方法の容認に当たっては柔軟に対応すべきである。特に次の点を確認すべきである。
- (a) 問題点が自己評価会議の場で発言されたか否かは問題ではなく、その全てを捉え、適切な優先度を付けるとともに次回訓練への改善点としていることを確認すること。また、CAPに登録されること。この確認は、訓練の改善を行う活動の中で最重要である。
 - (b) 全ての問題点がCAPに登録されることを示す適切な証拠があることを確認する。問題点が確認されCAPに登録された、又は登録されることを示す適切な証拠を検査官が持っていない場合には、その自己評価を容認することができず、自己評価のプロセスに問題があるとされる。
 - (c) 自己評価プロセスでは、リスク上重要な計画の問題点が最優先されるが、実際の緊急時に緊急時計画の効果的な実施を妨げる可能性がある問題点(実施の失敗等)については、その全てが特定され是正されることを確認する。
- b. PI 統計データに関して、緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出さ

動について確認を行う。

- (a) 明白な訓練実施上の問題点を指摘する。
 - (b) 緊急時に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質量の評価、事象に対する要員への放射線防護装備の指示等の活動及びその他選択した分野での事業者の活動で作成した文書及びチェックリストを収集する。
 - (c) 事業者の自己評価が終わるまでは、検査官が指摘した問題点は、事業者に伝達しない。検査官による確認及び結論について議論する前に、管理者のレビューを含めて事業者の自己評価の結論が完成していることを確認する。
- b. 緊急時対応組織の活動上の問題点の発見と是正の妨げとなった訓練関係者の行為の有無を明らかにする。また、発見されていたはずの問題点を事業者が発見しなかったことは、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する規則」に対する不適合と評価され、重要度評価の対象となる活動の劣化とされる可能性がある。さらに、その行為が活動指標に関わる場合、パフォーマンスの劣化として抽出されず、評価指標へ反映されない原因となる。
- c. 緊急時対応措置に要した時間の測定方法は、事業者が定める（“測定開始”及び“測定終了”の時期等）。
- d. 主要な緊急時対応施設（代替施設及びバックアップ施設）の能力を確認する。具体的には次の能力について評価する。
- (a) プラントの技術情報を分析する能力。
 - (b) 事象の状況に関する技術的な説明を行う能力。
 - (c) 原子炉及びその施設に関する状況について、技術的な説明と予測を他の緊急時対応組織及び施設外の対応組織に提供する能力。
 - (d) 各原子炉及びその施設が対象とする施設に関するプラントデータと放射線に関する情報を入手し表示する能力。
 - (e) その緊急時対応施設が2ヶ所以上の施設を対象としている場合には、2ヶ所以上の施設で同時に発生した事象に対する対応を支援する能力。

(3) 事業者による問題点の特定に関する評価

- a. 事業者による自己評価プロセスの実施状況について評価を行う。事業者は様々な方法で自己評価を実施しており、検査官は、問題点の特定方法の容認に当たっては柔軟に対応すべきである。特に次の点を確認すべきである。
- (a) 問題点が自己評価会議の場で発言されたか否かは問題ではなく、その全てを捉え、適切な優先度を付けるとともに次回訓練への改善点としていることを確認すること。また、CAPに登録されること。この確認は、訓練の改善を行う活動の中で最重要である。
 - (b) 全ての問題点がCAPに登録されることを示す適切な証拠があることを確認する。問題点が確認されCAPに登録された、又は登録されることを示す適切な証拠を検査官が持っていない場合には、その自己評価を容認することができず、自己評価のプロセスに問題があるとされる。
 - (c) 自己評価プロセスでは、リスク上重要な計画の問題点が最優先されるが、実際の緊急時に緊急時計画の効果的な実施を妨げる可能性がある問題点(実施の失敗等)については、その全てが特定され是正されることを確認する。
- b. PI 統計データに関して、緊急時に関する事象の分類及び評価、関係機関への通報、放出さ

れる放射性物質量の評価、事象に対する要員への放射線防護の指示等の活動、及び、その他選択した分野での事業者の活動を事業者が適切に処置したか否かを確認する。

- c. 実施可能であれば、各緊急時対応施設での訓練参加者による自己評価（訓練後直ちに開かれる所見とりまとめ会合等）を確認する。
- d. 正式な自己評価に先立ち、対応要員への自己評価事前説明会が開かれる場合、訓練に関連しない所見、検査結果についての議論及び訓練結果に関する事業者の暫定的な自己評価結果を聴取する。これは、検査官が事業者との自己評価確認時の準備に役立つものである（自己評価の確認は、事業者の訓練報告書が承認された後に実施する。）。
 - (a) 訓練に関する検査官の検査気付き事項が事業者の暫定自己評価結果と一致していても、自己評価確認前に共有しないこと。
 - (b) 自己評価確認時では、検査の目的に沿って承認された自己評価は許認可文書に関わる問題点に重点を置いて議論すべきであり、確認された全ての結果を CAP に登録する必要がある。自己評価に関する事前議論以降に評価が変更された場合には、検査官はそれについて議論すべきである。事業者は、自己評価の修正手順を明確にする。
- e. 事業者の自己評価を確認し、検査チームによって確認した検査気付き事項が含まれているか否かを確認する。
 - (a) 検査官が確認した検査気付き事項は、事業者によって捉えられていない問題点の全てについて評価を行う。それぞれの問題が、実際に自己評価の問題である可能性を示すものであり、訓練参加者の活動に関する検査官の誤解、又は確認されなかった活動が訓練参加者の活動ではないことを確認する。何らかの問題を自己評価の問題として特定する前に、事業者による処置の根拠となった論理を完全に理解する。事業者は特定された問題点を CAP に登録する必要がある、評価者が特定した事実に基づく問題点が不適切に処理され、CAP に適切に登録されていないことを検査官が見つけた場合には、自己評価に問題があるとされる。そのような問題については、正式な自己評価が完了した後に、それを認識している事業者の職員及び管理職と議論する。
 - (b) 事業者の自己評価に関する問題を文書にし、その重要度を評価する。検査官は、事業者による評価が実施されていることを確認する。
 - (c) 事業者が発見した訓練の問題点が CAP に登録されることを確認する。

(4) 再発する問題点の明確化

- a. 過去の問題点のいずれかが今回の訓練で発生していたか否かを確認し、その是正処置が効果的であるか否かを判断する。
 - (a) 事業者が劣化傾向の問題点又は反復的な問題点を発見し、それを CAP に登録したか否かを確認する。
 - (b) 訓練の問題点が是正されていない場合には、それについて、類似の問題を確認し、その問題点の是正処置に係る有効性レビューを確認する。この評価の確認の目的は、効果的ではない是正処置を明らかにするために、類似の活動で再発する活動上の問題にパターンがあるか否かを調べることである。問題点が1度繰り返されただけで、CAP の不備と考えるべきではない。逆に、訓練（例えば1つの良く訓練されたチームによって）1回上手く行っただけで、必ずしも問題の解決策が実証されたと考えるべきでない。以前に発見された問題点とその後の訓練で再発した場合には、検査官は、問題の詳細な経緯に基づいて、以前の是正処置の有効性について評価を行うべきであり、検査官は次のこと

れる放射性物質量の評価、事象に対する要員への放射線防護の指示等の活動、及び、その他選択した分野での事業者の活動を事業者が適切に処置したか否かを確認する。

- c. 実施可能であれば、各緊急時対応施設での訓練参加者による自己評価（訓練後直ちに開かれる所見とりまとめ会合等）を確認する。
- d. 正式な自己評価に先立ち、対応要員への自己評価事前説明会が開かれる場合、訓練に関連しない所見、検査結果についての議論及び訓練結果に関する事業者の暫定的な自己評価結果を聴取する。これは、検査官が事業者との自己評価確認時の準備に役立つものである（自己評価の確認は、事業者の訓練報告書が承認された後に実施する。）。
 - (a) 訓練に関する検査官の検査気付き事項が事業者の暫定自己評価結果と一致していても、自己評価確認前に共有しないこと。
 - (b) 自己評価確認時では、検査の目的に沿って承認された自己評価は許認可文書に関わる問題点に重点を置いて議論すべきであり、確認された全ての結果を CAP に登録する必要がある。自己評価に関する事前議論以降に評価が変更された場合には、検査官はそれについて議論すべきである。事業者は、自己評価の修正手順を明確にする。
- e. 事業者の自己評価を確認し、検査チームによって確認した検査気付き事項が含まれているか否かを確認する。
 - (a) 検査官が確認した検査気付き事項は、事業者によって捉えられていない問題点の全てについて評価を行う。それぞれの問題が、実際に自己評価の問題である可能性を示すものであり、訓練参加者の活動に関する検査官の誤解、又は確認されなかった活動が訓練参加者の活動ではないことを確認する。何らかの問題を自己評価の問題として特定する前に、事業者による処置の根拠となった論理を完全に理解する。事業者は特定された問題点を CAP に登録する必要がある、評価者が特定した事実に基づく問題点が不適切に処理され、CAP に適切に登録されていないことを検査官が見つけた場合には、自己評価に問題があるとされる。そのような問題については、正式な自己評価が完了した後に、それを認識している事業者の職員及び管理職と議論する。
 - (b) 事業者の自己評価に関する問題を文書にし、その重要度を評価する。検査官は、事業者による評価が実施されていることを確認する。
 - (c) 事業者が発見した訓練の問題点が CAP に登録されることを確認する。

(4) 再発する問題点の明確化

- a. 過去の問題点のいずれかが今回の訓練で発生していたか否かを確認し、その是正処置が効果的であるか否かを判断する。
 - (a) 事業者が劣化傾向の問題点又は反復的な問題点を発見し、それを CAP に登録したか否かを確認する。
 - (b) 訓練の問題点が是正されていない場合には、それについて、類似の問題を確認し、その問題点の是正処置に係る有効性レビューを確認する。この評価の確認の目的は、効果的ではない是正処置を明らかにするために、類似の活動で再発する活動上の問題にパターンがあるか否かを調べることである。問題点が1度繰り返されただけで、CAP の不備と考えるべきではない。逆に、訓練（例えば1つの良く訓練されたチームによって）1回上手く行っただけで、必ずしも問題の解決策が実証されたと考えるべきでない。以前に発見された問題点とその後の訓練で再発した場合には、検査官は、問題の詳細な経緯に基づいて、以前の是正処置の有効性について評価を行うべきであり、検査官は次のこと

を行うべきである。

- i. 実際の事象及び訓練の進展に対応して、以前の問題点及び類似の事態に対して採用された具体的な是正処置をレビューする。
- ii. 活動指標及び活動指標に関連する許認可文書との整合性について検討する。
- iii. 類似の活動上の問題点に重点を置いて、1 検査サイクルの全期間にわたる是正処置、自己評価及び検査の記録をレビューする。
- iv. 関連する是正処置が完了していることを確認する。

(5) 検査気付き事項の明確化

- a. 規制要件の違反及びパフォーマンス劣化を確認した場合、その実施手順についての評価を行い、問題点を確認する。また、検査官は、下記を確認する。
 - (a) 関連情報を得るために、指摘した問題点の経緯をレビューする。
 - (b) 可能であれば、訓練シナリオが許認可文書を満足しているかを直ちに判断する。直ちに判断できない場合には、原子力専門検査官と協議する。
 - (c) 問題点及び追加レビューの結果の評価を行い、その結果を文書に記録する。

(6) 監視領域「重大事故対処及び大規模損壊対処」の活動要件に照らした自己評価

- a. 緊急時が発生した場合に国民の生命、健康及び財産を保護するために事業者が緊急時対応を効果的に実施できるよう、訓練時の活動を確認する。
- b. 訓練において、許認可文書の要求が確認できなかった場合、検査官は、原子力専門検査官のレビューを受ける。次の場合には、事業者に対し再訓練を要求する可能性がある。
 - (a) 前年度と同一の訓練シナリオによって実施された場合、検査官は、訓練シナリオを作成した責任者及び関係者の情報を収集する。
 - (b) 上記 3.1(1)「重大事故等発生時に係る訓練」を実施する場合、提出された訓練シナリオでは、訓練の成立性が確認できない場合。

6 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉に係る発電用事業者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (3) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (4) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (5) 核燃料施設等の規則、審査基準

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化	2021/07/21表紙修正

を行うべきである。

- i. 実際の事象及び訓練の進展に対応して、以前の問題点及び類似の事態に対して採用された具体的な是正処置をレビューする。
- ii. 活動指標及び活動指標に関連する許認可文書との整合性について検討する。
- iii. 類似の活動上の問題点に重点を置いて、1 検査サイクルの全期間にわたる是正処置、自己評価及び検査の記録をレビューする。
- iv. 関連する是正処置が完了していることを確認する。

(5) 検査気付き事項の明確化

- a. 規制要件の違反及びパフォーマンス劣化を確認した場合、その実施手順についての評価を行い、問題点を確認する。また、検査官は、下記を確認する。
 - (a) 関連情報を得るために、指摘した問題点の経緯をレビューする。
 - (b) 可能であれば、訓練シナリオが許認可文書を満足しているかを直ちに判断する。直ちに判断できない場合には、原子力専門検査官と協議する。
 - (c) 問題点及び追加レビューの結果の評価を行い、その結果を文書に記録する。

(6) 監視領域「重大事故対処及び大規模損壊対処」の活動要件に照らした自己評価

- a. 緊急時が発生した場合に国民の生命、健康及び財産を保護するために事業者が緊急時対応を効果的に実施できるよう、訓練時の活動を確認する。
- b. 訓練において、許認可文書の要求が確認できなかった場合、検査官は、原子力専門検査官のレビューを受ける。次の場合には、事業者に対し再訓練を要求する可能性がある。
 - (a) 前年度と同一の訓練シナリオによって実施された場合、検査官は、訓練シナリオを作成した責任者及び関係者の情報を収集する。
 - (b) 上記 3.1(1)「重大事故等発生時に係る訓練」を実施する場合、提出された訓練シナリオでは、訓練の成立性が確認できない場合。

6 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉に係る発電用事業者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (3) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (4) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (5) 核燃料施設等の規則、審査基準

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化	2021/07/21表紙修正

		①「検査手順」に特定重大事故等対処施設を含むことを明確化（４．検査手順） ○記載の適正化	
2	(改正日)	○記載の適正化	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号, 第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号, 第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号, 第 15 号及び第 16 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 5 号, 第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 15 号及び第 16 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	時間	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	時間	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム

04 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	時間	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練 (MOX 加工)	1 年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練 (MOX 加工)	1 年	1	150	チーム

		①「検査手順」に特定重大事故等対処施設を含むことを明確化（４．検査手順） ○記載の適正化	
--	--	---	--

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号, 第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号, 第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号, 第 15 号及び第 16 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号, 第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 5 号, 第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号, 第 15 号及び第 16 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	時間	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	時間	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1 年	1	150	チーム

04 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	時間	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練 (MOX 加工)	1 年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練 (MOX 加工)	1 年	1	150	チーム

03	重大事故等発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム
04	大規模損壊発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

03	重大事故等発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム
04	大規模損壊発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

附属書 1 検査追加分野の優先度

1 一般的事項

原子力規制庁の緊急時対策に関する確認については、一般的に、リスク上最も重要な分野に重点を置く。検査資源をそれらの分野を広範囲にカバーするように配分すべきである。また一方で、検査資源を効率的に活用し、広範囲の緊急時対応分野について検査を行うべきである。

懸念される対応分野を特定し、それに応じて検査資源を配分するには、是正処置の結果を利用する。

過去の事業者の活動が、訓練時の活動に関する指標とともに、事業者の対応範囲内で信頼でき容認できる活動を示す場合には、検査官は、それらの分野での検査サンプリング数を減らすとともに、検査資源の一部を他の分野に使用する。

検査官は、是正処置のレビューを行うため、過去2～3年間の訓練に関する是正処置結果を要求する。可能であれば、評価結果を緊急時対策施設ごとに分類する。

検査官は、リスク上重要度が比較的低い分野（要員の配置等）での活動についても、常に注意を払う。

2 検査追加分野の優先度

下記に、リスク上最も重要な分野以外に検査資源を配分する分野について記す。これらの分野は、一般的に重要性の高い順に考慮する。検査資源を配分するには、訓練シナリオに関する知見、過去の問題点等を確認する。

- (1) 国民の健康と安全を防護するための緩和作業及び評価作業の優先度付けを行う能力
- (2) 事故条件の下で緩和措置を実施する能力
- (3) 事故条件の下で緩和措置方針を策定する能力
- (4) プラントの事故状況を把握及び予測する能力
- (5) 説明責任、緊急時要員以外の避難、甲状腺の防護等を含む緊急時対応要員の防護（敵対行為時の措置を含む）の適切性
- (6) 指揮管理システムの有効性
- (7) 外部サポート組織との協力関係の適切性
- (8) 事業者のサイトにおける緊急時に対応するサイト外の資源の手配状況
- (9) 事業者の施設間のコミュニケーションの適切性
- (10) 事業者が実施する通報連絡の正確さ

附属書 1 検査追加分野の優先度

1 一般的事項

原子力規制庁の緊急時対策に関する確認については、一般的に、リスク上最も重要な分野に重点を置く。検査資源をそれらの分野を広範囲にカバーするように配分すべきである。また一方で、検査資源を効率的に活用し、広範囲の緊急時対応分野について検査を行うべきである。

懸念される対応分野を特定し、それに応じて検査資源を配分するには、是正処置の結果を利用する。

過去の事業者の活動が、訓練時の活動に関する指標とともに、事業者の対応範囲内で信頼でき容認できる活動を示す場合には、検査官は、それらの分野での検査サンプリング数を減らすとともに、検査資源の一部を他の分野に使用する。

検査官は、是正処置のレビューを行うため、過去2～3年間の訓練に関する是正処置結果を要求する。可能であれば、評価結果を緊急時対策施設ごとに分類する。

検査官は、リスク上重要度が比較的低い分野（要員の配置等）での活動についても、常に注意を払う。

2 検査追加分野の優先度

下記に、リスク上最も重要な分野以外に検査資源を配分する分野について記す。これらの分野は、一般的に重要性の高い順に考慮する。検査資源を配分するには、訓練シナリオに関する知見、過去の問題点等を確認する。

- (1) 国民の健康と安全を防護するための緩和作業及び評価作業の優先度付けを行う能力
- (2) 事故条件の下で緩和措置を実施する能力
- (3) 事故条件の下で緩和措置方針を策定する能力
- (4) プラントの事故状況を把握及び予測する能力
- (5) 説明責任、緊急時要員以外の避難、甲状腺の防護等を含む緊急時対応要員の防護（敵対行為時の措置を含む）の適切性
- (6) 指揮管理システムの有効性
- (7) 外部サポート組織との協力関係の適切性
- (8) 事業者のサイトにおける緊急時に対応するサイト外の資源の手配状況
- (9) 事業者の施設間のコミュニケーションの適切性
- (10) 事業者が実施する通報連絡の正確さ

基本検査運用ガイド
重大事故等対応訓練のシナリオ評価
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対応訓練のシナリオ評価</p> <p style="text-align: center;">(BE0080_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、再処理、加工） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置における重大事故等対応訓練のシナリオ評価の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 原子力施設内における、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故等が発生した場合（以下、「重大事故等発生時」という。）及び大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテ</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対応訓練のシナリオ評価</p> <p style="text-align: center;">(BE0080_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、再処理、加工） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置における重大事故等対応訓練のシナリオ評価の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 原子力施設内における、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故等が発生した場合（以下、「重大事故等発生時」という。）及び大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテ</p>	<p>改正に伴う修正</p>

ロリズムによって原子力施設に大規模な損壊が生じた場合（以下、「大規模損壊発生時」という。）は、実用発電用原子炉にあつては炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損による放射性物質の拡散、再処理施設にあつては臨界事故、蒸発乾固、使用済燃料の著しい損傷、有機溶媒その他の物質による火災又は爆発、放射性物質等の漏えい、加工施設にあつては臨界事故及び核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失等の発生のおそれがある。これらから原子力施設等を保護するための活動は、迅速かつ的確に行なわれる必要があり、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する全ての要員は、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し、指示又は遂行するための能力が必要となる。

このため、事業者はこれに対応するための教育及び訓練を実施しており、検査官はこれらの実施内容、実施の状況、過去の問題点の改善状況等を確認する。また、附属書1の優先順位決定に関するガイダンス「検査追加分野の優先度の決定」を考慮し、検査を効率的に行うための計画を作成して事業者の様々な活動を確認する。

3.1 検査対象

事業者が実施する重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練について、以下の訓練のシナリオを検査対象とする。

- (1) 重大事故等発生時に係る訓練
 - a. 成立性の確認訓練
- (2) 大規模損壊発生時に係る訓練
 - a. 技術的能力の確認訓練

検査に当たっては、上記の検査対象に共通する以下を確認する。

- (a) 訓練シナリオの成立性
- (b) 訓練シナリオによる要員等の習熟度
- (c) 訓練シナリオに対するコメント対応状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 検査前準備

事業者は、訓練シナリオを説明するために必要な文書を形式にとらわれることなく提示することが可能であるが、これは実施する訓練が保安規定の要件を満たしていることが条件である。また、検査官は、新規制基準適合後の初回の検査、特定重大事故等対処施設の設置又は改造後の初回の検査に際しては、訓練対象の設備、機器に対する機能及び性能の検査が終了していること等を確認した上で、訓練計画が策定されていることを確認する。

※ 令和2年12月4日付け重大事故等対応現地シーケンス訓練及び大規模損壊訓練の実施時期等についての意見交換に関する面談の主旨及び保安規定審査時の決定事項を踏まえて確認を行う。

- (1) 事業者によって検証された訓練シナリオを説明するために必要な文書に以下の文書が含まれているかを検証する。

ロリズムによって原子力施設に大規模な損壊が生じた場合（以下、「大規模損壊発生時」という。）は、実用発電用原子炉にあつては炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損による放射性物質の拡散、再処理施設にあつては臨界事故、蒸発乾固、使用済燃料の著しい損傷、有機溶媒その他の物質による火災又は爆発、放射性物質等の漏えい、加工施設にあつては臨界事故及び核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失等の発生のおそれがある。これらから原子力施設等を保護するための活動は、迅速かつ的確に行なわれる必要があり、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する全ての要員は、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し、指示又は遂行するための能力が必要となる。

このため、事業者はこれに対応するための教育及び訓練を実施しており、検査官はこれらの実施内容、実施の状況、過去の問題点の改善状況等を確認する。また、附属書1の優先順位決定に関するガイダンス「検査追加分野の優先度の決定」を考慮し、検査を効率的に行うための計画を作成して事業者の様々な活動を確認する。

3.1 検査対象

事業者が実施する重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練について、以下の訓練のシナリオを検査対象とする。

- (1) 重大事故等発生時に係る訓練
 - a. 成立性の確認訓練
- (2) 大規模損壊発生時に係る訓練
 - a. 技術的能力の確認訓練

検査に当たっては、上記の検査対象に共通する以下を確認する。

- (a) 訓練シナリオの成立性
- (b) 訓練シナリオによる要員等の習熟度
- (c) 訓練シナリオに対するコメント対応状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 検査前準備

事業者は、訓練シナリオを説明するために必要な文書を形式にとらわれることなく提示することが可能であるが、これは実施する訓練が保安規定の要件を満たしていることが条件である。また、検査官は、新規制基準適合後の初回の検査、特定重大事故等対処施設の設置又は改造後の初回の検査に際しては、訓練対象の設備、機器に対する機能及び性能の検査が終了していること等を確認した上で、訓練計画が策定されていることを確認する。

※ 令和2年12月4日付け重大事故等対応現地シーケンス訓練及び大規模損壊訓練の実施時期等についての意見交換に関する面談の主旨及び保安規定審査時の決定事項を踏まえて確認を行う。

- (1) 事業者によって検証された訓練シナリオを説明するために必要な文書に以下の文書が含まれているかを検証する。

- a. 有効性評価の重要事故シーケンス対応手順を網羅した訓練シナリオ、かつ、過去の問題点及びそれらを是正した訓練内容であること
- b. 過去の問題点のリスト
- c. 訓練の成立性を確認できるリスト
- d. 対応手順、想定時間、想定事象の進展等を示すタイムライン
- e. 想定事象の進展に係る主要機器の想定データ
- f. 訓練実施場所を示す図面
- g. 使用機器、資機材等の配置及びそれらのレイアウト図（大規模損壊訓練では特定重大事故等対処施設を含む。）
- h. 事象の進展とその対応に係る意図の説明（大規模損壊訓練のみ）
- i. 発電所及び対応要員の安全に対する配慮
- j. 訓練に対する定期的な評価
- k. 上記 a. ～j. の概要説明

(2) 検査前に許認可関連文書、保安規定の他、6. 参考資料を確認する。

4.2 検査実施

(1) 訓練シナリオの成立性確認

訓練シナリオに保安規定の要件が備えられ、訓練の成立性が確認できるかを評価する。

(2) 訓練シナリオによる要員等の習熟度確認

緊急時に対応する対策本部の現場の状況把握、指示、連絡、報告等の習熟度を認める訓練シナリオになっているかを確認する。

(3) 訓練シナリオに対するコメント対応状況

訓練シナリオを説明する文書に質問、懸念事項があれば、訓練予定日前に事業者へ通知する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に係る不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官による訓練等において検出された本項目に係る指摘事項等が、事業者の不適合管理において、適切に処置されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査前準備に関する留意事項

附属書1の「訓練シナリオ検査チェックリスト」とともに以下を確認する。

(1) 訓練シナリオに関する文書は、完成されたものか検証する。

- a. 対応手順、想定時間、想定事象の進展等を示すタイムライン（大規模損壊訓練のみ）、訓練の概要説明、想定事象の進展とその対応に係る意図の説明、事業所及び対応要員の安全に対する配慮等が含まれていることで、成立性を示すことが可能であること。

注記：訓練シナリオに関する文書は、訓練の実効性を確実にするため、訓練が完了するまで非公開文書とする。

- a. 有効性評価の重要事故シーケンス対応手順を網羅した訓練シナリオ、かつ、過去の問題点及びそれらを是正した訓練内容であること
- b. 過去の問題点のリスト
- c. 訓練の成立性を確認できるリスト
- d. 対応手順、想定時間、想定事象の進展等を示すタイムライン
- e. 想定事象の進展に係る主要機器の想定データ
- f. 訓練実施場所を示す図面
- g. 使用機器、資機材等の配置及びそれらのレイアウト図（大規模損壊訓練では特定重大事故等対処施設を含む。）
- h. 事象の進展とその対応に係る意図の説明（大規模損壊訓練のみ）
- i. 発電所及び対応要員の安全に対する配慮
- j. 訓練に対する定期的な評価
- k. 上記 a. ～j. の概要説明

(2) 検査前に許認可関連文書、保安規定の他、6. 参考資料を確認する。

4.2 検査実施

(1) 訓練シナリオの成立性確認

訓練シナリオに保安規定の要件が備えられ、訓練の成立性が確認できるかを評価する。

(2) 訓練シナリオによる要員等の習熟度確認

緊急時に対応する対策本部の現場の状況把握、指示、連絡、報告等の習熟度を認める訓練シナリオになっているかを確認する。

(3) 訓練シナリオに対するコメント対応状況

訓練シナリオを説明する文書に質問、懸念事項があれば、訓練予定日前に事業者へ通知する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に係る不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官による訓練等において検出された本項目に係る指摘事項等が、事業者の不適合管理において、適切に処置されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査前準備

附属書1の「訓練シナリオ検査チェックリスト」とともに以下を確認する。

(1) 訓練シナリオに関する文書は、完成されたものか検証する。

- a. 対応手順、想定時間、想定事象の進展等を示すタイムライン（大規模損壊訓練のみ）、訓練の概要説明、想定事象の進展とその対応に係る意図の説明、事業所及び対応要員の安全に対する配慮等が含まれていることで、成立性を示すことが可能であること。

注記：訓練シナリオに関する文書は、訓練の実効性を確実にするため、訓練が完了するまで非公開文書とする。

記載の適正化（記載内容の明示）

5.2 検査実施に関する留意事項

(1) 訓練シナリオの許認可文書との整合性の確認

- a. 訓練シナリオは、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に係る訓練とも、設置（又は事業）許可申請書、保安規定等で示された内容と相違がないこと。
- b. 事象進展に応じた作業環境が再現されていること。
注記：例えば、全交流電源喪失を想定している場合、暗所での作業が計画されていること。その他、事象進展に伴う作業環境の変化を含んだ計画が実施されていること。
- c. 模擬の設備等を使用し訓練を行う場合、当該設備の状況が再現されていること。
- d. 事象進展の先読み対応を最小限にするため、訓練シナリオの発電所内周知は実施しないことが望ましい。
- e. 想定事象を把握するため、事象の進展に係る主要機器の状況が想定されていること。
- f. 訓練評価者、タイムキーパーの役割が明確であること、かつ、評価指標が明確であること。
- g. 対応要員を無作為に抽出すること。また、変更手順が確立されていること。

注記：訓練シナリオのデータ及び訓練統制の技術的な評価は事業者の責任である。また、運転パラメーター、放射線計測器データ、プラントのパラメーター単位等の技術的な検証についても同様である。事業者による成立性確認訓練の訓練シナリオに問題が生じた場合は、設置変更許可申請等の手続が必要になる。他方、大規模損壊訓練の訓練シナリオについては、相対的な信憑性と事象の進展に限り評価を実施する。

(2) 訓練シナリオによる対応要員の力量確認

- a. 策定されたシナリオを用いた訓練が実施されることで、緊急時に対応する組織の力量が維持されていることを確認する。
- b. 緊急時に対応する組織の任務を実証するため、遂行する機会が与えられているシナリオであること。
- c. 想定事象の訓練シナリオについて、訓練対象者の力量が確認出来るとともに、論理的かつ挑戦的であること。オンサイト訓練目的は、訓練シナリオに対応する活動と実際の緊急時に対応する組織の活動との間に乖離が無いことである。検査官が経験に基づき検査を実施する場合に考慮すべき項目例を以下に挙げる。
 - (a) 訓練シナリオは、全ての想定事象や条件を許認可文書と整合させる。
 - (b) 炉心が溶融している状態をシミュレーションする場合、対応するプラント内の放射線レベルも同等に上昇する。
 - (c) 全交流電源の喪失をシミュレーションする場合、その電源に依存する機器及び計器類も動作不可能とみなす。
 - (d) 放射性物質の放出は、放出の原因が是正又は緩和されるまで停止しないものとしてシミュレーションすべきである。
 - (e) 放射性物質の放出の原因となる設備、機器等の故障の発生前に、放出が開始されないものとしてシミュレーションすべきである。
 - (f) シミュレーションによる模擬データは、風向きとプルームの進行方向が一致すべきである（例えば、プルームがその地点に到達すると雰囲気線量当量率が増加する）。
 - (g) 訓練シナリオの事象が進展するタイミングは、緊急時対応組織が任務を実施するために準備する時間と比較できるようにすべきである（例えば、高放射線下作業許可を得る場合、作業前の打ち合わせを行い、放射線保護具を着用し、使用工具と部品等を準備する

5.2 検査実施

(1) 訓練シナリオの許認可文書との整合性の確認

- a. 訓練シナリオは、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に係る訓練とも、設置（又は事業）許可申請書、保安規定等で示された内容と相違がないこと。
- b. 事象進展に応じた作業環境が再現されていること。
注記：例えば、全交流電源喪失を想定している場合、暗所での作業が計画されていること。その他、事象進展に伴う作業環境の変化を含んだ計画が実施されていること。
- c. 模擬の設備等を使用し訓練を行う場合、当該設備の状況が再現されていること。
- d. 事象進展の先読み対応を最小限にするため、訓練シナリオの発電所内周知は実施しないことが望ましい。
- e. 想定事象を把握するため、事象の進展に係る主要機器の状況が想定されていること。
- f. 訓練評価者、タイムキーパーの役割が明確であること、かつ、評価指標が明確であること。
- g. 対応要員を無作為に抽出すること。また、変更手順が確立されていること。

注記：訓練シナリオのデータ及び訓練統制の技術的な評価は事業者の責任である。また、運転パラメーター、放射線計測器データ、プラントのパラメーター単位等の技術的な検証についても同様である。事業者による成立性確認訓練の訓練シナリオに問題が生じた場合は、設置変更許可申請等の手続が必要になる。他方、大規模損壊訓練の訓練シナリオについては、相対的な信憑性と事象の進展に限り評価を実施する。

(2) 訓練シナリオによる対応要員の力量確認

- a. 策定されたシナリオを用いた訓練が実施されることで、緊急時に対応する組織の力量が維持されていることを確認する。
- b. 緊急時に対応する組織の任務を実証するため、遂行する機会が与えられているシナリオであること。
- c. 想定事象の訓練シナリオについて、訓練対象者の力量が確認出来るとともに、論理的かつ挑戦的であること。オンサイト訓練目的は、訓練シナリオに対応する活動と実際の緊急時に対応する組織の活動との間に乖離が無いことである。検査官が経験に基づき検査を実施する場合に考慮すべき項目例を以下に挙げる。
 - (a) 訓練シナリオは、全ての想定事象や条件を許認可文書と整合させる。
 - (b) 炉心が溶融している状態をシミュレーションする場合、対応するプラント内の放射線レベルも同等に上昇する。
 - (c) 全交流電源の喪失をシミュレーションする場合、その電源に依存する機器及び計器類も動作不可能とみなす。
 - (d) 放射性物質の放出は、放出の原因が是正又は緩和されるまで停止しないものとしてシミュレーションすべきである。
 - (e) 放射性物質の放出の原因となる設備、機器等の故障の発生前に、放出が開始されないものとしてシミュレーションすべきである。
 - (f) シミュレーションによる模擬データは、風向きとプルームの進行方向が一致すべきである（例えば、プルームがその地点に到達すると雰囲気線量当量率が増加する）。
 - (g) 訓練シナリオの事象が進展するタイミングは、緊急時対応組織が任務を実施するために準備する時間と比較できるようにすべきである（例えば、高放射線下作業許可を得る場合、作業前の打ち合わせを行い、放射線保護具を着用し、使用工具と部品等を準備する

記載の適正化（記載内容の明示）

等に費やされる時間)。

- d. 事業者の訓練サイクル期間中に実施が求められる訓練シナリオ要素を検証する。
 - (a) 緊急時に対応する対応要員の力量が確認できること。
 - (b) 緊急時に対応する対応要員を招集する体制が構築され、招集手順が模擬されていること。
 - (c) 内閣府、原子力規制庁、地方自治体等の外部組織に、事象の報告が実施されること。
 - (d) 本社を含む関係機関の支援が得られること。
 - (e) 様々な可搬型重大事故等対処設備が使用されること。
 - (f) 通信機器が使用され、健全性が確認できること。
 - (g) 常設重大事故等対処設備等の実操作、模擬操作又はモックアップが**組み込まれ**ていること。
 - (h) 必要とするアクセスルートが確保されること。

(3) 訓練シナリオに対するコメント対応状況

- a. 訓練シナリオに対する質問又は懸念事項の確認は、訓練実施前に実施する。
- b. 原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者及び他の訓練評価者に対し実施する訓練概要の説明は、訓練開始前に実施されているか確認する。
- c. 訓練シナリオの確認の完了を事業者へ通知し、問題点や懸念事項を特定する。
- d. 訓練目的を達成できないシナリオの問題点については、事業者から回答を求め、その回答に何らかの矛盾が存在する場合、原子力専門検査官と話し合い、訓練シナリオ確認によって特定された問題を事業者へ書面で通知することを推奨する。

6 参考資料

- (1) 保安規定
- (2) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (3) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (4) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (5) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (6) 核燃料施設等の規則、審査基準、審査ガイド

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①「検査手順」に特定重大事故等対処施設等を含むことを明確化 (4. 検査手順) ②実用炉の検査時間の変更 (表 2 検査要件まとめ)	2021/07/21 表紙修正

等に費やされる時間)。

- d. 事業者の訓練サイクル期間中に実施が求められる訓練シナリオ要素を検証する。
 - (a) 緊急時に対応する対応要員の力量が確認できること。
 - (b) 緊急時に対応する対応要員を招集する体制が構築され、招集手順が模擬されていること。
 - (c) 内閣府、原子力規制庁、地方自治体等の外部組織に、事象の報告が実施されること。
 - (d) 本社を含む関係機関の支援が得られること。
 - (e) 様々な可搬型重大事故等対処設備が使用されること。
 - (f) 通信機器が使用され、健全性が確認できること。
 - (g) 常設重大事故等対処設備等の実操作、模擬操作又はモックアップが**組み混まれ**ていること。
 - (h) 必要とするアクセスルートが確保されること。

(3) 訓練シナリオに対するコメント対応状況

- a. 訓練シナリオに対する質問又は懸念事項の確認は、訓練実施前に実施する。
- b. 原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者及び他の訓練評価者に対し実施する訓練概要の説明は、訓練開始前に実施されているか確認する。
- c. 訓練シナリオの確認の完了を事業者へ通知し、問題点や懸念事項を特定する。
- d. 訓練目的を達成できないシナリオの問題点については、事業者から回答を求め、その回答に何らかの矛盾が存在する場合、原子力専門検査官と話し合い、訓練シナリオ確認によって特定された問題を事業者へ書面で通知することを推奨する。

6 参考資料

- (1) 保安規定
- (2) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (3) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (4) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (5) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (6) 核燃料施設等の規則、審査基準、審査ガイド

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①「検査手順」に特定重大事故等対処施設等を含むことを明確化 (4. 検査手順) ②実用炉の検査時間の変更 (表 2 検査要件まとめ)	2021/07/21 表紙修正

記載の適正化 (誤記)

		表) ○記載の適正化	
2	(改正日)	○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第5号、第14号及び第15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第6号、第15号及び第16号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第5号、第14号及び第15号並びに同条第2項第6号、第16号及び第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第5号、第13号及び第14号並びに同条第2項第6号、第15号及び第16号

表2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	70	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	70	

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	20	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	20	

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	20	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	20	

04 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練(MOX加工)	1年	1	20	チーム

		表) ○記載の適正化	
--	--	---------------	--

改正に伴う修正

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第5号、第14号及び第15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第6号、第15号及び第16号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第5号、第14号及び第15号並びに同条第2項第6号、第16号及び第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第5号、第13号及び第14号並びに同条第2項第6号、第15号及び第16号

表2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	70	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	70	

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	20	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	20	

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	20	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	20	

04 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練(MOX加工)	1年	1	20	チーム

02	大規模損壊発生時に係る訓練 (MOX加工)	1年	1	20	
03	重大事故等発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム
04	大規模損壊発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	

附属書1 訓練シナリオ検査チェックリスト (実用発電用原子炉施設の例)
(略)

02	大規模損壊発生時に係る訓練 (MOX加工)	1年	1	20	
03	重大事故等発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム
04	大規模損壊発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	

附属書1 訓練シナリオ検査チェックリスト (実用発電用原子炉施設の例)
(略)

基本検査運用ガイド
地震防護
(新旧対照表)

る。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震力に対する安全機能が損なわれるおそれがないよう、災害が発生する恐れがある場合及び発生した場合に備えた体制並びに手順等が整備されていることを踏まえ、以下を検査対象に選定する。

- (1) 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策
- (2) 地震発生時に備えた設備の保管状況
- (3) 地震発生時に備えた体制の準備状態
- (4) 地震発生時における施設等の影響確認状況
- (5) 上記(1)以外の新たな波及的影響の観点の抽出状況
- (6) 新たな知見等の収集、反映状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 検査前準備

各事業所において、設置（又は事業）変更許可申請書に規定された「地震」の事項について把握し、日常の検査官の巡視等において、施設の保守管理状況について把握する。また、定期的な評価を実施する上で、インプット、アウトプット及び実施時期が明確になっていることを確認し、切れ目無く改善に取り組むことになっていることを着目点としておき、以下の項目に係る検査前準備を行う。

- (1) 許認可関連文書（設置（又は事業）許可申請書、工事計画認可申請書、技術検討書、系統図、設備の設計図書等）をレビューし、専門検査官から意見を求め、施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震力に対して安全機能の喪失及びそれに続く公衆への放射線による影響が特に大きい施設を選定する。
- (2) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように、以下の観点で影響が大きい施設又はエリアを選定する。
 - a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
 - b. 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
 - c. 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
 - d. 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- (3) 耐震重要施設の周辺斜面について、崩壊のおそれがないことを確認するために、耐震重要施設に影響を及ぼすエリアを選定する。
- (4) 事業者の使用前検査、過去の地震発生時の点検記録をレビューして、耐震防護上重要な施設、設備、区画及びエリアの状況を確認する。

る。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震力に対する安全機能が損なわれるおそれがないよう、災害が発生する恐れがある場合及び発生した場合に備えた体制並びに手順等が整備されていることを踏まえ、以下を検査対象に選定する。

- (1) 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策
- (2) 地震発生時に備えた設備の保管状況
- (3) 地震発生時に備えた体制の準備状態
- (4) 地震発生時における施設等の影響確認状況
- (5) 上記(1)以外の新たな波及的影響の観点の抽出状況
- (6) 新たな知見等の収集、反映状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 検査前準備

各事業所において、設置（又は事業）変更許可申請書に規定された「地震」の事項について把握し、日常の検査官の巡視等において、施設の保守管理状況について把握する。また、定期的な評価を実施する上で、インプット、アウトプット及び実施時期が明確になっていることを確認し、切れ目無く改善に取り組むことになっていることを着目点としておき、以下の項目に係る検査前準備を行う。

- (1) 許認可関連文書（設置（又は事業）許可申請書、工事計画認可申請書、技術検討書、系統図、設備の設計図書等）をレビューし、専門検査官から意見を求め、施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震力に対して安全機能の喪失及びそれに続く公衆への放射線による影響が特に大きい施設を選定する。
- (2) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように、以下の観点で影響が大きい施設又はエリアを選定する。
 - a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
 - b. 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
 - c. 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
 - d. 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- (3) 耐震重要施設の周辺斜面について、崩壊のおそれがないことを確認するために、耐震重要施設に影響を及ぼすエリアを選定する。
- (4) 事業者の使用前検査、過去の地震発生時の点検記録をレビューして、耐震防護上重要な施設、設備、区画及びエリアの状況を確認する。

4.2 検査実施

検査にあたっては、過去の地震発生時の事業者の運転（又は操業）対応にあつてはこれまでの不適合の是正処置状況や改善内容等を、実際の地震発生時の対応にあつては地震対応の緊急時体制が解除された段階で、整備された体制及び手順に基づき対応していたか等について、関連文書の調査、ワークダウン、インタビュー等によって確認する。

- (1) 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策
 - a. 施設等の改造等に伴う波及的影響防止対策の評価の他、定期的にレビューされていることを確認する。
- (2) 地震発生時に備えた設備の保管状況
 - a. 施設等の状況の評価の他、定期的にレビューされていることを確認する。
 - b. 選定した施設、設備、区画及びエリアを現場確認によって、健全性が維持されていることを確認する。
 - c. 選定した施設、設備、区画及びエリアについて、事業者の検査、試験、過去の地震発生時の点検記録を確認し、健全性が維持されていることを確認する。
- (3) 地震発生時に備えた体制の準備状態
 - a. 事業者が体制の整備として、施設、設備等の地震発生時の点検の手順書が整備され、定期的にレビューされていることを確認する。
 - b. 地震発生時の対応要員の力量付与及び維持の状況、参集手順を確認する。
 - c. 地震に見舞われても選定されたシステム若しくは機器の機能が失われないことを許認可関連文書、技術仕様書、発電所の文書等の資料調査を含めて検証確認する。また、地震発生時に最終的なヒートシンクの運転及び継続的な利用を行うための手順が適切であることを確認する。なお、確認に際し、保安規定等を参考とする。
 - d. 地震時対策手順に記載されている運転員（当直員等）の行動が、必要なシステム（設備、機器）の即応能力を維持するものであることを確認し、必要な人員配置が規定されていることを確認する（ただし、制御機器、表示装置、機器の近接性を考慮すること）。
 - e. 施設等に影響のある地震発生時に、施設又は設備の停止前において想定されていた条件の下で、そのシステム（系統、機器）が停止のために利用可能であったことを確認する。
 - f. 運転員を含む地震発生時の対応要員の訓練において、地震発生時に対応するための異常等発生時の手順に基づき、対応要員が適切に対応可能であることを確認する。
- (4) 地震発生時における地震観測及び施設等の影響確認状況
 - a. 地震の影響を受けている状態を対象とする対応策及び是正処置の実施状況を評価し、確認する。なお、確認に際し、許認可関連文書及び保安規定等を参考とする。
 - b. 地震発生時に対処するためのプラントの改造、保守活動（一時的なハザード・バリアの撤去等）、新たな進化、手順の改訂及び運転員による対応策は気付かないうちに機器の保守管理に影響を与える可能性があることから、事業者が発電所の安全な運転に対するそれらの課題を評価・管理していることを確認する。
- (5) 上記(1)以外のその他波及的影響の観点の抽出状況
 - a. 定期的に波及的影響の観点の抽出状況の評価がされていることを確認する。
- (6) 新たな知見等の収集、反映状況
 - a. 定期的に新たな知見等の収集、反映状況の評価がされていることを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

4.2 検査実施

検査にあたっては、過去の地震発生時の事業者の運転（又は操業）対応にあつてはこれまでの不適合の是正処置状況や改善内容等を、実際の地震発生時の対応にあつては地震対応の緊急時体制が解除された段階で、整備された体制及び手順に基づき対応していたか等について、関連文書の調査、ワークダウン、インタビュー等によって確認する。

- (1) 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策
 - a. 施設等の改造等に伴う波及的影響防止対策の評価の他、定期的にレビューされていることを確認する。
- (2) 地震発生時に備えた設備の保管状況
 - a. 施設等の状況の評価の他、定期的にレビューされていることを確認する。
 - b. 選定した施設、設備、区画及びエリアを現場確認によって、健全性が維持されていることを確認する。
 - c. 選定した施設、設備、区画及びエリアについて、事業者の検査、試験、過去の地震発生時の点検記録を確認し、健全性が維持されていることを確認する。
- (3) 地震発生時に備えた体制の準備状態
 - a. 事業者が体制の整備として、施設、設備等の地震発生時の点検の手順書が整備され、定期的にレビューされていることを確認する。
 - b. 地震発生時の対応要員の力量付与及び維持の状況、参集手順を確認する。
 - c. 地震に見舞われても選定されたシステム若しくは機器の機能が失われないことを許認可関連文書、技術仕様書、発電所の文書等の資料調査を含めて検証確認する。また、地震発生時に最終的なヒートシンクの運転及び継続的な利用を行うための手順が適切であることを確認する。なお、確認に際し、保安規定等を参考とする。
 - d. 地震時対策手順に記載されている運転員（当直員等）の行動が、必要なシステム（設備、機器）の即応能力を維持するものであることを確認し、必要な人員配置が規定されていることを確認する（ただし、制御機器、表示装置、機器の近接性を考慮すること）。
 - e. 施設等に影響のある地震発生時に、施設又は設備の停止前において想定されていた条件の下で、そのシステム（系統、機器）が停止のために利用可能であったことを確認する。
 - f. 運転員を含む地震発生時の対応要員の訓練において、地震発生時に対応するための異常等発生時の手順に基づき、対応要員が適切に対応可能であることを確認する。
- (4) 地震発生時における地震観測及び施設等の影響確認状況
 - a. 地震の影響を受けている状態を対象とする対応策及び是正処置の実施状況を評価し、確認する。なお、確認に際し、許認可関連文書及び保安規定等を参考とする。
 - b. 地震発生時に対処するためのプラントの改造、保守活動（一時的なハザード・バリアの撤去等）、新たな進化、手順の改訂及び運転員による対応策は気付かないうちに機器の保守管理に影響を与える可能性があることから、事業者が発電所の安全な運転に対するそれらの課題を評価・管理していることを確認する。
- (5) 上記(1)以外のその他波及的影響の観点の抽出状況
 - a. 定期的に波及的影響の観点の抽出状況の評価がされていることを確認する。
- (6) 新たな知見等の収集、反映状況
 - a. 定期的に新たな知見等の収集、反映状況の評価がされていることを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

(1)地震計に関する留意事項

地震計に対する検査の考え方（令和4年度第26回原子力規制委員会資料5より引用）

- ・原子炉保護用地震計は運転上の制限が設定されており、検査上の優先度が高いが、それ以外の地震計は、検査の優先度が相対的に低いと考える。
- ・地震計については、定期事業者検査（原子炉保護用地震計のみ）及び点検結果の記録により、事業者の保全計画に基づき適切に維持されていることを確認することになると考える。ただし、地盤沈下等により設置環境に大きな変化があった場合は注意が必要である。

6 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- (3) 基準地震動及び耐震設計方針に係るガイド
- (4) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
- (5) 耐震設計に係る工認審査ガイド
- (6) 設置（変更）許可申請書及びまとめ資料等
- (7) 核燃料施設等の審査基準、審査ガイド等
- (8) 消防教科書「防災」平成29年3月（一般財団法人全国消防協会）

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○運用の明確化</u> <u>①地震計に対する検査の考え方を明確化（5 検査手引）</u> <u>○記載の適正化</u>	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

(新設)

5 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- (3) 基準地震動及び耐震設計方針に係るガイド
- (4) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
- (5) 耐震設計に係る工認審査ガイド
- (6) 設置（変更）許可申請書及びまとめ資料等
- (7) 核燃料施設等の審査基準、審査ガイド等
- (8) 消防教科書「防災」平成29年3月（一般財団法人全国消防協会）

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第

運用の明確化（地震計に対する検査の考え方を明確化）

記載の適正化

改正に伴う修正

			3項第5号、第14号及び第15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第6号、第15号及び第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第5号、第14号及び第15号並びに同条第2項第5号、第14号及び第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第5号、第14号及び第15号並びに同条第2項第6号、第16号及び第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第5号、第13号及び第14号並びに同条第2項第6号、第15号及び第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第5号、第13号及び第14号並びに同条第2項第6号、第13号及び第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第30条	第34条第1項第5号、第12号及び第13号並びに同条第2項第6号、第13号及び第14号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第58条の2	第63条第1項第5号、第12号及び第13号並びに同条第2項第6号、第13号及び第14号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第17条の2	第20条第1項第5号、第14号及び第15号並びに同条第2項第6号、第12号及び第13号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条11の8	第2条の12第1項第4号、第12号及び第13号並びに同条第2項第5号、第14号及び第15号

			3項第5号、第14号及び第15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第6号、第15号及び第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第5号、第14号及び第15号並びに同条第2項第5号、第14号及び第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第5号、第14号及び第15号並びに同条第2項第6号、第16号及び第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第5号、第13号及び第14号並びに同条第2項第6号、第15号及び第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第5号、第13号及び第14号並びに同条第2項第6号、第13号及び第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第30条	第34条第1項第5号、第12号及び第13号並びに同条第2項第6号、第13号及び第14号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第58条の2	第63条第1項第5号、第12号及び第13号並びに同条第2項第6号、第13号及び第14号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第17条の2	第20条第1項第5号、第14号及び第15号並びに同条第2項第6号、第12号及び第13号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条11の8	第2条の12第1項第4号、第12号及び第13号並びに同条第2項第5号、第14号及び第15号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第4条、第5条、第49条、第50条及び第54条
研究開発段階発電用原子炉施設	第4条、第5条、第51条、第52条及び第56条
試験研究用等原子炉施設	第5条及び第6条
再処理施設	第5条、第6条、第32条、第33条及び第36条
加工施設	第5条、第6条、第26条、第27条及び第30条
使用済燃料貯蔵施設	第6条及び第7条
特定廃棄物管理施設	第5条及び第6条
特定第一種廃棄物埋設施設	第5条及び第6条

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第4条、第5条、第49条、第50条及び第54条
研究開発段階発電用原子炉施設	第4条、第5条、第51条、第52条及び第56条
試験研究用等原子炉施設	第5条及び第6条
再処理施設	第5条、第6条、第32条、第33条及び第36条
加工施設	第5条、第6条、第26条、第27条及び第30条
使用済燃料貯蔵施設	第6条及び第7条
特定廃棄物管理施設	第5条及び第6条
特定第一種廃棄物埋設施設	第5条及び第6条

第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第5条及び第6条

表3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	4	40	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	4	40	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	2	20	日常
02	地震防護 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	1	10	日常
03	地震防護 (熱出力500kw未満)	1年	1	5	日常

※1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	4	40	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護 (MOX加工)	1年	3	25	日常
02	地震防護 (ウラン加工)	1年	2	20	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常

第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第5条及び第6条

表3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	4	40	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	4	40	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	2	20	日常
02	地震防護 (熱出力500kw以上※ ²)	1年	1	10	日常
03	地震防護 (熱出力500kw未満)	1年	1	5	日常

※1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

※2 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	4	40	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護 (MOX加工)	1年	3	25	日常
02	地震防護 (ウラン加工)	1年	2	20	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常

08 埋設						08 埋設					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常	01	地震防護	1年	1	5	日常
09 使用（政令該当）						09 使用（政令該当）					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常	01	地震防護	1年	1	5	日常

基本検査運用ガイド
放射性固体廃棄物等の管理
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">放射性固体廃棄物等の管理</p> <p style="text-align: center;">(BR0070_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「放射線安全」 小分類：「従業員に対する放射線安全」「公衆に対する放射線安全」 検査分野：「放射線管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定する管理区域への立入制限等、線量等に関する措置（以下「線量等に関する措置」という。）及び工場、事業所又は使用の場所において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置（以下「機能の保全の措置」という。）並びに法第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（法第58条第1項に規定する保安のために必要な措置（以下「事業所外廃棄の措置」という。）、法第61条の2の2第1項第4号ハで規定する事項（法第59条第1項に規定する保安のために必要な措置（以下「事業所外運搬の措置」という。）及び法第61条の2第2項の認可を受けている事業者等に対して、法第61条の2の2第1項第3号へで規定する事項（放射能濃度の測定及び評価の方</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">放射性固体廃棄物等の管理</p> <p style="text-align: center;">(BR0070_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「放射線安全」 小分類：「従業員に対する放射線安全」「公衆に対する放射線安全」 検査分野：「放射線管理」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定する管理区域への立入制限等、線量等に関する措置（以下「線量等に関する措置」という。）及び工場、事業所又は使用の場所において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置（以下「機能の保全の措置」という。）並びに法第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（法第58条第1項に規定する保安のために必要な措置（以下「事業所外廃棄の措置」という。）、法第61条の2の2第1項第4号ハで規定する事項（法第59条第1項に規定する保安のために必要な措置（以下「事業所外運搬の措置」という。）及び法第61条の2第2項の認可を受けている事業者等に対して、法第61条の2の2第1項第3号へで規定する事項（放射能濃度の測定及び評価の方</p>	<p>改正に伴う修正</p>

法) に関する放射性固体廃棄物等の管理の実施状況を確認する。なお、事業所外運搬の措置に関する事項は、新燃料及び使用済燃料の運搬に係る事項を除く。

上記事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定する線量等に関する措置、機能の保全の措置及び事業所等の外における運搬の措置並びに放射能濃度の測定及び評価の方法の他、保安規定審査基準で規定する放射性廃棄物でない廃棄物の取扱いに係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定する、放射性廃物管理、汚染の防止等、放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

放射性固体廃棄物等(輸入した放射性廃棄物(以下「輸入廃棄物」という。)並びに新燃料及び使用済燃料以外の「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物」を含む。)に関わる事業者等の以下の管理プロセスを検査対象とし、その中から適切なサンプリングによって検査を行う。

- (1) 放射性固体廃棄物等の管理
- (2) 放射性廃棄物でない廃棄物
- (3) 事業所外廃棄(放射性廃棄物、埋設処分、輸入廃棄物)
- (4) 事業所外運搬物(新燃料、使用済燃料除く)
- (5) 放射能濃度(クリアランス)

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査実施

4.1 放射性固体廃棄物等の管理

4.1.1 放射性固体廃棄物等の処理

- (1) 放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれの定められた処理が施されていることを確認する。
- (2) 放射性固体廃棄物処理設備の運転状況が適切であることを確認する。
- (3) 放射性廃棄物等の処理、ドラム詰め等の記録が適切に維持、管理されていることを確認する。

4.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管

- (1) 放射性固体廃棄物等の貯蔵または保管状況が、許認可等を踏まえて適切に管理された状態であることを確認する。
- (2) 汚染拡大防止のための放射線防護上、必要な措置が定められていることを確認する。

法) に関する放射性固体廃棄物等の管理の実施状況を確認する。なお、事業所外運搬の措置に関する事項は、新燃料及び使用済燃料の運搬に係る事項を除く。

上記事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定する線量等に関する措置、機能の保全の措置及び事業所等の外における運搬の措置並びに放射能濃度の測定及び評価の方法の他、保安規定審査基準で規定する放射性廃棄物でない廃棄物の取扱いに係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定する、放射性廃物管理、汚染の防止等、放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

放射性固体廃棄物等(輸入した放射性廃棄物(以下「輸入廃棄物」という。)並びに新燃料及び使用済燃料以外の「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物」を含む。)に関わる事業者等の以下の管理プロセスを検査対象とし、その中から適切なサンプリングによって検査を行う。

- (6) 放射性固体廃棄物等の管理
- (7) 放射性廃棄物でない廃棄物
- (8) 事業所外廃棄(放射性廃棄物、埋設処分、輸入廃棄物)
- (9) 事業所外運搬物(新燃料、使用済燃料除く)
- (10) 放射能濃度(クリアランス)

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査実施

4.1 放射性固体廃棄物等の管理

4.1.1 放射性固体廃棄物等の処理

- (1) 放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれの定められた処理が施されていることを確認する。
- (2) 放射性固体廃棄物処理設備の運転状況が適切であることを確認する。
- (3) 放射性廃棄物等の処理、ドラム詰め等の記録が適切に維持、管理されていることを確認する。

4.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管

- (1) 放射性固体廃棄物等の貯蔵または保管状況が、許認可等を踏まえて適切に管理された状態であることを確認する。
- (2) 汚染拡大防止のための放射線防護上、必要な措置が定められていることを確認する。

(3)表面線量当量率、放射能濃度等を考慮した保管場所や保管方法による適切な管理が行われていることを確認する。

4.1.3 事業所内運搬

(1)管理区域外において放射性固体廃棄物等の運搬する場合、炉規則第 88 条第 1 項に基づく措置の実施状況について確認する。

4.2 放射性廃棄物でない廃棄物

放射性廃棄物でない廃棄物については「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて（指示）」（平成20・04・21原院第 1 号（平成20年 5 月27日原子力安全・保安院制定（NISA-111a-08-1））の別添「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いに関するガイドライン」を用いて「放射性廃棄物でない廃棄物」であることを適切に判断し、また適切に取り扱われていることを確認する。

4.3 事業所外廃棄

4.3.1 事業所外廃棄（放射性廃棄物）

放射性廃棄物（埋設処分及び輸入廃棄物を除く）に関して、法第58条に基づく、工場又は事業所の外において廃棄しようとする場合の廃棄に関する措置が核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和53年総理府令第57号。以下「外廃規則」という。）第 2 条で定める保安のために必要な措置等に適合していることを確認する。

4.3.2 事業所外廃棄（埋設処分）

放射性廃棄物を埋設処分する場合の廃棄に関する措置が外廃規則第 2 条で定める保安のために必要な措置等に適合していることを確認する。

(1)廃棄物の表面線量当量率及び放射能濃度等が、所定の測定装置により定められた測定方法で適切に管理された状態で測定されていることを確認する。

(2)測定結果の評価（判定状況含む）が適切に実施されていることを確認する。

4.3.3 事業所外廃棄（輸入廃棄物）

輸入廃棄物に関して、法第58条に基づく、工場又は事業所の外において廃棄しようとする場合の廃棄に関する措置が外廃規則第 2 条で定める保安のために必要な措置等に適合していることを確認する。

4.4 事業所外運搬（新燃料、使用済燃料除く）

法第59条第 1 項の規定に基づき、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を事業所等の外において運搬する場合、運搬する物に関して保安のための必要な措置が適切に講じられていることを確認する。

4.5 放射能濃度（クリアランス）

法第61条の 2 第 2 項により認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法に基づき、当該認可を受

(3)表面線量当量率、放射能濃度等を考慮した保管場所や保管方法による適切な管理が行われていることを確認する。

4.1.3 事業所内運搬

(1)管理区域外において放射性固体廃棄物等の運搬する場合、炉規則第 88 条第 1 項に基づく措置の実施状況について確認する。

4.2 放射性廃棄物でない廃棄物

放射性廃棄物でない廃棄物については「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて（指示）」（平成20・04・21原院第 1 号（平成20年 5 月27日原子力安全・保安院制定（NISA-111a-08-1））の別添「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いに関するガイドライン」を用いて「放射性廃棄物でない廃棄物」であることを適切に判断し、また適切に取り扱われていることを確認する。

4.3 事業所外廃棄

4.3.1 事業所外廃棄（放射性廃棄物）

放射性廃棄物（埋設処分及び輸入廃棄物を除く）に関して、法第58条に基づく、工場又は事業所の外において廃棄しようとする場合の廃棄に関する措置が核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和53年総理府令第57号。以下「外廃規則」という。）第 2 条で定める保安のために必要な措置等に適合していることを確認する。

4.3.2 事業所外廃棄（埋設処分）

放射性廃棄物を埋設処分する場合の廃棄に関する措置が外廃規則第 2 条で定める保安のために必要な措置等に適合していることを確認する。

(1)廃棄物の表面線量当量率及び放射能濃度等が、所定の測定装置により定められた測定方法で適切に管理された状態で測定されていることを確認する。

(2)測定結果の評価（判定状況含む）が適切に実施されていることを確認する。

4.3.3 事業所外廃棄（輸入廃棄物）

輸入廃棄物に関して、法第58条に基づく、工場又は事業所の外において廃棄しようとする場合の廃棄に関する措置が外廃規則第 2 条で定める保安のために必要な措置等に適合していることを確認する。

4.4 事業所外運搬（新燃料、使用済燃料除く）

法第59条第 1 項の規定に基づき、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を事業所等の外において運搬する場合、運搬する物に関して保安のための必要な措置が適切に講じられていることを確認する。

4.5 放射能濃度（クリアランス）

法第61条の 2 第 2 項により認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法に基づき、当該認可を受

けた申請書等において記載された内容を満足するよう、同条第1項の確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価が行われ、適切に取り扱われていることを確認する。

4.6 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 放射性固体廃棄物等の管理に関する確認の観点等

5.1.1 放射性固体廃棄物等の処理

- (1) 事業者等の放射性固体廃棄物の処理に係る年度計画等を確認しておくこと。
- (2) 放射性固体廃棄物処理設備について、管理値等を逸脱した運転状況が発生していないこと、現在の運転状況が正常であることを確認する。
- (3) 現場の系統構成及び機器の設置状態が、事業者等の図書（技術図書、手順書、図面等）と一致していることを確認する。
- (4) 放射性固体廃棄物処理設備のうち、埋設処分に係る固化設備等の運転状況の確認結果については、日常検査により事業者等の活動を適時確認することにより、廃棄体確認（法定確認）の適切性の確認に資するものである。確認結果については、検査業務用のシステムに入力する。

5.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管

- (1) 事業者等の放射性固体廃棄物等に係る年度の発生予想、搬出計画及び貯蔵予想本数等を確認しておくこと。特に、大量の放射性固体廃棄物が発生する改良工事等が計画されている場合は注意すること。
- (2) 許認可で定められた貯蔵本数を超えて放射性固体廃棄物等が貯蔵、保管されていないことを確認する。
- (3) 許認可における遮へい計算の前提条件となっているドラム缶の放射能濃度、配置等を満足していることを確認する。
- (4) 高線量のドラム缶等の保管場所を別途定め注意喚起を行う等、被ばく低減に努めていることを確認する。
- (5) 放射性固体廃棄物等の貯蔵、搬出または保管場所の変更に伴う保管量の把握、識別記録の作成又は放射線量の測定等が適切に行われていることを確認する。

5.1.3 事業所内運搬

- (1) 運搬中の輸送物の移動、転倒等の防止措置、運搬経路への標識の掲示、法令に定める危険物との混載防止、見張り人の配置、保安の監督を行う者の同行等、事業所内における運搬の方法について確認する。

けた申請書等において記載された内容を満足するよう、同条第1項の確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価が行われ、適切に取り扱われていることを確認する。

4.6 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 放射性固体廃棄物等の管理

5.1.1 放射性固体廃棄物等の処理

- (1) 事業者等の放射性固体廃棄物の処理に係る年度計画等を確認しておくこと。
- (2) 放射性固体廃棄物処理設備について、管理値等を逸脱した運転状況が発生していないこと、現在の運転状況が正常であることを確認する。
- (3) 現場の系統構成及び機器の設置状態が、事業者等の図書（技術図書、手順書、図面等）と一致していることを確認する。
- (4) 放射性固体廃棄物処理設備のうち、埋設処分に係る固化設備等の運転状況の確認結果については、日常検査により事業者等の活動を適時確認することにより、廃棄体確認（法定確認）の適切性の確認に資するものである。確認結果については、検査業務用のシステムに入力する。

5.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管

- (1) 事業者等の放射性固体廃棄物等に係る年度の発生予想、搬出計画及び貯蔵予想本数等を確認しておくこと。特に、大量の放射性固体廃棄物が発生する改良工事等が計画されている場合は注意すること。
- (2) 許認可で定められた貯蔵本数を超えて放射性固体廃棄物等が貯蔵、保管されていないことを確認する。
- (3) 許認可における遮へい計算の前提条件となっているドラム缶の放射能濃度、配置等を満足していることを確認する。
- (4) 高線量のドラム缶等の保管場所を別途定め注意喚起を行う等、被ばく低減に努めていることを確認する。
- (5) 放射性固体廃棄物等の貯蔵、搬出または保管場所の変更に伴う保管量の把握、識別記録の作成又は放射線量の測定等が適切に行われていることを確認する。

5.1.3 事業所内運搬

- (1) 運搬中の輸送物の移動、転倒等の防止措置、運搬経路への標識の掲示、法令に定める危険物との混載防止、見張り人の配置、保安の監督を行う者の同行等、事業所内における運搬の方法について確認する。

記載の適正化（記載内容の明記）

5.2 放射性廃棄物でない廃棄物に関する確認の観点等

- (1) 放射性廃棄物でない廃棄物については、保安規定及び保安規定に基づく下部規定等に従って管理されていることを確認する。
- (2) 同下部規定に基づいて、汚染のおそれのある管理区域において設置された資機材等及び汚染のおそれがある管理区域で使用された物品を放射性廃棄物でない廃棄物と判断する場合には「念のための測定」が実施されていることを確認する。
- (3) 物品搬出業務、放射線測定業務等を協力会社等に外部委託する場合は、協力会社等の業務内容についての調達管理を確認する。
- (4) 放射性廃棄物でない廃棄物については、その発生から判断に至るまでの間に汚染されていないことの履歴（トレーサビリティ）が保存されていること、また、放射性廃棄物でない廃棄物に放射性物質による追加的な汚染及び異物の混入等の防止措置が適切に実施されていることを確認する。
- (5) 放射性廃棄物でない廃棄物と判断されたものを産業廃棄物処分業者に引き渡した場合は、産業廃棄物管理票（マニフェスト）が運用されていることを確認する。

5.3 事業所外廃棄に関する確認の観点等

5.3.1 事業所外廃棄（放射性廃棄物）

- (1) 廃棄が可能な放射性廃棄物とするよう必要な処理を行っていること、廃棄前に措置の実施状況を確認していること、及び記録を保存するとともに当該廃棄施設を設置した者に記録の写しを交付していることを確認する。

5.3.2 事業所外廃棄（埋設処分）

- (1) 事業者等が実施する測定状況について、1サンプル（2～3本/h）を目安に確認する。
- (2) 日常検査により事業者等の活動を適時確認することにより、廃棄体確認（法定確認）の適切性の確認に資するものである。確認結果については、検査報告システム（仮称）に入力する。

5.3.3 事業所外廃棄（輸入廃棄物）

- (1) 輸入廃棄物は、事前に返還スケジュール、荷主電力などの必要な情報を収集及び確認し、法定確認申請前の検査（製造段階の事業者等検査の確認など）に備える。
- (2) 事業所外廃棄、事業所外運搬の要求事項に対する活動（適合性確認実施状況や製造の品質記録が要求事項を満足することを事業者等が確実にしていること（第三者機関による監査の実施状況を含む。）が適切に実施されていることを確認する。

5.4 事業所外運搬（新燃料、使用済燃料除く）に関する確認の観点等

- (1) 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を事業所外へ搬出する場合には、輸送容器の維持管理、輸送計画、放射線防護を含めて、輸送物の表面温度、表面線量当量率及び表面汚染密度、標識等の法令要求を満足していることを確認する。また、輸送物の設計において経年変化を考慮する必要がある場合は、その設計が維持されていることを確認する。

5.2 放射性廃棄物でない廃棄物

検査手引きなし

5.3 事業所外廃棄

5.3.1 事業所外廃棄（放射性廃棄物）

- (1) 廃棄が可能な放射性廃棄物とするよう必要な処理を行っていること、廃棄前に措置の実施状況を確認していること、及び記録を保存するとともに当該廃棄施設を設置した者に記録の写しを交付していることを確認する。

5.3.2 事業所外廃棄（埋設処分）

- (1) 事業者等が実施する測定状況について、1サンプル（2～3本/h）を目安に確認する。
- (2) 日常検査により事業者等の活動を適時確認することにより、廃棄体確認（法定確認）の適切性の確認に資するものである。確認結果については、検査報告システム（仮称）に入力する。

5.3.3 事業所外廃棄（輸入廃棄物）

- (1) 輸入廃棄物は、事前に返還スケジュール、荷主電力などの必要な情報を収集及び確認し、法定確認申請前の検査（製造段階の事業者等検査の確認など）に備える。
- (2) 事業所外廃棄、事業所外運搬の要求事項に対する活動（適合性確認実施状況や製造の品質記録が要求事項を満足することを事業者等が確実にしていること（第三者機関による監査の実施状況を含む。）が適切に実施されていることを確認する。

5.4 事業所外運搬（新燃料、使用済燃料除く）

- (1) 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を事業所外へ搬出する場合には、輸送容器の維持管理、輸送計画、放射線防護を含めて、輸送物の表面温度、表面線量当量率及び表面汚染密度、標識等の法令要求を満足していることを確認する。また、輸送物の設計において経年変化を考慮する必要がある場合は、その設計が維持されていることを確認する。

記載の適正化（記載内容の明記）

運用の明確化（内規に基づき検査手引きを追記）

(2) 発送前検査が行われる場合、法定基準の適合状況や保安規定を遵守した活動が実施されていることを確認する。また、以下の事業者等の活動を適時確認することにより、事業所外運搬物確認（法定確認）の適切性の確認に資するものである。確認結果については、検査業務用のシステムに入力する。

（確認項目）

- ・測定装置の校正及び点検の記録。
- ・発送前検査（外観、線量当量率、収納物、重量、気密漏洩検査等）の状況。

5.5 放射能濃度（クリアランス）に関する確認の観点等

保安規定に定める放射能濃度確認に係る措置の実施状況を確認する。

- (1) 放射能濃度の確認対象物の放射能濃度の測定、評価が原子炉等規制法第 61 条の 2 第 2 項の規定に基づき認可を受けた方法に基づき実施されていることを確認する。
- (2) 放射能濃度確認対象物の運搬、保管において異物の混入防止、追加的な汚染の防止等必要な措置が講じられていることを確認する。

6 参考資料

(1) 法令、基準等

- 核原料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則
 - 製錬事業者等における工場等において用いた資材その他に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則
 - 試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則
 - 核燃料物質等の工場又は事業所外における廃棄に関する規則
 - 核燃料物質等の工場又は事業所外における運搬に関する規則
 - 工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質についての放射能濃度に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
 - 工場又は事業所の外における廃棄に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
 - 工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
 - 海外再処理に伴う返還廃棄物（ガラス固化体）の輸入に関連して所管行政庁から報告を受けるべき事項について（調査審議結果）（平成 20 年 11 月 27 日 原子力安全委員会）
 - 工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
 - 海外再処理に伴う返還廃棄物（ガラス固化体）の輸入に関連して所管行政庁から報告を受けるべき事項について（調査審議結果）（平成 20 年 11 月 27 日 原子力安全委員会）
1. 内運搬告示（発電炉、核燃料施設）
 - m. 外運搬告示

(2) 発送前検査が行われる場合、法定基準の適合状況や保安規定を遵守した活動が実施されていることを確認する。また、以下の事業者等の活動を適時確認することにより、事業所外運搬物確認（法定確認）の適切性の確認に資するものである。確認結果については、検査業務用のシステムに入力する。

（確認項目）

- ・測定装置の校正及び点検の記録。
- ・発送前検査（外観、線量当量率、収納物、重量、気密漏洩検査等）の状況。

5.5 放射能濃度（クリアランス）

保安規定に定める放射能濃度確認に係る措置の実施状況を確認する。

- (1) 放射能濃度の確認対象物の放射能濃度の測定、評価が原子炉等規制法第 61 条の 2 第 2 項の規定に基づき認可を受けた方法に基づき実施されていることを確認する。
- (2) 放射能濃度確認対象物の運搬、保管において異物の混入防止、追加的な汚染の防止等必要な措置が講じられていることを確認する。

6 参考資料

(1) 法令、基準等

- 核原料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則
 - 製錬事業者等における工場等において用いた資材その他に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則
 - 試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則
 - 核燃料物質等の工場又は事業所外における廃棄に関する規則
 - 核燃料物質等の工場又は事業所外における運搬に関する規則
 - 工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質についての放射能濃度に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
 - 工場又は事業所の外における廃棄に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
 - 工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
 - 海外再処理に伴う返還廃棄物（ガラス固化体）の輸入に関連して所管行政庁から報告を受けるべき事項について（調査審議結果）（平成 20 年 11 月 27 日 原子力安全委員会）
 - 工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
 - 海外再処理に伴う返還廃棄物（ガラス固化体）の輸入に関連して所管行政庁から報告を受けるべき事項について（調査審議結果）（平成 20 年 11 月 27 日 原子力安全委員会）
1. 内運搬告示（発電炉、核燃料施設）
 - m. 外運搬告示

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 ①核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を事業所外へ搬出する場合に、輸送物の設計において経年変化を考慮する必要がある場合の視点を追加（5.4 事業所外運搬（新燃料、使用済燃料除く）） ○記載の適正化	
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○運用の明確化（放射性廃棄物でない廃棄物に関する確認の観点等について、内規をもとに検査手引きを追記）（5 検査手引き）</u> <u>○記載の適正化</u>	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条、第79条及び第88条から第90条	第92条第1項第9号から第14号及び同条第3項第8号から第13号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第73条、第74条及び第83条から第85条	第87条第1項第9号から第14号及び同条第3項第9号から第14号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第7条、第8条及び第12条から第14条	第15条第1項第7号から第13号及び同条第2項第8号から第13号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第9条、第10条及び第14条から第16条	第17条第1項第7号から第12号及び同条第2項第9号から第14号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の2の9、第7条の3及び第7条の6から第7条の8	第8条第1項第7号から第12号及び同2項第9号から第14号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第29条、第30条及び第34条から第35条	第37条第1項第7号から第12号及び同条第2項第8号から第12号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第27条、第28条及び第32条から第33条	第34条第1項第7号から第11号及び同条第2項第8号から第12号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第53条、第54条及び第60条から第61条	第63条第1項第7号から第11号及び同条第2項第8号から第12号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種	第14条、第15条及び第18条から第19条	第20条第1項第7号から第13号及び同条第2項第

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 ①核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を事業所外へ搬出する場合に、輸送物の設計において経年変化を考慮する必要がある場合の視点を追加（5.4 事業所外運搬（新燃料、使用済燃料除く）） ○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条、第79条及び第88条から第90条	第92条第1項第9号から第14号及び同条第3項第8号から第13号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第73条、第74条及び第83条から第85条	第87条第1項第9号から第14号及び同条第3項第9号から第14号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第7条、第8条及び第12条から第14条	第15条第1項第7号から第13号及び同条第2項第8号から第13号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第9条、第10条及び第14条から第16条	第17条第1項第7号から第12号及び同条第2項第9号から第14号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の2の9、第7条の3及び第7条の6から第7条の8	第8条第1項第7号から第12号及び同2項第9号から第14号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第29条、第30条及び第34条から第35条	第37条第1項第7号から第12号及び同条第2項第8号から第12号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第27条、第28条及び第32条から第33条	第34条第1項第7号から第11号及び同条第2項第8号から第12号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第53条、第54条及び第60条から第61条	第63条第1項第7号から第11号及び同条第2項第8号から第12号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種	第14条、第15条及び第18条から第19条	第20条第1項第7号から第13号及び同条第2項第

	廃棄物埋設の事業に関する規則		7号から第11号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の4、第2条の11の5及び第2条の11の10から第2条の11の12	第2条の12第1項第6号から第11号及び同条第2項第8号から第13号

	廃棄物埋設の事業に関する規則		7号から第11号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の4、第2条の11の5及び第2条の11の10から第2条の11の12	第2条の12第1項第6号から第11号及び同条第2項第8号から第13号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第34条及び第41条から第43条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第33条及び第40条から第42条まで
試験研究用等原子炉施設	第15条から第17条まで、第31条、第52条で準用する第31条、第59条で準用する第31条及び第70条で準用する第31条
再処理施設	第21条及び第26条から第28条まで
加工施設	第19条及び第21条から第23条まで
使用済燃料貯蔵施設	第18条及び第20条から第22条まで
特定廃棄物管理施設	第16条及び第19条から第21条まで
特定第一種廃棄物埋設施設	第16条及び第19条から第21条まで
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第9条、第19条、第20条、第23条及び第24条

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第34条及び第41条から第43条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第33条及び第40条から第42条まで
試験研究用等原子炉施設	第15条から第17条まで、第31条、第52条で準用する第31条、第59条で準用する第31条及び第70条で準用する第31条
再処理施設	第21条及び第26条から第28条まで
加工施設	第19条及び第21条から第23条まで
使用済燃料貯蔵施設	第18条及び第20条から第22条まで
特定廃棄物管理施設	第16条及び第19条から第21条まで
特定第一種廃棄物埋設施設	第16条及び第19条から第21条まで
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第9条、第19条、第20条、第23条及び第24条

表3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目 ^{*1}	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	40	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄物 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄物 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄物 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常

表3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目 ^{*1}	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	40	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄物 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄物 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄物 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常

07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目05、07、08の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

02 研開炉

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	40	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目05、07、08の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

03 試験炉

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理 (熱出力500kW以上※2)	1年	2	9	日常
02	放射性固体廃棄物等の管理 (熱出力500kW以上※3)	1年	2	4	日常
03	放射性固体廃棄物等の管理 (熱出力500kW未満)	1年	2	2	日常
04	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1	上記施設区分の 時間に含む	日常

07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目05、07、08の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

02 研開炉

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	40	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目05、07、08の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

03 試験炉

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理 (熱出力500kW以上※2)	1年	2	9	日常
02	放射性固体廃棄物等の管理 (熱出力500kW以上※3)	1年	2	4	日常
03	放射性固体廃棄物等の管理 (熱出力500kW未満)	1年	2	2	日常
04	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1	上記施設区分の 時間に含む	日常

05	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
06	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
09	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
10	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

- ※1 項目 07、09、10 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。
 ※2 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの
 ※3 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	18	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

- ※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

05 加工

05	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
06	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
09	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
10	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

- ※1 項目 07、09、10 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。
 ※2 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの
 ※3 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの

04 再処理

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	18	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

- ※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

05 加工

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理 (MOX加工)	1年	2	12	日常
02	放射性固体廃棄物等の管理 (ウラン加工)	1年	2	9	日常
03	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1	上記施設区分の 時間を含む	日常
04	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
06	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
07	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
08	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
09	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目 06、08、09 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

06 貯蔵

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理 (MOX加工)	1年	2	12	日常
02	放射性固体廃棄物等の管理 (ウラン加工)	1年	2	9	日常
03	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1	上記施設区分の 時間を含む	日常
04	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
06	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
07	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
08	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
09	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目 06、08、09 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

06 貯蔵

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
----	-------	-------	-------	-------	-----

※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

07 管理

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

08 埋設

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
----	-------	-------	-------	-------	-----

※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

07 管理

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

08 埋設

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

09 使用（政令該当）

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

09 使用（政令該当）

ID	検査項目※1	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

※1 項目 05、07、08 の原子力規制検査は、本庁において法定確認行為の資料とする。

基本検査運用ガイド
品質マネジメントシステムの運用
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">品質マネジメントシステムの運用</p> <p style="text-align: center;">(BQ0010_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」「放射線安全」「核物質防護」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処・大規模損壊対処」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」「核物質防護」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」「核物質防護」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「横断」</p> <p>2 検査目的 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。以下「原子炉等規制法」という。）第4条第1項第3号、第13条第2項第7号、第23条第2項第9号、第43条の3の5第2項第11号、第44条第2項第9号、第51条の2第3項第7号及び第52条第2項第10号で規定している事項（保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備）について、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（令和2年1月23日原子力規制委員会規則第2号。<u>以下</u>「品質管理基準規則」という。）に規定されている品質マネジメントシステム（<u>以下</u>「QMS」という。）に基づき、保安活動の計画、実施、評価及び改善等の実施状況を確認する。これらの確認対象とする事業者の活動においては、設計及び工事の計画の認可に係る設計、工事、使用前事業者検査等における品質管理に係る活動などとも関連してくることから、関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。 また、原子炉等規制法第61条の2の2第1項第3号ロ及び第4号イで規定している事項（核物質防護</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">品質マネジメントシステムの運用</p> <p style="text-align: center;">(BQ0010_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」「放射線安全」「核物質防護」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処・大規模損壊対処」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」「核物質防護」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」「核物質防護」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「横断」</p> <p>2 検査目的 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。以下「原子炉等規制法」という。）第4条第1項第3号、第13条第2項第7号、第23条第2項第9号、第43条の3の5第2項第11号、第44条第2項第9号、第51条の2第3項第7号及び第52条第2項第10号で規定している事項（保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備）について、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（令和2年1月23日原子力規制委員会規則第2号。<u>以下</u>「品質管理基準規則」という。）に規定されている品質マネジメントシステム（<u>以下</u>「QMS」という。）に基づき、保安活動の計画、実施、評価及び改善等の実施状況を確認する。これらの確認対象とする事業者の活動においては、設計及び工事の計画の認可に係る設計、工事、使用前事業者検査等における品質管理に係る活動などとも関連してくることから、関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。 また、原子炉等規制法第61条の2の2第1項第3号ロ及び第4号イで規定している事項（核物質防護</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化</p>

規定に従って講ずべき措置の実施状況及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置の実施状況)について、核物質防護規定に規定されている特定核燃料物質の防護のために必要な措置の定期的な評価及び改善(以下「核物質防護措置に係る評価・改善」という。)に関する活動の実施状況も確認する。

本検査の目的は、事業者がQMS及び核物質防護措置に係る評価・改善を積極的に活用することにより、原子炉等規制法の目的に影響を及ぼすおそれのある問題を効果的に検知し、問題となる事象(以下「事象」という。)の発生を未然に防止できること、不適合を除去した後に是正処置を施して、当該不適合の再発を防止できることなどの組織が改善に必要な業務遂行能力を有していることを確認することである。

また、事業者は、自らの組織で発生した問題や今後顕在化することが想定される問題だけではなく、広く国内外の産業界から得られた知見も踏まえて、改善の機会を逸することなく、問題を特定し対策を講じることにより、問題の未然防止又は再発を防止する活動(以下「PI&R活動」という。)を行わなければならない。

このため、本検査では、PI&R活動に着目し、事業者がQMS及び核物質防護措置に係る評価・改善に従った活動を実施し、問題の特定と解決が適切に行われていることを確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

本検査では、各検査分野での活動目的を満たしているかどうかを監視評価する監視領域評価指標(以下「パフォーマンス指標」という。)の実績では把握できない事業者の活動状況を監視するため、①日常観察、②半期検査、③年次検査により、以下の(1)～(8)の検査項目等について確認する。

(1) 保安活動におけるPI&R活動の一環としての監視測定による課題の抽出、データ分析及び不適合の識別管理、それらの優先順位付け、原因の分析及び是正処置・未然防止処置等並びに核物質防護措置に係る評価・改善から成る事業者の是正処置プログラム(以下「CAP」という。)の実効性を評価する。更に安全活動^{*1}において、CAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかを確認する。

※1 安全活動とは、原子力規制検査等に関する規則(令和2年1月23日原子力規制委員会規則第1号)第2条において、原子力事業者等又は核原料物質を使用する者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動と規定している。

(2) 品質管理基準規則に基づき事業者が自らの基準に従って保安活動を行い、その期待される成果が達成されていることを確認する。

(3) 原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び国内外の原子力施設等から得られた知見並びにニューシア(NUCIA)情報等(原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。)を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認する。

(4) 事業者の内部監査(外部監査を含めても良い)及びマネジメントレビュー等の自己評価の実効性を確認する。

(5) 品質管理基準規則及び事業者の基準に基づく安全文化の育成と維持に関する取組状況やCAP等から得られる弱点や強化すべき分野について確認する。

(6) 過去に特定された規制要求及び事業者の基準に対する不遵守(「緑」(核燃料施設等においては「追加対応なし」)のパフォーマンス劣化及びSLIVの違反)についての是正処置状況を確認する。

(7) 調達先の管理を適切に実施していることを確認する。特に、調達先の不適合情報についても適切に

規定に従って講ずべき措置の実施状況及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置の実施状況)について、核物質防護規定に規定されている特定核燃料物質の防護のために必要な措置の定期的な評価及び改善(以下「核物質防護措置に係る評価・改善」という。)に関する活動の実施状況も確認する。

本検査の目的は、事業者がQMS及び核物質防護措置に係る評価・改善を積極的に活用することにより、原子炉等規制法の目的に影響を及ぼすおそれのある問題を効果的に検知し、問題となる事象(以下「事象」という。)の発生を未然に防止できること、不適合を除去した後に是正処置を施して、当該不適合の再発を防止できることなどの組織が改善に必要な業務遂行能力を有していることを確認することである。

また、事業者は、自らの組織で発生した問題や今後顕在化することが想定される問題だけではなく、広く国内外の産業界から得られた知見も踏まえて、改善の機会を逸することなく、問題を特定し対策を講じることにより、問題の未然防止又は再発を防止する活動(以下「PI&R活動」という。)を行わなければならない。

このため、本検査では、PI&R活動に着目し、事業者がQMS及び核物質防護措置に係る評価・改善に従った活動を実施し、問題の特定と解決が適切に行われていることを確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

本検査では、各検査分野での活動目的を満たしているかどうかを監視評価する監視領域評価指標(以下「パフォーマンス指標」という。)の実績では把握できない事業者の活動状況を監視するため、①日常観察、②半期検査、③年次検査により、以下の(1)～(8)の検査項目等について確認する。

(1) 保安活動におけるPI&R活動の一環としての監視測定による課題の抽出、データ分析及び不適合の識別管理、それらの優先順位付け、原因の分析及び是正処置・未然防止処置等並びに核物質防護措置に係る評価・改善から成る事業者の是正処置プログラム(以下「CAP」という。)の実効性を評価する。更に安全活動^{*1}において、CAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかを確認する。

※1 安全活動とは、原子力規制検査等に関する規則(令和2年1月23日原子力規制委員会規則第1号)第2条において、原子力事業者等又は核原料物質を使用する者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動と規定している。

(2) 品質管理基準規則に基づき事業者が自らの基準に従って保安活動を行い、その期待される成果が達成されていることを確認する。

(3) 原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び国内外の原子力施設等から得られた知見並びにニューシア(NUCIA)情報等(原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。)を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認する。

(4) 事業者の内部監査(外部監査を含めても良い)及びマネジメントレビュー等の自己評価の実効性を確認する。

(5) 品質管理基準規則及び事業者の基準に基づく安全文化の育成と維持に関する取組状況やCAP等から得られる弱点や強化すべき分野について確認する。

(6) 過去に特定された規制要求及び事業者の基準に対する不遵守(「緑」(核燃料施設等においては「追加対応なし」)のパフォーマンス劣化及びSLIVの違反)についての是正処置状況を確認する。

(7) 調達先の管理を適切に実施していることを確認する。特に、調達先の不適合情報についても適切に

記載の適正化

調査して自らの組織への影響を評価し対応していることを確認する。

(8) 追加検査が必要になった場合には、本検査運用ガイドを使用することができる。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、以下及び表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

(1) 日常観察

- a. 日常観察は、1ユニット、2ユニット及び3ユニット・サイトそれぞれについて、30分、40分及び50分を目安として行う。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、30～50分を目安として行う。
- b. 日常観察は、事業者の日々のCAP（核燃料物質の防護に関係するものを含む。以下、日常観察に関する記載において同じ。）に焦点を当てて監視活動を行うため、サンプル数は年間を通じての検査活動として1サンプルとする。また、日常観察では、それぞれの検査ガイドのリソースの約10～15%相当とすることが期待される。必要とされる実際の所要時間は、特定の施設で生じる問題の性質と複雑性に依存して、大きく変わる場合がある。

(2) 半期検査

- a. 半期検査は、事業者の活動結果の傾向を評価することにより事業者のパフォーマンスを把握することを目的に実施し、半年ごとを目安に行う。また、サイトのユニット数に関係なく、サンプル数は2（半年ごとに1）、半期平均8～12時間を目安として行う。核燃料施設等において、半期検査は半年ごとを目安に行うが、施設の規模や特徴に応じて傾向分析等の半期検査に必要な事業者の活動結果が集まらないことが想定されるため、サンプル数は1～2とし、半期平均4～6時間を目安として行う。

(3) 年次検査

- a. 本検査では、事業者のPI&R活動全般を対象に深掘りした検査を行うため、検査に費やされる時間は検査対象の施設の状況に依存するとともに、事業者のパフォーマンスに応じて検査項目やサンプル数を追加することもあるため、平均50～250時間を目安とする。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、平均8～50時間を目安として行う。

4 検査手順

4.1 検査実施

(1) 日常観察

- a. 検査官は、日常観察のため、事業者がCAPに入力した事案を確認する必要がある。この観察では、日常のCAP会合に出席する等^{*2}によりCAPの入力事案を確認する。この観察の目的は、半期検査及び年次検査又はその他の基本検査を通じて追加的なフォローアップが必要かもしれない反復的、長期的又は潜在的な機器故障や横断領域の問題等を検査官が把握するため、情報の収集及び分析を行うことにある。なお、安全文化に係る事象は、「附属書1 安全文化の育成と維

調査して自らの組織への影響を評価し対応していることを確認する。

(8) 追加検査が必要になった場合には、本検査運用ガイドを使用することができる。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、以下及び表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

(1) 日常観察

- a. 日常観察は、1ユニット、2ユニット及び3ユニット・サイトそれぞれについて、30分、40分及び50分を目安として行う。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、30～50分を目安として行う。
- b. 日常観察は、事業者の日々のCAP（核燃料物質の防護に関係するものを含む。以下、日常観察に関する記載において同じ。）に焦点を当てて監視活動を行うため、サンプル数は年間を通じての検査活動として1サンプルとする。また、日常観察では、それぞれの検査ガイドのリソースの約10～15%相当とすることが期待される。必要とされる実際の所要時間は、特定の施設で生じる問題の性質と複雑性に依存して、大きく変わる場合がある。

(2) 半期検査

- a. 半期検査は、事業者の活動結果の傾向を評価することにより事業者のパフォーマンスを把握することを目的に実施し、半年毎を目安に行うこととしサンプル数を2とする。また、サイトのユニット数に関係なく、半期平均8～12時間と推定される。核燃料施設等において、施設の規模や特徴に応じて、半期平均4～6時間を目安として行う。

(3) 年次検査

- a. 本検査では、事業者のPI&R活動全般を対象に深掘りした検査を行うため、検査に費やされる時間は検査対象の施設の状況に依存するとともに、事業者のパフォーマンスに応じて検査項目やサンプル数を追加することもあるため、平均50～250時間を目安とする。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、平均8～50時間を目安として行う。

4 検査手順

4.1 検査実施

(1) 日常観察

- a. 検査官は、日常観察のため、事業者がCAPに入力した事案を確認する必要がある。この観察では、日常のCAP会合に出席する等^{*2}によりCAPの入力事案を確認する。この観察の目的は、半期検査及び年次検査又はその他の基本検査を通じて追加的なフォローアップが必要かもしれない反復的、長期的又は潜在的な機器故障や横断領域の問題等を検査官が把握するため、情報の収集及び分析を行うことにある。なお、安全文化に係る事象は、「附属書1 安全文化の育成と

運用の明確化（日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化）

持に関するガイド」の安全文化 10 特性に基づき分類する。

※2 CAP会合への出席に限らず事業者のCAP活動が分かる資料を確認する等がある。

- b. 事業者により特定された問題について、その重要性に応じて是正処置が計画、実行されていることを確認する。選択した問題について綿密な検査が必要な場合には、年次検査により実施することができる。なお、不適合事象等の原因分析は、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。
- c. 原子力施設の機器及び安全活動に係る問題が、適切な閾値に基づき事業者により特定され、CAPに反映されていることを確認する。ヒューマンファクターに関する問題は、「附属書2 業務遂行能力に関するガイド」に基づき、その要因を確認する。また、横断領域のパフォーマンス劣化に繋がるような問題に留意し、これらが問題になりつつある又は既に顕在化していたものに影響を及ぼすようなものについて確認する必要がある。
- d. 事業者が問題を適切に分類し、短期的な是正処置を講じたことを検証するためにサンプルを抽出して確認する。
- e. その他の基本検査の実施中に事業者のCAPが適切に行われていることを確認する。
- f. 検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア (NUCIA) 情報等 (原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。) が事業者のCAPに取り込まれていることを確認する。

(2) 半期検査

- a. 安全に影響を及ぼす可能性のある傾向を特定するため、日常観察で収集、分類した情報から類似の不適合の再発、有効性レビューや是正処置が未実施の案件、保安規定に抵触するおそれのある事象等を抽出し、半年ごと²に分析する。
- b. 抽出、分析にあたっては、事業者が行った活動の状態監視、機器等の傾向監視及び自己評価に加え、繰り返し発生している不適合事象や類似性のある問題に着目する。
- c. 事業者からの情報及び上記 a. の分析結果から、事業者の活動や原子力施設の傾向を評価する。
- d. 加えて、再発している不適合又はプラントの系統、構造物及び機器 (以下「SSC」という。) の安全に潜在的な影響を及ぼすおそれのある傾向を特定するため、CAPで処置された是正処置の適切性についても確認する。

(3) 年次検査

- a. 本検査では、事業者の評価結果と検査官の確認、評価結果とを比較し、PI&R活動全般の実効性を評価する。その際、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査の情報も活用しつつ、前年の検査以降に事業者のCAPにより処理された問題を選択する。サンプルを選択する際には、「5.1(3) b. 検査対象の選定」及び「5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド」を参照することとし、可能な範囲において選定したサンプルには以下を含めること。
また、検査に当たっては、「5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性」の「表1 検査で考慮する項目」を参照して各問題をレビューすること。
(a)事業者のCAPに文書化されている安全上重要な不適合事象
(b)検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア (NUCIA) 情報等 (原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。) を収

維持に関するガイド」の安全文化 10 特性に基づき分類する。

※2 CAP会合への出席に限らず事業者のCAP活動が分かる資料を確認する等がある。

- b. 事業者により特定された問題について、その重要性に応じて是正処置が計画、実行されていることを確認する。選択した問題について綿密な検査が必要な場合には、年次検査により実施することができる。なお、不適合事象等の原因分析は、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。
- c. 原子力施設の機器及び安全活動に係る問題が、適切な閾値に基づき事業者により特定され、CAPに反映されていることを確認する。ヒューマンファクターに関する問題は、「附属書2 業務遂行能力に関するガイド」に基づき、その要因を確認する。また、横断領域のパフォーマンス劣化に繋がるような問題に留意し、これらが問題になりつつある又は既に顕在化していたものに影響を及ぼすようなものについて確認する必要がある。
- d. 事業者が問題を適切に分類し、短期的な是正処置を講じたことを検証するためにサンプルを抽出して確認する。
- e. その他の基本検査の実施中に事業者のCAPが適切に行われていることを確認する。
- f. 検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア (NUCIA) 情報等 (原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。) が事業者のCAPに取り込まれていることを確認する。

(2) 半期検査

- a. 安全に影響を及ぼす可能性のある傾向を特定するため、日常観察で収集、分類した情報から類似の不適合の再発、有効性レビューや是正処置が未実施の案件、保安規定に抵触するおそれのある事象等を抽出し、半年毎²に分析する。
- b. 抽出、分析にあたっては、事業者が行った活動の状態監視、機器等の傾向監視及び自己評価に加え、繰り返し発生している不適合事象や類似性のある問題に着目する。
- c. 事業者からの情報及び上記 a. の分析結果から、事業者の活動や原子力施設の傾向を評価する。
- d. 加えて、再発している不適合又はプラントの系統、構造物及び機器 (以下「SSC」という。) の安全に潜在的な影響を及ぼすおそれのある傾向を特定するため、CAPで処置された是正処置の適切性についても確認する。

(3) 年次検査

- a. 本検査では、事業者の評価結果と検査官の確認、評価結果とを比較し、PI&R活動全般の実効性を評価する。その際、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査の情報も活用しつつ、前年の検査以降に事業者のCAPにより処理された問題を選択する。サンプルを選択する際には、「5.1(3) b. 検査対象の選定」及び「5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド」を参照することとし、可能な範囲において選定したサンプルには以下を含めること。
また、検査に当たっては、「5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性」の「表1 検査で考慮する項目」を参照して各問題をレビューすること。
(a)事業者のCAPに文書化されている安全上重要な不適合事象
(b)検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア (NUCIA) 情報等 (原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。) を収

記載の適正化

集して特定された問題

- (c)事業者の内部監査（外部監査含む）及びマネジメントレビューのインプット、アウトプット
- (d)組織の健全な安全文化を育成し維持するための活動や安全を向上させるような提案、忌憚のない意見が部下からなされることを阻害するような環境が無いかな等を含む安全文化の弱点や強化すべき分野

- b. サンプルとして横断領域に関連する顕在化した又は今後顕在化すると想定される問題も選定し、弱点や強化すべき分野の評価を行う。その際、安全文化に係る事象は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」の安全文化10特性に基づき分類し、安全文化の傾向を把握する。
- c. 組織の問題や課題が経営層に把握され、その改善や解決のために必要な措置が組織運営に反映され、安全の向上に寄与していることを確認するため、施設の所長等他、管理責任者や担当者等に必要に応じて、インタビューを行っても良い。インタビューの実施に当たっては、「5.2 インタビュー時の留意事項（参考）」に留意して実施すること。

なお、検査官は、上記サンプルから得られた結果から以下の項目について、分析及び評価を実施すること。

- (a)問題を特定、評価、是正する事業者のCAPの実効性
- (b)事業者による運転経験情報等を活用した未然防止活動の状況
- (c)完了した事業者の内部監査とマネジメントレビューの実施状況
- (d)事業者の安全文化の育成等の活動の実効性と安全文化の弱点や強化すべき分野

- d. 日常観察及び半期検査において抽出した問題点を年次検査の参考情報として活用する。

5 検査手引

5.1 検査の視点

本検査は、可能な限りパフォーマンスベースの手法をとり、事業者の実際の活動及びその活動結果を記載した文書・記録を直接、監視又は確認する必要がある。検査官は、運転経験、評価及び監査を含む事業者のCAPの成果物と結果を評価する。その際、安全上重大な問題に焦点を当て、パフォーマンス劣化と判断される問題については、当該パフォーマンスに横断的に関連する原因を評価する。本検査は、CAP及び関連する手順書の記録等の事務的な手続きよりも安全上重大な問題に焦点を当て、事業者のPI&R活動における問題の特定や是正処置の実効性を確認する。是正処置の適切性を確認する際には、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。なお、事業者のPI&R活動をレビューする場合は、以下のガイダンスを考慮すること。

(1) 日常観察

日常観察では、改善が必要な問題や課題等が、決められた閾値に基づき特定され、CAP活動にインプットされて適切に処理されていることを確認する。具体的には、検査官が巡視や検査を通じて特定した問題と事業者が特定した問題とを比較することにより、確認することができる。

- a. 検査官は、以下のような機器故障、不適切な保全作業、職員の人的過誤、不適切なリスク評価・管理、緊急時への不適切な備え、不適切な手順書等が、確認されたパフォーマンス劣化に潜在的に関係していたかどうかを確認すること。

集して特定された問題

- (c)事業者の内部監査（外部監査含む）及びマネジメントレビューのインプット、アウトプット
- (d)組織の健全な安全文化を育成し維持するための活動や安全を向上させるような提案、忌憚のない意見が部下からなされることを阻害するような環境が無いかな等を含む安全文化の弱点や強化すべき分野

- b. サンプルとして横断領域に関連する顕在化した又は今後顕在化すると想定される問題も選定し、弱点や強化すべき分野の評価を行う。その際、安全文化に係る事象は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」の安全文化10特性に基づき分類し、安全文化の傾向を把握する。
- c. 組織の問題や課題が経営層に把握され、その改善や解決のために必要な措置が組織運営に反映され、安全の向上に寄与していることを確認するため、施設の所長等他、管理責任者や担当者等に必要に応じて、インタビューを行っても良い。インタビューの実施に当たっては、「5.2 インタビュー時の留意事項（参考）」に留意して実施すること。

なお、検査官は、上記サンプルから得られた結果から以下の項目について、分析及び評価を実施すること。

- (a)問題を特定、評価、是正する事業者のCAPの実効性
- (b)事業者による運転経験情報等を活用した未然防止活動の状況
- (c)完了した事業者の内部監査とマネジメントレビューの実施状況
- (d)事業者の安全文化の育成等の活動の実効性と安全文化の弱点や強化すべき分野

- d. 日常観察及び半期検査において抽出した問題点を年次検査の参考情報として活用する。

5 検査手引

5.1 検査の視点

本検査は、可能な限りパフォーマンスベースの手法をとり、事業者の実際の活動及びその活動結果を記載した文書・記録を直接、監視又は確認する必要がある。検査官は、運転経験、評価及び監査を含む事業者のCAPの成果物と結果を評価する。その際、安全上重大な問題に焦点を当て、パフォーマンス劣化と判断される問題については、当該パフォーマンスに横断的に関連する原因を評価する。本検査は、CAP及び関連する手順書の記録等の事務的な手続きよりも安全上重大な問題に焦点を当て、事業者のPI&R活動における問題の特定や是正処置の実効性を確認する。是正処置の適切性を確認する際には、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。なお、事業者のPI&R活動をレビューする場合は、以下のガイダンスを考慮すること。

(1) 日常観察

日常観察では、改善が必要な問題や課題等が、決められた閾値に基づき特定され、CAP活動にインプットされて適切に処理されていることを確認する。具体的には、検査官が巡視や検査を通じて特定した問題と事業者が特定した問題とを比較することにより、確認することができる。

- a. 検査官は、以下のような機器故障、不適切な保全作業、職員の人的過誤、不適切なリスク評価・管理、緊急時への不適切な備え、不適切な手順書等が、確認されたパフォーマンス劣化に潜在的に関係していたかどうかを確認すること。

- (a) 上記のような関係性を特定した場合、事業者が検査官から指摘を受ける前に当該事象を特定しCAPへ入力していたのか、あるいは検査官から指摘を受けてからCAPに入力したのかを検証するため、検査官はCAPに関する記録確認やCAPの会議体に参加すること。
- (b) 問題になりつつある又は問題になっている事象が他の分野にもあるかどうか以下のような横断的視点を持って確認すること。
 - ①以下のような類似の不適合が発生していなかったか。
 - (ア) 同様な管理がされている機器
 - (イ) 同一系統、同様な設置環境
 - (ウ) 同一部署 等
 - ②ヒューマンエラーに関する事象
 - ③不適切な管理に関する事象 等
- (c) 原子力施設に関する事故・故障等の報告等に該当する事象があれば、その内容を確認し、その問題が事業者のCAPに入力され、適切に処理されていることを検証する。
- (d) 調達先の不適合情報についても適切に評価して必要な対応をしていることを検証する。
- (e) 事業者が特定する不適合等について、品質管理基準規則に従って改善活動を行っていることを確認する。

b. 検査官は、「緑」（核燃料施設等においては「追加対応なし」）以上の可能性がある問題、状況に関して、事業者の原因分析及び是正処置が不十分と思われる場合には注意を怠らないこと。

事業者による原因分析及び是正処置が適切ではなかった理由を判断するため、事業者による原因分析及び是正処置に関する状況についても確認すること。問題がある場合には、「表1 検査で考慮する項目」に基づき、選択したサンプルをレビューする。検査官は事業者が品質を損なうような状況を特定、分類し、暫定又は最終的な是正処置が事業者の手順書及び規制要件に適合しているかどうかを判断すること。

例えば、品質を損なう状況を伴う最終的な処置によって、長期的な不適合や劣化した状況を継続していたことが明らかになる可能性がある（例：改善を先送りするための現状維持の決定、設備又は運転上の判定基準の不適切な改訂、設計又は運転裕度の不適切な低減、繰り返される応急的な作業指示等）。

c. ほとんどの基本検査ガイドには、当該検査の対象範囲においてPI&R活動の検査が含まれる。基本検査の一部でPI&R活動の検査を行う目的は、すべての監視領域の基本検査においてPI&R活動をサンプルすることにある。上記のように、PI&R活動の評価で最初に焦点を当てるのは、事業者が適切な閾値で問題を特定し、それを自らのCAPに取り込んでいることを検証することである。

ただし、検査官は、今後の検査対象となる潜在的な分野を特定するために、既に処理された是正処置を日常観察から除外することはない。検査官は、基本検査のサンプルを選定する場合、本検査ガイドの知見を考慮すべきであり、また、基本検査の一部としてPI&R活動のフォローアップを行ってもよい。

d. 火災防護等の専門的な案件は、本庁の担当部門に連絡すること。

(2) 半期検査

- a. 半期検査の対象期間に、下記のような傾向に着目して、事業者の活動状況等を評価する。
 - (a) 類似の機器や系統における不適合の再発
 - (b) 同じ監視領域での不適合の発生状況

- (a) 上記のような関係性を特定した場合、事業者が検査官から指摘を受ける前に当該事象を特定しCAPへ入力していたのか、あるいは検査官から指摘を受けてからCAPに入力したのかを検証するため、検査官はCAPに関する記録確認やCAPの会議体に参加すること。
- (b) 問題になりつつある又は問題になっている事象が他の分野にもあるかどうか以下のような横断的視点を持って確認すること。
 - ①以下のような類似の不適合が発生していなかったか。
 - (ア) 同様な管理がされている機器
 - (イ) 同一系統、同様な設置環境
 - (ウ) 同一部署 等
 - ②ヒューマンエラーに関する事象
 - ③不適切な管理に関する事象 等
- (c) 原子力施設に関する事故・故障等の報告等に該当する事象があれば、その内容を確認し、その問題が事業者のCAPに入力され、適切に処理されていることを検証する。
- (d) 調達先の不適合情報についても適切に評価して必要な対応をしていることを検証する。
- (e) 事業者が特定する不適合等について、品質管理基準規則に従って改善活動を行っていることを確認する。

b. 検査官は、「緑」（核燃料施設等においては「追加対応なし」）以上の可能性がある問題、状況に関して、事業者の原因分析及び是正処置が不十分と思われる場合には注意を怠らないこと。

事業者による原因分析及び是正処置が適切ではなかった理由を判断するため、事業者による原因分析及び是正処置に関する状況についても確認すること。問題がある場合には、「表1 検査で考慮する項目」に基づき、選択したサンプルをレビューする。検査官は事業者が品質を損なうような状況を特定、分類し、暫定又は最終的な是正処置が事業者の手順書及び規制要件に適合しているかどうかを判断すること。

例えば、品質を損なう状況を伴う最終的な処置によって、長期的な不適合や劣化した状況を継続していたことが明らかになる可能性がある（例：改善を先送りするための現状維持の決定、設備又は運転上の判定基準の不適切な改訂、設計又は運転裕度の不適切な低減、繰り返される応急的な作業指示等）。

c. ほとんどの基本検査ガイドには、当該検査の対象範囲においてPI&R活動の検査が含まれる。基本検査の一部でPI&R活動の検査を行う目的は、すべての監視領域の基本検査においてPI&R活動をサンプルすることにある。上記のように、PI&R活動の評価で最初に焦点を当てるのは、事業者が適切な閾値で問題を特定し、それを自らのCAPに取り込んでいることを検証することである。

ただし、検査官は、今後の検査対象となる潜在的な分野を特定するために、既に処理された是正処置を日常観察から除外することはない。検査官は、基本検査のサンプルを選定する場合、本検査ガイドの知見を考慮すべきであり、また、基本検査の一部としてPI&R活動のフォローアップを行ってもよい。

d. 火災防護等の専門的な案件は、本庁の担当部門に連絡すること。

(2) 半期検査

- a. 半期検査の対象期間に、下記のような傾向に着目して、事業者の活動状況等を評価する。
 - (a) 類似の機器や系統における不適合の再発
 - (b) 同じ監視領域での不適合の発生状況

- (c) ヒューマンエラーの傾向
- (d) 事業者の部門ごと²の不適合の発生状況
- (e) 有効性レビューや是正処置が未実施の案件

等

- b. 事業者の評価結果を基本検査又は追加検査により特定した結果と比較すること。
- c. 年次検査のスケジュールが、半期レビューから6カ月以内に設定される場合、原子力規制事務所所属の検査官は、事業者のパフォーマンス劣化に係る情報を年次検査チームの検査対象に組み入れること。
- d. 事業者の安全文化に係る不適切な事象（事業者がヒューマンエラーと判断した事象を含む。）をCAP等の情報を通じて入手した場合は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、事業者の安全文化における傾向を把握する。

(3) 年次検査

a. 計画立案

検査官は、計画を立案するにあたって、PI&R活動を管理する事業者の手順書等を確認する必要がある。これらの文書は、効果的かつ効率的な検査を行うため、レビューのみを行い、必要に応じて、事業者のプログラムやプロセスについて十分な情報を提供してもらう必要がある。

これに加え、前年の年次検査以降に発行されたCAP関連文書の一覧（例：作業依頼票、不適合管理、是正処置及び未然防止処置報告書等）、事業者の活動に関連するマネジメントレビューインプット・アウトプット等の自己評価資料（内部監査資料を含む）、パフォーマンスの指標及び事業者の安全文化の育成等の活動の報告等も確認すること。

b. 検査対象の選定

上記により立案した検査計画に基づき、検査官は、事業者のPI&R活動から検査対象を抽出すること。年次検査のチームリーダーは、日常観察及び半期検査から得られた情報も考慮しながら問題を選定し、事業者のPI&R活動の実効性を確認すること。また、事業者のCAPの中で文書化されている外部組織によるピアレビュー等の指摘事項、推奨事項、是正処置及び運転経験を参照することもできる。

(a) 検査対象には、「5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド」の必須項目（※の項目）に加え、事業者のパフォーマンスに応じて、同ガイドから広範囲な問題を含めることができる。例えば、検査対象として、配管の腐食、安全関連海水系の劣化、ホウ酸の蓄積、電子機器の経年劣化、設置環境等、その重要度が経年に依存する恐れがある問題を含めることができる。この検査では、5年間を対象としてチームが指定した項目について事業者に対し、CAP情報等の検索（コンピューター又はその他の手段により）を要求することができる。

(b) 検査期間中に事業者が安全文化に関する定期的な自己評価を実施している場合、その他の安全文化の弱点や強化すべき分野に関する自己評価とともに検査対象に含めなければならない。事業者が安全文化の育成等の活動に関する複数の自己評価（以下「安全文化評価」という。）を実施している場合、これらの複合的な評価を1つの検査対象とみなすことができる。検査官は、安全文化の評価により特定された問題に対する事業者の評価と措置の適切性を確認すること。

(c) 事業者の活動状況を品質管理基準規則及び「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイ

- (c) ヒューマンエラーの傾向
- (d) 事業者の部門毎²の不適合の発生状況
- (e) 有効性レビューや是正処置が未実施の案件

等

- b. 事業者の評価結果を基本検査又は追加検査により特定した結果と比較すること。
- c. 年次検査のスケジュールが、半期レビューから6カ月以内に設定される場合、原子力規制事務所所属の検査官は、事業者のパフォーマンス劣化に係る情報を年次検査チームの検査対象に組み入れること。
- d. 事業者の安全文化に係る不適切な事象（事業者がヒューマンエラーと判断した事象を含む。）をCAP等の情報を通じて入手した場合は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、事業者の安全文化における傾向を把握する。

(3) 年次検査

a. 計画立案

検査官は、計画を立案するにあたって、PI&R活動を管理する事業者の手順書等を確認する必要がある。これらの文書は、効果的かつ効率的な検査を行うため、レビューのみを行い、必要に応じて、事業者のプログラムやプロセスについて十分な情報を提供してもらう必要がある。

これに加え、前年の年次検査以降に発行されたCAP関連文書の一覧（例：作業依頼票、不適合管理、是正処置及び未然防止処置報告書等）、事業者の活動に関連するマネジメントレビューインプット・アウトプット等の自己評価資料（内部監査資料を含む）、パフォーマンスの指標及び事業者の安全文化の育成等の活動の報告等も確認すること。

b. 検査対象の選定

上記により立案した検査計画に基づき、検査官は、事業者のPI&R活動から検査対象を抽出すること。年次検査のチームリーダーは、日常観察及び半期検査から得られた情報も考慮しながら問題を選定し、事業者のPI&R活動の実効性を確認すること。また、事業者のCAPの中で文書化されている外部組織によるピアレビュー等の指摘事項、推奨事項、是正処置及び運転経験を参照することもできる。

(a) 検査対象には、「5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド」の必須項目（※の項目）に加え、事業者のパフォーマンスに応じて、同ガイドから広範囲な問題を含めることができる。例えば、検査対象として、配管の腐食、安全関連海水系の劣化、ホウ酸の蓄積、電子機器の経年劣化、設置環境等、その重要度が経年に依存する恐れがある問題を含めることができる。この検査では、5年間を対象としてチームが指定した項目について事業者に対し、CAP情報等の検索（コンピューター又はその他の手段により）を要求することができる。

(b) 検査期間中に事業者が安全文化に関する定期的な自己評価を実施している場合、その他の安全文化の弱点や強化すべき分野に関する自己評価とともに検査対象に含めなければならない。事業者が安全文化の育成等の活動に関する複数の自己評価（以下「安全文化評価」という。）を実施している場合、これらの複合的な評価を1つの検査対象とみなすことができる。検査官は、安全文化の評価により特定された問題に対する事業者の評価と措置の適切性を確認すること。

(c) 事業者の活動状況を品質管理基準規則及び「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイ

記載の適正化

ド」に基づき評価するが、必ずしもすべての措置についてこれらに基づいて評価する必要はなく、品質に影響を及ぼさない問題については、従業員の気付き事項プログラムのようなその他の手段を通じて解決することがより適切という可能性がある。検査官は、評価方法や評価の適切性ではなく、評価結果に対する事業者の対応又は是正処置に主眼を置くこと。また、事業者が独立した外部組織による安全文化の評価を実施するように原子力規制委員会から要求された場合、検査官は事業者が行った当該評価についても確認すること。

(d)検査官は、リスクの観点から1つ以上の重要な系統をサンプルとして選定してもよい。例えば、「B01020 設備の系統構成ガイド」の「包括的系統構成確認」に従って選択した系統の現場確認により、事業者のPI&R活動のあらゆる側面（問題の特定、優先順位付け、評価及び是正）の実施が十分であるかについて知見を得ることができる。ただし、検査対象の選定にこの方法が用いられる場合、重大事故等の監視領域及び放射線安全の監視領域における基本検査への適用を確実にするため、追加的な確認が必要となる場合がある。核燃料施設等については、「運転管理検査ガイド」等を参考にすること。

c. PI&R活動に対する洞察の深掘

検査チームは、十分な範囲の分野から十分な数のサンプルを評価することにより、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査の結果（外部監査が有れば含む。）を用いた事業者による問題の特定、評価及び解決に対する能力について考察を行うこと。検査官は、これらの結果をPI&R活動の事業者評価と比較することにより、事業者の評価がPI&R活動に関する検査官の評価と整合しているかを判断する。

本検査により、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査における事業者のパフォーマンスを確認し、パフォーマンス劣化の有無を確認する。パフォーマンス劣化が確認された場合には、その劣化の程度について評価を行う。

5.2 インタビュー時の留意事項（参考）

a. 職員等への聴取

検査期間中に事業者の職員及び協力企業の従業員に聴取を行う場合、検査官は、懸念事項の提起や問題の報告に消極的になる課題や状況が無いか注目する必要がある。事業者の職員及び協力企業の従業員への聴取により、プラントの運転や安全に影響を及ぼすおそれのある安全文化の実情を把握することができる。その際、事業者の職員からの安全文化に関する聴取の結果と、事業者の安全文化の評価結果との類似点及び相違点に注目すること。

インタビューは、検査手法の一つの手段であり、現場巡視や記録確認等を補完するものと位置付けられ、記録により確認できないものを対象としている。つまり、インタビューでの個々の回答及び回答をとりまとめた結果は、そのみで検査結果として取り扱わないが、インタビューで見つけた弱点等は、検査中に確認するか、確認できない場合には、その後の検査で確認すること。

また、インタビューでの個々の回答は、対象者が社内で不利益を受けるおそれがあるため、取扱いには注意する必要がある（b. NRCの取り組み等参照）。

b. NRCの取り組み等

(a)NRCは、インタビュー対象者のリスト情報を事業者側の管理職のみが知ることに限定した上で、インタビューを受けるスタッフの上司に対して、インタビューの事前準備やインタビュー結果の報告を求めないことを要請。

ド」に基づき評価するが、必ずしもすべての措置についてこれらに基づいて評価する必要はなく、品質に影響を及ぼさない問題については、従業員の気付き事項プログラムのようなその他の手段を通じて解決することがより適切という可能性がある。検査官は、評価方法や評価の適切性ではなく、評価結果に対する事業者の対応又は是正処置に主眼を置くこと。また、事業者が独立した外部組織による安全文化の評価を実施するように原子力規制委員会から要求された場合、検査官は事業者が行った当該評価についても確認すること。

(d)検査官は、リスクの観点から1つ以上の重要な系統をサンプルとして選定してもよい。例えば、「B01020 設備の系統構成ガイド」の「包括的系統構成確認」に従って選択した系統の現場確認により、事業者のPI&R活動のあらゆる側面（問題の特定、優先順位付け、評価及び是正）の実施が十分であるかについて知見を得ることができる。ただし、検査対象の選定にこの方法が用いられる場合、重大事故等の監視領域及び放射線安全の監視領域における基本検査への適用を確実にするため、追加的な確認が必要となる場合がある。核燃料施設等については、「運転管理検査ガイド」等を参考にすること。

c. PI&R活動に対する洞察の深掘

検査チームは、十分な範囲の分野から十分な数のサンプルを評価することにより、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査の結果（外部監査が有れば含む。）を用いた事業者による問題の特定、評価及び解決に対する能力について考察を行うこと。検査官は、これらの結果をPI&R活動の事業者評価と比較することにより、事業者の評価がPI&R活動に関する検査官の評価と整合しているかを判断する。

本検査により、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査における事業者のパフォーマンスを確認し、パフォーマンス劣化の有無を確認する。パフォーマンス劣化が確認された場合には、その劣化の程度について評価を行う。

5.2 インタビュー時の留意事項（参考）

a. 職員等への聴取

検査期間中に事業者の職員及び協力企業の従業員に聴取を行う場合、検査官は、懸念事項の提起や問題の報告に消極的になる課題や状況が無いか注目する必要がある。事業者の職員及び協力企業の従業員への聴取により、プラントの運転や安全に影響を及ぼすおそれのある安全文化の実情を把握することができる。その際、事業者の職員からの安全文化に関する聴取の結果と、事業者の安全文化の評価結果との類似点及び相違点に注目すること。

インタビューは、検査手法の一つの手段であり、現場巡視や記録確認等を補完するものと位置付けられ、記録により確認できないものを対象としている。つまり、インタビューでの個々の回答及び回答をとりまとめた結果は、そのみで検査結果として取り扱わないが、インタビューで見つけた弱点等は、検査中に確認するか、確認できない場合には、その後の検査で確認すること。

また、インタビューでの個々の回答は、対象者が社内で不利益を受けるおそれがあるため、取扱いには注意する必要がある（b. NRCの取り組み等参照）。

b. NRCの取り組み等

(a)NRCは、インタビュー対象者のリスト情報を事業者側の管理職のみが知ることに限定した上で、インタビューを受けるスタッフの上司に対して、インタビューの事前準備やインタビュー結果の報告を求めないことを要請。

(b) インタビューの回答を理由に上司や管理職が当該スタッフに不利益な扱いをした場合、Allegation (NRC への内部告発制度) による申告が可能な旨をインタビュー時に伝え、当該対象者から申告を受ければ、NRC が事実関係を調査。

(c) 日本の場合、上記 Allegation に該当する「原子力施設安全情報に係る申告制度」(原子力規制委員会ホームページのトップページから「原子力の規制」を選択し、「原子力規制検査」の「申告制度」を参照) があり、申告があった場合、これに基づき適切に対応する。

5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド

(1) 検査官は、年次検査の対象を選定する場合、実用炉の場合は、6つの監視領域(小分類:発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持、重大事故等対処及び大規模損壊対処、公衆に対する放射線安全、従業員に対する放射線安全)から、核燃料施設等については施設に応じた監視領域から幅広く選定すること。検査官は当該施設の問題、課題等の弱点、PI&R 活動及び過去に検査した分野に精通している原子力規制事務所所属の検査官又は本庁の検査官との協議から、適切なサンプルを決定するための知見を入手すること。

また、年次検査のためのサンプル選定に当たっては、保全プログラムの二次文書や保全計画等の保全情報、事業者の最新リスク分析の結果又は評価、運転部門の保守依頼票やサーバランス試験結果等のプラント情報についても参考にすること。

(2) 年次検査のサンプル選定に当たっては、以下の a~ f の項目を必須項目とし、それ以外の項目は、事業者のパフォーマンスに応じて追加することができる。

【必須項目】

a. 事業者が特定した問題(内部監査又は自己評価により特定された問題及び事業者の不適合等の報告書を含む)

事業者の不適合等に関する CAP 情報のレビューは、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査での問題点に着目するなど、検査期間中の検査リソースを効果的に利用し、品質を大きく損なう事象に対する是正処置を優先的に検査対象とすること。事業者の是正処置(根本的な原因分析(Root Cause Analysis)を含む。以下「RCA」という。)について評価する際は、「原因分析に関するガイド」を参照して評価してもよい。

b. 品質管理基準規則第18条~第20条(マネジメントレビュー関連)に関する自己評価の結果

事業者の自己評価の結果が、本検査で収集されたデータと一貫性があるかどうか、自己評価が問題を効果的に特定しているかどうかを判断すること。検査対象の評価の結果と過去に行われた評価の結果との間に存在する差異が合理的なものであることを検証すること。PI&R 活動により特定した問題の解決にあたって、適時、適切に是正処置が実施されているかどうかを判断するため、事業者の自己評価をレビューすること。

c. 内部監査

内部監査部門は、社長の代理として組織の監査を行う使命があり、社長の意向に沿って組織の問題、課題を特定し、組織の改善を促す重要な部門である。このことから、内部監査をレビューする場合、検査官は、その監査が QMS の分野における問題を適切に特定しているかどうかを判断するため、事業者の QMS 及び監査計画書、監査報告書を理解する必要がある。

監査の結果と検査官の結論の間に矛盾点を見出した場合、当該分野について複数サイクルの監査をレビューし、品質管理基準規則第 46 条(内部監査)の要求事項に対して、十分な深みと範囲をもった適切な監査となっているかどうかを判断する必要がある。品質管理基準規則第

(b) インタビューの回答を理由に上司や管理職が当該スタッフに不利益な扱いをした場合、Allegation (NRC への内部告発制度) による申告が可能な旨をインタビュー時に伝え、当該対象者から申告を受ければ、NRC が事実関係を調査。

(c) 日本の場合、上記 Allegation に該当する「原子力施設安全情報に係る申告制度」(原子力規制委員会ホームページのトップページから「原子力の規制」を選択し、「原子力規制検査」の「申告制度」を参照) があり、申告があった場合、これに基づき適切に対応する。

5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド

(1) 検査官は、年次検査の対象を選定する場合、実用炉の場合は、6つの監視領域(小分類:発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持、重大事故等対処及び大規模損壊対処、公衆に対する放射線安全、従業員に対する放射線安全)から、核燃料施設等については施設に応じた監視領域から幅広く選定すること。検査官は当該施設の問題、課題等の弱点、PI&R 活動及び過去に検査した分野に精通している原子力規制事務所所属の検査官又は本庁の検査官との協議から、適切なサンプルを決定するための知見を入手すること。

また、年次検査のためのサンプル選定に当たっては、保全プログラムの二次文書や保全計画等の保全情報、事業者の最新リスク分析の結果又は評価、運転部門の保守依頼票やサーバランス試験結果等のプラント情報についても参考にすること。

(2) 年次検査のサンプル選定に当たっては、以下の a~ f の項目を必須項目とし、それ以外の項目は、事業者のパフォーマンスに応じて追加することができる。

【必須項目】

a. 事業者が特定した問題(内部監査又は自己評価により特定された問題及び事業者の不適合等の報告書を含む)

事業者の不適合等に関する CAP 情報のレビューは、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査での問題点に着目するなど、検査期間中の検査リソースを効果的に利用し、品質を大きく損なう事象に対する是正処置を優先的に検査対象とすること。事業者の是正処置(根本的な原因分析(Root Cause Analysis)を含む。以下「RCA」という。)について評価する際は、「原因分析に関するガイド」を参照して評価してもよい。

b. 品質管理基準規則第18条~第20条(マネジメントレビュー関連)に関する自己評価の結果

事業者の自己評価の結果が、本検査で収集されたデータと一貫性があるかどうか、自己評価が問題を効果的に特定しているかどうかを判断すること。検査対象の評価の結果と過去に行われた評価の結果との間に存在する差異が合理的なものであることを検証すること。PI&R 活動により特定した問題の解決にあたって、適時、適切に是正処置が実施されているかどうかを判断するため、事業者の自己評価をレビューすること。

c. 内部監査

内部監査部門は、社長の代理として組織の監査を行う使命があり、社長の意向に沿って組織の問題、課題を特定し、組織の改善を促す重要な部門である。このことから、内部監査をレビューする場合、検査官は、その監査が QMS の分野における問題を適切に特定しているかどうかを判断するため、事業者の QMS 及び監査計画書、監査報告書を理解する必要がある。

監査の結果と検査官の結論の間に矛盾点を見出した場合、当該分野について複数サイクルの監査をレビューし、品質管理基準規則第 46 条(内部監査)の要求事項に対して、十分な深みと範囲をもった適切な監査となっているかどうかを判断する必要がある。品質管理基準規則第

46条（内部監査）に基づき定期的実施される内部監査の結果は、「被監査部門の活動がQMSや業務プロセスに適合し、QMSの実効性を維持しており、QMSの改善や被監査部門の業務プロセスの改善の機会となり組織の改善に役立っている」ものであることが求められる。検査官は、特定された矛盾点を評価し、内部監査が事業者の問題や課題を適切に特定し、組織の改善に役立っているかどうかを判断する必要がある。

d. 健全な安全文化の育成と維持に関する活動の分析・評価

品質管理基準規則第4条第5項に基づき事業者が実施している安全文化の育成と維持活動の実施状況を確認し、経営責任者は、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して制定する方針に基づき活動計画が策定され、その計画に基づく活動が計画通りに行われ、計画に沿った効果が維持されていることを確認する。

また、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、CAP等から得られる安全文化に関する問題に対し、事業者が適切に改善していること、安全文化に対する自己評価（内部監査含む）について確認する。

e. 基本検査、追加検査等で検査官が特定した問題

他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、これまで確認していない「緑」を超える（核燃料施設等においては「追加対応あり」）検査指摘事項については、すべての是正処置を確認しなければならない。その際、是正処置が直接要因及び根本的な原因に対処しており、再発を防止するに十分であることを確認すること。

また、他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、NCV（Non-Cited Violation：規制対応が不要な違反）が1つでも特定された場合、それらの監視領域（小分類）におけるNCVに対する事業者の対応についても確認すること。

f. 未然防止処置の対応

事業者が原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び他の原子力施設（海外情報を含む。）から得られた知見並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認すること。

【事業者のパフォーマンスに応じた追加項目】

g. 事業者の本社組織の活動で把握された問題

当該施設のCAP情報とは別に、事業者の本社等における問題、運転経験の情報、内部監査及びマネジメントレビューなどにおいて、事業者が問題を特定し改善すべきと判断した場合、それらの情報及びその改善状況を確認する必要がある。確認の結果、本社部門で改善すべき問題であった場合には、当該問題に対する本社の対応を確認すること。

h. 保全の有効性評価に係る原因分析と是正処置の確認

保全データ（点検手入れ前データ、状態監視データ、系統及び機器運転データ）を確認し、事業者の保全の有効性評価に係る是正処置及び未然防止処置がSSCの劣化傾向を特定し、是正できていたかを判断すること。

i. 事業所内会議体（保安委員会、保安運営委員会等）又はその他の管理監視プロセスによって特定された横断的領域の問題及びその他の問題

j. 検査以外の方法により特定された問題（申告制度等）

46条（内部監査）に基づき定期的実施される内部監査の結果は、「被監査部門の活動がQMSや業務プロセスに適合し、QMSの実効性を維持しており、QMSの改善や被監査部門の業務プロセスの改善の機会となり組織の改善に役立っている」ものであることが求められる。検査官は、特定された矛盾点を評価し、内部監査が事業者の問題や課題を適切に特定し、組織の改善に役立っているかどうかを判断する必要がある。

d. 健全な安全文化の育成と維持に関する活動の分析・評価

品質管理基準規則第4条第5項に基づき事業者が実施している安全文化の育成と維持活動の実施状況を確認し、経営責任者は、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して制定する方針に基づき活動計画が策定され、その計画に基づく活動が計画通りに行われ、計画に沿った効果が維持されていることを確認する。

また、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、CAP等から得られる安全文化に関する問題に対し、事業者が適切に改善していること、安全文化に対する自己評価（内部監査含む）について確認する。

e. 基本検査、追加検査等で検査官が特定した問題

他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、これまで確認していない「緑」を超える（核燃料施設等においては「追加対応あり」）検査指摘事項については、すべての是正処置を確認しなければならない。その際、是正処置が直接要因及び根本的な原因に対処しており、再発を防止するに十分であることを確認すること。

また、他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、NCV（Non-Cited Violation：規制対応が不要な違反）が1つでも特定された場合、それらの監視領域（小分類）におけるNCVに対する事業者の対応についても確認すること。

f. 未然防止処置の対応

事業者が原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び他の原子力施設（海外情報を含む。）から得られた知見並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認すること。

【事業者のパフォーマンスに応じた追加項目】

g. 事業者の本社組織の活動で把握された問題

当該施設のCAP情報とは別に、事業者の本社等における問題、運転経験の情報、内部監査及びマネジメントレビューなどにおいて、事業者が問題を特定し改善すべきと判断した場合、それらの情報及びその改善状況を確認する必要がある。確認の結果、本社部門で改善すべき問題であった場合には、当該問題に対する本社の対応を確認すること。

h. 保全の有効性評価に係る原因分析と是正処置の確認

保全データ（点検手入れ前データ、状態監視データ、系統及び機器運転データ）を確認し、事業者の保全の有効性評価に係る是正処置及び未然防止処置がSSCの劣化傾向を特定し、是正できていたかを判断すること。

i. 事業所内会議体（保安委員会、保安運営委員会等）又はその他の管理監視プロセスによって特定された横断的領域の問題及びその他の問題

j. 検査以外の方法により特定された問題（申告制度等）

申告された問題は、原子力規制委員会が定めるところにより適切に対応すること。

k. 運転員のパフォーマンスに影響をもたらす問題（以下を含むが、これらに限定されない）

運転員が職務を遂行するのに悪影響を与える問題、中央制御室の劣化、運転員の負担と課題、夜間勤務命令・服務規程、中央制御室及び機器の運転記録並びに長期的な問題に対処する作業要求・作業命令等について必要に応じて確認する必要がある。

また、検査官は、緊急かつ最終的にオペラビリティ評価^{※3}（安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が、必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態か否かについての評価）に到った故障したSSCの是正処置についても確認すること。

※3 オペラビリティ評価は実用炉のみ。

l. 経年劣化に関する課題の確認

経年化に関連すると思われる劣化又は故障を検査する場合、検査官は、他の検査活動に加えて、そのSSCが高経年化対策に基づく計画によって管理されているかどうかを判断すること。また、保全する必要があると評価された場合、高経年化対策に基づく計画は経年劣化の影響を特定するに十分かどうか、事業者の是正処置は高経年化対策に基づく計画に対して十分かどうかを判断すること。

m. 調達管理における課題の確認

CAP等において、検査官が調達管理において懸念する事項を確認した場合は、事業者の調達管理活動における課題を確認すること。

5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性

検査官は、事業者の是正処置の実効性を評価する場合、問題の性質及び潜在的な重要度を考慮しなければならない。重要度を判断する場合、事業者は金銭面、プラントの稼働率及びその他の要因を考慮するかもしれないが、検査官は、原子力の安全とリスクに及ぼす潜在的影響を事業者の是正処置の分類と優先順位付けにおける最も重要な要素とすべきである。選択した問題の日常観察、半期検査及び年次検査期間中に考慮する項目を「表1 検査で考慮する項目」に示す。

検査官は、日常観察、半期検査期間中にフォローアップのために抽出した問題ごと又は年次検査中に確認した問題ごとにそれぞれの特性を評価する必要はなく、必要に応じて、最も効果的となるように事業者のパフォーマンスを評価すればよい。

表1 検査で考慮する項目

検査で考慮する項目	日常	半期	年次
<CAPインプット> 事業者において特定された問題や課題等が不足なく適切に、かつ、タイムリーにインプットされていること。	○	○	○
<オペラビリティ ^{※4} の判断及び事故・故障報告> オペラビリティの判断及び事故・故障等の報告に関する問題が評価され、タイムリーに処理されていること。 ※4 オペラビリティ:安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態であること。	○	○	○
<水平展開としての是正処置>	○	○	○

申告された問題は、原子力規制委員会が定めるところにより適切に対応すること。

k. 運転員のパフォーマンスに影響をもたらす問題（以下を含むが、これらに限定されない）

運転員が職務を遂行するのに悪影響を与える問題、中央制御室の劣化、運転員の負担と課題、夜間勤務命令・服務規程、中央制御室及び機器の運転記録並びに長期的な問題に対処する作業要求・作業命令等について必要に応じて確認する必要がある。

また、検査官は、緊急かつ最終的にオペラビリティ評価^{※3}（安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が、必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態か否かについての評価）に到った故障したSSCの是正処置についても確認すること。

※3 オペラビリティ評価は実用炉のみ。

l. 経年劣化に関する課題の確認

経年化に関連すると思われる劣化又は故障を検査する場合、検査官は、他の検査活動に加えて、そのSSCが高経年化対策に基づく計画によって管理されているかどうかを判断すること。また、保全する必要があると評価された場合、高経年化対策に基づく計画は経年劣化の影響を特定するに十分かどうか、事業者の是正処置は高経年化対策に基づく計画に対して十分かどうかを判断すること。

m. 調達管理における課題の確認

CAP等において、検査官が調達管理において懸念する事項を確認した場合は、事業者の調達管理活動における課題を確認すること。

5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性

検査官は、事業者の是正処置の実効性を評価する場合、問題の性質及び潜在的な重要度を考慮しなければならない。重要度を判断する場合、事業者は金銭面、プラントの稼働率及びその他の要因を考慮するかもしれないが、検査官は、原子力の安全とリスクに及ぼす潜在的影響を事業者の是正処置の分類と優先順位付けにおける最も重要な要素とすべきである。選択した問題の日常観察、半期検査及び年次検査期間中に考慮する項目を「表1 検査で考慮する項目」に示す。

検査官は、日常観察、半期検査期間中にフォローアップのために抽出した問題毎又は年次検査中に確認した問題毎にそれぞれの特性を評価する必要はなく、必要に応じて、最も効果的となるように事業者のパフォーマンスを評価すればよい。

表1 検査で考慮する項目

検査で考慮する項目	日常	半期	年次
<CAPインプット> 事業者において特定された問題や課題等が不足なく適切に、かつ、タイムリーにインプットされていること。	○	○	○
<オペラビリティ ^{※4} の判断及び事故・故障報告> オペラビリティの判断及び事故・故障等の報告に関する問題が評価され、タイムリーに処理されていること。 ※4 オペラビリティ:安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態であること。	○	○	○
<水平展開としての是正処置>	○	○	○

自らの組織で発生した不適合等の課題を分析し、共通要因及びデータ分析から類似事象の発生を防止する処置がとられていること。	○	○	○	自らの組織で発生した不適合等の課題を分析し、共通要因及びデータ分析から類似事象の発生を防止する処置がとられていること。	○	○	○
<重要度分類> 安全重要度に見合った問題解決の分類と優先順位付けがなされていること。	○	○	○	<重要度分類> 安全重要度に見合った問題解決の分類と優先順位付けがなされていること。	○	○	○
<適切な是正処置の確認> 発見された不適合の再発及び類似事象の発生を防止するため、原子力の安全に与える重要度の高いものに焦点を当て、適切な是正処置を明確にして処置されていること。また、これらの是正処置は、類似事象も含めて再発を防止するものであること。	△	△	○	<適切な是正処置の確認> 発見された不適合の再発及び類似事象の発生を防止するため、原子力の安全に与える重要度の高いものに焦点を当て、適切な是正処置を明確にして処置されていること。また、これらの是正処置は、類似事象も含めて再発を防止するものであること。	△	△	○
<根本的な原因分析（RCA：Root Cause Analysis）> 根本的な原因が何であったのかが特定され、品質を大きく損なう事象に対する是正処置が文書化され、適切なマネージメントレベルまで報告がなされ、改善活動が行われていること。	△	△	○	<根本的な原因分析（RCA：Root Cause Analysis）> 根本的な原因が何であったのかが特定され、品質を大きく損なう事象に対する是正処置が文書化され、適切なマネージメントレベルまで報告がなされ、改善活動が行われていること。	△	△	○
<暫定的な是正処置や補完的な処置> 恒久的な是正処置の実施に時間を要する場合、是正処置の期限の延長に問題がないことの確認を含め、当該措置が行われるまでの間、暫定的な是正処置や補完的な処置（例えば、火災報知器が故障した場合、見回りの頻度を増やす等）が、問題の最小化及びその影響の緩和のために特定され、実施されていること。	△	△	○	<暫定的な是正処置や補完的な処置> 恒久的な是正処置の実施に時間を要する場合、是正処置の期限の延長に問題がないことの確認を含め、当該措置が行われるまでの間、暫定的な是正処置や補完的な処置（例えば、火災報知器が故障した場合、見回りの頻度を増やす等）が、問題の最小化及びその影響の緩和のために特定され、実施されていること。	△	△	○
<トレンド評価・分析> 潜在的に原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるパフォーマンス（人的な安全文化の弱点や強化すべき分野又は機器の劣化兆候等）に係る負のトレンドが特定されていること。		○	○	<トレンド評価・分析> 潜在的に原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるパフォーマンス（人的な安全文化の弱点や強化すべき分野又は機器の劣化兆候等）に係る負のトレンドが特定されていること。		○	○
<未然防止処置> 自らの組織のCAP情報とは別に、国内外の他施設で発生した問題や運転経験の情報等が伝達され、当該問題に対して適切な対応がとられていること。	○	○	○	<未然防止処置> 自らの組織のCAP情報とは別に、国内外の他施設で発生した問題や運転経験の情報等が伝達され、当該問題に対して適切な対応がとられていること。	○	○	○
<マネジメントレビュー及び内部監査等の自己評価結果> マネジメントレビュー及び内部監査（外部監査含む）等が問題の特定に際し、自己評価の観点から有効なものであること。 また、その問題に対して重要度に見合った評価及び処置がなされていること。			○	<マネジメントレビュー及び内部監査等の自己評価結果> マネジメントレビュー及び内部監査（外部監査含む）等が問題の特定に際し、自己評価の観点から有効なものであること。 また、その問題に対して重要度に見合った評価及び処置がなされていること。			○
<検査官の検査指摘事項への対応> 検査官が指摘した事項に対して、指摘される前に当該問題を特定できた機会を見逃していなかったか、問題の解決に向けた試みが十分であったかについて評価されていること。			○	<検査官の検査指摘事項への対応> 検査官が指摘した事項に対して、指摘される前に当該問題を特定できた機会を見逃していなかったか、問題の解決に向けた試みが十分であったかについて評価されていること。			○
日常－日常観察 半期－半期検査（半年ごとの傾向分析） 年次－年次検査（毎年の選定した問題に関する分析及び評価） ○－各検査において考慮する項目							
日常－日常観察 半期－半期検査（半年毎の傾向分析） 年次－年次検査（毎年の選定した問題に関する分析及び評価） ○－各検査において考慮する項目							

<p>△一年次検査でのフォローアップが可能な項目</p> <p>6 四半期報告書への反映</p> <p>本検査では、日常観察、半期検査及び年次検査における観察事項とその評価を四半期報告書に記載することとし、他の基本検査結果の記載とは異なる。</p> <p>(1) 日常観察</p> <p>プラント状態の巡視に加え、本検査ガイド 4.1(1)及び 5.1(1)に基づき実施された日常観察により検査指摘事項が確認された場合、その対象となる分野の検査ガイドに従い検査を行い、その検査結果を記載すること。</p> <p>ただし、確認された検査指摘事項に応じた適切な検査ガイドが無い場合には、本検査ガイドを用いて四半期の検査報告書に記載すること。</p> <p>(2) 半期検査</p> <p>検査官が抽出・評価した事項について、5.4「表1 検査で考慮する項目」を参考に検査を行い、<u>その検査結果は、半期検査が終了した</u>四半期の検査報告書に記載すること。</p> <p>(3) 年次検査</p> <p>PI&R 活動の実効性の評価は、年次チーム検査期間中のみ行う。この評価では、事業者が原子炉等規制法の目的に影響を及ぼすおそれのある問題を効果的に検知し、事象の発生を未然に防止できること、不適合を除去した後に是正処置を施して当該不適合の再発を防止できることなど組織の継続的改善の実効性について検査で確認したことを検査官は簡潔に考察し、以下の項目等を参考にして該当する四半期の検査報告書に記載すること。その際、5.4「表1 検査で考慮する項目」に関連したパフォーマンスの弱点が見つかった場合、当該事実情報を含めて記載すること。また、検査の対象とした資料について検査報告書の中に記載すること。</p> <p>a. 改善措置活動の実効性</p> <p>(a) 問題の特定</p> <p>問題の特定における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。</p> <p>(b) 問題の重要度分類及び評価</p> <p>問題の優先順位付け及び評価における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。</p> <p>①評価及び技術の適切性（必要な場合は根本的な原因を含む）</p> <p>②オペラビリティ及び事故・故障等の報告に関する適切な対応</p> <p>③問題解決のための優先順位付け又リスクの適切な評価</p> <p>(c) 是正処置</p> <p>事業者が行う効果的な是正処置の策定及び実施に関する評価を行う。品質に悪影響を与える重大な事象については、再発防止のためにとられた是正処置に関連する観察事項について記載する。</p> <p>b. 他施設における運転経験及び知見の活用</p> <p>事業者が他施設の運転経験等の知見について、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らして適切な未然防止処置を明確にして、対策が取られていることを確認し、その実施状況を記載する。</p> <p>c. マネジメントレビュー等の自己評価及び内部監査</p> <p>事業者が実施した是正処置、保安活動の自己評価及び内部監査により、パフォーマンスが適切に評価</p>	<p>△一年次検査でのフォローアップが可能な項目</p> <p>6 四半期報告書への反映</p> <p>本検査では、日常観察、半期検査及び年次検査における観察事項とその評価を四半期報告書に記載することとし、他の基本検査結果の記載とは異なる。</p> <p>(1) 日常観察</p> <p>プラント状態の巡視に加え、本検査ガイド 4.1(1)及び 5.1(1)に基づき実施された日常観察により検査指摘事項が確認された場合、その対象となる分野の検査ガイドに従い検査を行い、その検査結果を記載すること。</p> <p>ただし、確認された検査指摘事項に応じた適切な検査ガイドが無い場合には、本検査ガイドを用いて四半期の検査報告書に記載すること。</p> <p>(2) 半期検査</p> <p>検査官が抽出・評価した事項が、5.4「表1 検査で考慮する項目」に記載する安全性に有意な影響を与える可能性がある場合、検査を行い、<u>その結果を半期に1回、該当する</u>四半期の検査報告書に記載すること。</p> <p>(3) 年次検査</p> <p>PI&R 活動の実効性の評価は、年次チーム検査期間中のみ行う。この評価では、事業者が原子炉等規制法の目的に影響を及ぼすおそれのある問題を効果的に検知し、事象の発生を未然に防止できること、不適合を除去した後に是正処置を施して当該不適合の再発を防止できることなど組織の継続的改善の実効性について検査で確認したことを検査官は簡潔に考察し、以下の項目等を参考にして該当する四半期の検査報告書に記載すること。その際、5.4「表1 検査で考慮する項目」に関連したパフォーマンスの弱点が見つかった場合、当該事実情報を含めて記載すること。また、検査の対象とした資料について検査報告書の中に記載すること。</p> <p>a. 改善措置活動の実効性</p> <p>(a) 問題の特定</p> <p>問題の特定における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。</p> <p>(b) 問題の重要度分類及び評価</p> <p>問題の優先順位付け及び評価における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。</p> <p>①評価及び技術の適切性（必要な場合は根本的な原因を含む）</p> <p>②オペラビリティ及び事故・故障等の報告に関する適切な対応</p> <p>③問題解決のための優先順位付け又リスクの適切な評価</p> <p>(c) 是正処置</p> <p>事業者が行う効果的な是正処置の策定及び実施に関する評価を行う。品質に悪影響を与える重大な事象については、再発防止のためにとられた是正処置に関連する観察事項について記載する。</p> <p>b. 他施設における運転経験及び知見の活用</p> <p>事業者が他施設の運転経験等の知見について、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らして適切な未然防止処置を明確にして、対策が取られていることを確認し、その実施状況を記載する。</p> <p>c. マネジメントレビュー等の自己評価及び内部監査</p> <p>事業者が実施した是正処置、保安活動の自己評価及び内部監査により、パフォーマンスが適切に評価</p>	<p>記載の適正化（安全性に有意な影響を与える可能性がある場合以外も記載するように表現を修正）</p>
---	---	---

されており、改善が必要な分野が特定され、改善のための活動が実施されていることを確認し、その実施状況について記載する。

d. 安全文化の育成と維持に関する活動

事業者の活動計画及び活動評価（マネジメントレビューの安全文化に関する事項、RCA を実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む）について確認し、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、以下の項目に関する評価を報告書に記載する。

- (a)安全文化育成と維持に関する活動に係る取組状況について
- (b)安全文化の弱点や強化すべき分野に係る評価の視点

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①検査結果報告書の記載事項の明確化（6 四半期報告書への反映） ②実用炉、再処理及び加工施設において、施設内のプラントが全号機長期停止の場合の検査頻度を明確化（表2 検査要件まとめ表） ③日常観察のCAPについて核物質防護を含むことを明確化（1 監視領域、2 検査目的、3.1 検査対象、4.1 検査実施、付録2 2.1 検査対象） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	
3	(改正日)	○ <u>運用の明確化</u> ・ <u>日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化（3 検査要件、表2 検査要件まとめ表）</u> ○ <u>記載の適正化</u>	

表2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

本検査は他の基本検査のような特定の設備や対象に対してサンプル、検査を実施するものではないため、1年を通したサンプル数を設定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	<u>1年(毎日)</u> ※1	<u>1</u> ※1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	<u>1年(半年ごと)</u> ※2	<u>2</u> ※2	30	日常
03	年次検査	<u>1年</u> ※3	1	205	チーム

されており、改善が必要な分野が特定され、改善のための活動が実施されていることを確認し、その実施状況について記載する。

d. 安全文化の育成と維持に関する活動

事業者の活動計画及び活動評価（マネジメントレビューの安全文化に関する事項、RCA を実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む）について確認し、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、以下の項目に関する評価を報告書に記載する。

- (a)安全文化育成と維持に関する活動に係る取組状況について
- (b)安全文化の弱点や強化すべき分野に係る評価の視点

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①検査結果報告書の記載事項の明確化（6 四半期報告書への反映） ②実用炉、再処理及び加工施設において、施設内のプラントが全号機長期停止の場合の検査頻度を明確化（表2 検査要件まとめ表） ③日常観察のCAPについて核物質防護を含むことを明確化（1 監視領域、2 検査目的、3.1 検査対象、4.1 検査実施、付録2 2.1 検査対象） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	

表2 検査要件まとめ表

本検査は発電所を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	<u>毎日</u>	<u>1</u>	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	<u>半期毎</u>	<u>2</u>	30	日常
03	年次検査	<u>毎年</u> ※	1	205	チーム

改正に伴う修正

記載の適正化（注釈の記載位置変更）

運用の明確化
・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化

- ※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。
- ※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は半年間を通して1（1年間で2）とする。
- ※3：施設内のプラントの全てが新規規制基準適合対応に伴う長期停止または廃止措置計画認可済み（準備中含む）の場合は、検査頻度を3年とする。なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	1年（毎日）※1	1※1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	1年（半年ごと）※2	2※2	30	日常
03	年次検査	1年※3	1	205	チーム

- ※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。
- ※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は半年間を通して1（1年間で2）とする。
- ※3：廃止措置計画認可済みの場合は、必要に応じて検査を実施する。

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (熱出力500kw以上※1)	1年（毎日）※3	1※3	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査 (熱出力500kw以上※1)	1年（半年ごと）※4	2※4	15	日常
03	年次検査 (熱出力500kw以上※1)	必要に応じて	1	—	チーム
04	日常観察 (熱出力500kw以上※2)	1年（毎日）※3	1※3	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
05	半期検査 (熱出力500kw以上※2)	1年（半年ごと）※5	1※5	5	日常
06	年次検査 (熱出力500kw以上※2)	必要に応じて	1	—	チーム
07	日常観察 (熱出力500kw未満)	1年（毎日）※3	1※3	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
08	半期検査 (熱出力500kw未満)	1年（半年ごと）※5	1※5	5	日常
09	年次検査 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	1	—	チーム

※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

- (新設) ※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。
- (新設) ※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は半年間を通して1（1年間で2）とする。
- (新設) ※3：施設内のプラントの全てが新規規制基準適合対応に伴う長期停止または廃止措置計画認可済み（準備中含む）の場合は、検査頻度を3年とする。なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	2	30	日常
03	年次検査	毎年※	1	205	チーム

- (新設) ※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。
- (新設) ※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は半年間を通して1（1年間で2）とする。
- (新設) ※3：廃止措置計画認可済みの場合は、必要に応じて検査を実施する。

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (熱出力500kw以上※1)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査 (熱出力500kw以上※1)	半期毎	2	15	日常
03	年次検査 (熱出力500kw以上※1)	必要に応じて	1	—	チーム
04	日常観察 (熱出力500kw以上※2)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
05	半期検査 (熱出力500kw以上※2)	半期毎	1	5	日常
06	年次検査 (熱出力500kw以上※2)	必要に応じて	1	—	チーム
07	日常観察 (熱出力500kw未満)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
08	半期検査 (熱出力500kw未満)	半期毎	1	5	日常
09	年次検査 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	1	—	チーム

※1：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要があるもの

運用の明確化

- ・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化

運用の明確化

- ・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化

※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの
 ※3：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。
 ※4：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は半年間を通して1（1年間で2）とする。
 ※5：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	1年（毎日）※1	1※1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	1年（半年ごと）※2	2※2	30	日常
03	年次検査	1年※3	1	205	チーム

※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。
 ※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は半年間を通して1（1年間で2）とする。
 ※3：新規制基準適合対応中または廃止措置計画認可済み（準備中含む）の場合は、検査頻度を3年とする。
 なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (MOX加工)	1年（毎日）※1	1※1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査 (MOX加工)	1年（半年ごと）※2	2※2	30	日常
03	年次検査 (MOX加工)	1年※3	1	205	チーム
04	日常観察 (ウラン加工)	1年（毎日）※1	1※1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
05	半期検査 (ウラン加工)	1年（半年ごと）※2	2※2	30	日常
06	年次検査 (ウラン加工)	必要に応じて	1	—	チーム

※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。
 ※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は半年間を通して1（1年間で2）とする。
 ※3：新規制基準適合対応中の場合は、検査頻度を3年とする。なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
----	------	------	-------	---------	------

※2：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の措置を講ずる必要がないもの
 (新設)
 (新設)
 (新設)

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	2	30	日常
03	年次検査	毎年※	1	205	チーム

(新設)
 (新設)
 ※：新規制基準適合対応中または廃止措置計画認可済み（準備中含む）の場合は、検査頻度を3年とする。
 なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (MOX加工)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査 (MOX加工)	半期毎	2	30	日常
03	年次検査 (MOX加工)	毎年※	1	205	チーム
04	日常観察 (ウラン加工)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
05	半期検査 (ウラン加工)	半期毎	2	30	日常
06	年次検査 (ウラン加工)	必要に応じて	1	—	チーム

(新設)
 (新設)
 ※：新規制基準適合対応中の場合は、検査頻度を3年とする。なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
----	------	------	-------	---------	------

運用の明確化
 ・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化

運用の明確化
 ・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化

運用の明確化
 ・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化

01	日常観察	<u>1年(毎日)</u>	<u>1</u> ^{*1}	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	<u>1年(半年ごと)</u>	<u>1</u> ^{*2}	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。

※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	<u>1年(毎日)</u>	<u>1</u> ^{*1}	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	<u>1年(半年ごと)</u>	<u>1</u> ^{*2}	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。

※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	<u>1年(毎日)</u>	<u>1</u> ^{*2}	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	<u>1年(半年ごと)</u>	<u>1</u> ^{*3}	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。

※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	<u>1年(毎日)</u>	<u>1</u> ^{*1}	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	<u>1年(半年ごと)</u>	<u>1</u> ^{*2}	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

※1：日常観察は1年間を通して日々実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。

※2：半期検査は1年間を通して半年ごとに実施し、サンプル数は1年間を通して1とする。

01	日常観察	<u>毎日</u>	<u>1</u>	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	<u>半期毎</u>	<u>1</u>	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

(新設)

(新設)

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	<u>毎日</u>	<u>1</u>	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	<u>半期毎</u>	<u>1</u>	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

(新設)

(新設)

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	<u>毎日</u>	<u>1</u>	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	<u>半期毎</u>	<u>1</u>	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

(新設)

(新設)

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	<u>毎日</u>	<u>1</u>	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	<u>半期毎</u>	<u>1</u>	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

(新設)

(新設)

運用の明確化

・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化

運用の明確化

・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化

運用の明確化

・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化

記載の適正化（注釈の記載位置変更）

基本検査運用ガイド
非該当使用者等
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">非該当使用者等</p> <p style="text-align: center;">(BZ2010_r3)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」「放射線安全」 小分類：「閉じ込めの維持」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」 検査分野：「施設管理」「運転管理」「放射線管理」「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）第61条の2の2の規定に基づき、法第52条第1項の許可を受けた者のうち核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。）第41条各号に該当する核燃料物質を使用しない者（以下「非該当使用者」という。）に対して、法第61条の2の2第1項第4号口に規定されている事項（保安のために必要な措置）に係る実施状況を確認する。法第57条の5第2項の認可を受けている事業者に対しては、法第61条の2の2第1項第3号ハで規定されている事項（廃止措置計画）の実施状況を確認する。 また、法第57条の7第1項の規定に基づき核原料物質の使用の届出をした者（以下「核原料物質使用者」という。）に対して、法第61条の2の2第1項第2号口に規定されている事項（技術上の基準の遵守）に係る実施状況を確認する。 これらの確認対象とする非該当使用者の保安のために必要な措置（<u>品質管理(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（令和2年原子力規制委員会規則第2</u></p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">非該当使用者等</p> <p style="text-align: center;">(BZ2010_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」「放射線安全」 小分類：「閉じ込めの維持」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」 検査分野：「施設管理」「運転管理」「放射線管理」「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 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。以下「法」という。）第61条の2の2の規定に基づき、法第52条第1項の許可を受けた者のうち核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。）第41条各号に該当する核燃料物質を使用しない者（以下「非該当使用者」という。）に対して、法第61条の2の2第1項第4号口に規定されている事項（保安のために必要な措置）に係る実施状況を確認する。法第57条の5第2項の認可を受けている事業者に対しては、法第61条の2の2第1項第3号ハで規定されている事項（廃止措置計画）の実施状況を確認する。 また、法第57条の7第1項の規定に基づき核原料物質の使用の届出をした者（以下「核原料物質使用者」という。）に対して、法第61条の2の2第1項第2号口に規定されている事項（技術上の基準の遵守）に係る実施状況を確認する。 これらの確認対象とする非該当使用者の保安のために必要な措置（<u>品質管理</u>、管理区域への立入制限等、線量等に関する措置、放射性物質による汚染の状況等の測定、使用施設等の施設管理、非該</p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化 （非該当使用者の品質管理に係る要</p>

<p>号。以下「品質管理基準規則」という。)第54条に規定する令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制に限る。)、管理区域への立入制限等、線量等に関する措置、放射性物質による汚染の状況等の測定、使用施設等の施設管理、非該当使用者の設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置、核燃料物質の使用、工場又は事業所内において行われる運搬、貯蔵施設における貯蔵並びに工場又は事業所において行われる廃棄)については、関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件</p> <p>3.1 検査対象</p> <p>核燃料物質又は核原料物質(以下「核燃料物質等」という。)の使用の場所に係る事務所又は工場若しくは事業所(以下「検査対象施設」という。)に立ち入り、次の項目について関係者へ質問及び帳簿、書類その他必要な物件を検査することにより行う。検査対象施設の選定に当たっては、核燃料物質等の使用及びこれまでの検査結果等の最新状況を勘案する。</p> <p>3.2 検査体制、頻度及びサンプル数</p> <p><u>検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</u></p> <p>(1) 検査の頻度</p> <p>検査対象施設は、核燃料物質等の使用の方法やこれまでの検査結果を考慮しつつ、約10年に1回の頻度で実施することとし、年度ごとに計画を策定する。また、廃止措置の終了に関する事項については、廃止措置の終了の確認の申請があった場合に計画を策定する。</p> <p>(2) 所要時間及び検査体制</p> <p>検査の所要時間については、1施設当たり3時間程度を目安とし、本庁及び原子力規制事務所の検査官が協力し、日常検査として実施する。廃止措置の終了の確認に関する事項については、1日程度を目安とし、チーム検査として実施する。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>(1) 法令に記載された核燃料物質等の使用に関する事項を確認する。確認事項の具体例としては、核燃料物質の使用許可申請書、核原料物質の使用の届出に係る文書等が挙げられる。また、これまでの検査対象施設の検査実績の内容を確認する。</p> <p>(2) 検査対象施設とした核燃料物質の使用等に係る施設管理の最新情報等を事前に入手しておく。</p> <p>(3) <u>約10年に1回の検査のため、非該当使用者及び核原料物質使用者(以下「非該当使用者等」という。)への検査日程の通知時に規制委員会HPの規制情報(例 過去の原子力規制検査報告書、原子力規制検査の運用等の説明会)を含めて周知する。</u></p> <p>4.2 検査実施</p> <p>(1) 検査項目</p> <p>非該当使用者に対しては、法第61条の2の2第1項第4号ロに規定されている事項(保安のために必要な措置)に係る実施状況を、核原料物質使用者に対しては、法第61条の2の2第1項第2号ロに規定されている事項(技術上の基準の遵守)に係る実施状況を重視して確認する。</p>	<p>当使用者の設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置、核燃料物質の使用、工場又は事業所内において行われる運搬、貯蔵施設における貯蔵並びに工場又は事業所内において行われる廃棄)については、関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件</p> <p>3.1 検査対象</p> <p>核燃料物質又は核原料物質(以下「核燃料物質等」という。)の使用の場所に係る事務所又は工場若しくは事業所(以下「検査対象施設」という。)に立ち入り、次の項目について関係者へ質問及び帳簿、書類その他必要な物件を検査することにより行う。検査対象施設の選定に当たっては、核燃料物質等の使用及びこれまでの検査結果等の最新状況を勘案する。</p> <p>3.2 検査体制、頻度及びサンプル数</p> <p>(新設)</p> <p>(1) 検査の頻度</p> <p>検査対象施設は、核燃料物質等の使用の方法やこれまでの検査結果を考慮しつつ、約10年に1回の頻度で実施することとし、年度ごとに計画を策定する。また、廃止措置の終了に関する事項については、廃止措置の終了の確認の申請があった場合に計画を策定する。</p> <p>(2) 所要時間</p> <p>検査の所要時間については、1施設当たり3時間程度を目安とし、本庁及び原子力規制事務所の検査官が協力し、日常検査として実施する。廃止措置の終了の確認に関する事項については、1日程度を目安とし、チーム検査として実施する。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>(1) 法令に記載された核燃料物質等の使用に関する事項を確認する。確認事項の具体例としては、核燃料物質の使用許可申請書、核原料物質の使用の届出に係る文書等が挙げられる。また、これまでの検査対象施設の検査実績の内容を確認する。</p> <p>(2) 検査対象施設とした核燃料物質の使用等に係る施設管理の最新情報等を事前に入手しておく。</p> <p>(新設)</p> <p>4.2 検査実施</p> <p>(1) 検査項目</p> <p>非該当使用者に対しては、法第61条の2の2第1項第4号ロに規定されている事項(保安のために必要な措置)に係る実施状況を、核原料物質使用者に対しては、法第61条の2の2第1項第2号ロに規定されている事項(技術上の基準の遵守)に係る実施状況を重視して確認する。</p>	<p>求範囲の明確化)</p> <p>記載の適正化(他ガイドに合わせて表3を作成)</p> <p>記載の適正化(見出しと記載内容の整合)</p> <p>運用の明確化(R4年度検査の実施状況を踏まえた検査視点等の追記(検査に関する事前周知))</p>
---	--	--

別紙1「非該当使用者に係る項目」
別紙2「核原料物質使用者に係る項目」
別紙3「廃止措置の終了の確認に係る項目」

別紙1「非該当使用者に係る項目」
別紙2「核原料物質使用者に係る項目」
別紙3「廃止措置の終了の確認に係る項目」

(2) 検査実施手順

a. 現場確認前の聴取

現場確認の前に、現状の施設の運用状況、保安に関する事項（許可事項、規則に基づく要求事項等）及び検査対象施設の保安活動の状況等について聴取する。

b. 現場確認

現場確認においては、主に検査対象施設の日常の保安活動により安全が確保されているか、及び法令要求、許可事項等に適合しているかという2つの観点で、以下の状況について現場を確認する。

- (a) 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設並びに設備の整理・整頓状況
- (b) 管理区域の入退域に係る従事者等の行動等（特に、退域時における汚染検査、作業着及び防護具の着脱、汚染検査装置、除染器具等の配置等）
- (c) フード、グローブボックス等周りの養生状態及び内部の状況（核燃料物質及び核燃料物質で汚染されたもの又は核原料物質及び核原料物質で汚染されたものを放置していないか、不適切な取扱いの痕跡がないか等）

(d) 最新の使用許可申請書又は届出書と現場の整合（特に設備や区画の図面）

(e) 前回立入検査等の気づき事項等の改善状況

c. 現場確認を踏まえた書類確認

現場確認後に、改めて検査対象施設の許可事項等への適合性及び保安活動の状況を、記録等に基づいて確認する。

(削る)

(削る)

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等においては是正処置が適切に講じられていることを確認する。

(2) 検査実施手順

a. 現場確認前の聴取

現場確認の前に、現状の施設の運用状況及び保安に関する事項（許可事項、規則に基づく要求事項（施設管理（設計想定事象含む）、直近の施設運転状況等）、検査対象施設の保安活動の状況等について事前に聴取を行う。

b. 現場確認

現場確認においては、主に検査対象施設の日常の保安活動により安全が確保されているか、及び法令要求、許可事項等に適合しているかという2つの観点で、以下の状況について現場を確認する。

- (a) 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設並びに設備の整理・整頓状況
- (b) 管理区域の入退域に係る従事者等の行動等（特に、退域時における汚染検査、作業着及び防護具の着脱、汚染検査装置、除染器具等の配置等）
- (c) フード、グローブボックス等周りの養生状態及び内部の状況（核燃料物質及び核燃料物質で汚染されたもの又は核原料物質及び核原料物質で汚染されたものを放置していないか、不適切な取扱いの痕跡がないか等）

(新設)

(新設)

c. 現場確認を踏まえた書類確認

現場確認後に、改めて検査対象施設の許可事項等への適合性及び保安活動の状況を、記録等に基づいて確認する。

(3) 検査気づき事項等に関する対応

検査担当職員は、検査気づき事項が確認された場合、使用者等と事実関係について認識共有を行った上で、「GI0008 検査気づき事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、当該検査気づき事項が指摘事項あるいは軽微となるのかの判断を行い、使用者等へ通知する。

また、意図的な不正行為や原子力規制委員会の規制監視機能遂行に影響を与える行為を含む法令違反等が確認された場合は、「GI0004 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、事案の深刻度の評価及び処置の検討を行う。

(4) 報告書への記載

検査担当職員は、法第61条の2の2第2項及び原子力規制検査等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第1号）第3条第1項に基づく検査の結果を取りまとめ、報告書を作成する。なお、検査気づき事項のうち指摘事項と判断したものについては、当該報告書にその内容を記載する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等においては是正処置が適切に講じられていることを確認する。

記載の適正化（文頭「現場確認の前に」との重複。文末はb.に揃える。（）の位置等文章修正。）

運用の明確化（R4年度検査の実施状況を踏まえた検査視点等の追記）

記載の適正化（他ガイドに記載の内容のため削除）

<p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官が巡視等で確認した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5 検査手引</p> <p>現場確認及び現場確認を踏まえた書類確認時の<u>着眼点の例</u>を以下に示す。 (現場確認時の着眼点)</p> <p>(1) 管理区域への出入管理に関する管理状況を確認する。</p> <p>a. 管理区域への入域前に注意事項の説明を受けたか。</p> <p>b. 入退域手続きが適切か。</p> <p>c. 管理区域への入域時に、防護装備（専用の作業衣、作業靴等）、個人線量計等の着用を求められたか。</p> <p>d. 管理区域入口に注意事項等が掲示されているか。</p> <p>e. <u>放射線監視盤にて、排気モニタ、ダストモニタ等の測定値が記録されているか。</u></p> <p>f. 管理区域からの退域時に、検査担当職員自身の汚染検査が実施されたか。</p> <p>g. 管理区域からの退域時に、持ち込み物品（書類、カメラ等）の汚染検査が実施されたか。</p> <p>(2) 施設の管理状況を確認する。</p> <p>a. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の設備等が許可申請書<u>のとおり</u>に施設されていること（無許可で設備等の改造、廃棄をしていないこと）、及び許可申請書に記載されていない設備等で核燃料物質等が使われていないか。</p> <p>b. 施設及び機器の巡視及び点検は実施されているか（点検内容、頻度、記録等）。</p> <p>c. <u>規則要求どおりに管理区域等の放射線測定が実施されているか。実施されていなかった場合、実施するよう要請する。</u></p> <p>d. <u>施設内における溢水の発生によりその安全機能を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置が講じられているか。</u></p> <p>(3) 核燃料物質等の取扱い状況を確認する。</p> <p>a. 作業エリアは整理・整頓されているか（設備内に核燃料物質等が放置されていないか）。</p> <p>b. 作業者が必要とされる装備をしているか。</p> <p>c. 始業前、作業中及び終業時の<u>必要な点検・確認</u>を実施しているか。</p> <p>d. 部屋又は設備での制限値（核燃料物質の種類、取扱い可能量）に係る表示があり、その範囲内で取り扱われているか。</p> <p>e. 保管廃棄施設で保管廃棄する前の廃棄物の管理状況（金属製容器への収納、分別等）。</p> <p>f. <u>設計想定事象となりうる事項（例えば火災など）に対する措置（火災検知器や消火器の設置など）が講じられているか、これらに関する使用方法を従事者が理解しているか。</u></p> <p>(4) 核燃料物質等の貯蔵状況を確認する。</p> <p>a. <u>核燃料物質等の管理が実施されているか。（金庫等で核燃料物質等の実物が確認できる状態で保管されている場合は、検査当日に実物が確認できるよう事前に調整する）</u></p> <p>b. <u>貯蔵庫が適切に施錠管理されているか（例えば、金庫の鍵が必要な者のみを使用できるよう</u></p>	<p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官が巡視等で確認した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5 検査手引</p> <p>現場確認及び現場確認を踏まえた書類確認時の<u>着眼点</u>を以下に示す。 (現場確認時の着眼点)</p> <p>(1) 管理区域への出入管理に関する管理状況を確認する。</p> <p>a. 管理区域への入域前に注意事項の説明を受けたか。</p> <p>b. 入退域手続きが適切か。</p> <p>c. 管理区域への入域時に、防護装備（専用の作業衣、作業靴等）、個人線量計等の着用を求められたか。</p> <p>d. 管理区域入口に注意事項等が掲示されているか。</p> <p>e. <u>放射線監視盤にて、排気モニタ、ダストモニタ等の記録が取られているか。</u></p> <p>f. 管理区域からの退域時に、検査担当職員自身の汚染検査が実施されたか。</p> <p>g. 管理区域からの退域時に、持ち込み物品（書類、カメラ等）の汚染検査が実施されたか。</p> <p>(2) 施設の管理状況を確認する。</p> <p>a. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の設備等が許可申請書<u>通り</u>に施設されていること（無許可で設備等の改造、廃棄をしていないこと）、及び許可申請書に記載されていない設備等で核燃料物質等が使われていないか。</p> <p>b. 施設及び機器の巡視及び点検は実施されているか（点検内容、頻度、記録等）。 (新設)</p> <p>(新設)</p> <p>(3) 核燃料物質等の取扱い状況を確認する。</p> <p>a. 作業エリアは整理・整頓されているか（設備内に核燃料物質等が放置されていないか）。</p> <p>b. 作業者が必要とされる装備をしているか。</p> <p>c. 始業前、作業中及び終業時の<u>点検等の必要な点検</u>を実施しているか。</p> <p>d. 部屋又は設備での制限値（核燃料物質の種類、取扱い可能量）に係る表示があり、その範囲内で取り扱われているか。</p> <p>e. 保管廃棄施設で保管廃棄する前の廃棄物の管理状況（金属製容器への収納、分別等）。 (新設)</p> <p>(4) 核燃料物質等の貯蔵状況を確認する。 (新設)</p> <p>a. <u>貯蔵庫が適切に施錠管理されているか。</u></p>	<p>記載の適正化 (例示であることの明記)</p> <p>記載の適正化 (内容の具体化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化 (R4年度検査の実施状況を踏まえた検査視点等の追記)</p> <p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化 (R4年度検査の実施状況を踏まえた検査視点等の追記)</p>
--	--	---

管理されているか。

- c. 貯蔵に係る注意事項が掲示されているか。
- d. 貯蔵エリアは整理・整頓されているか（危険物等が近くにないこと）。
- e. 作業者が必要とされる装備をしているか。
- f. 始業前、作業中及び終業時の必要な点検・確認を実施しているか。
- g. 部屋又は設備での取扱制限値（核燃料物質の種類、取扱可能量）に係る表示があり、その範囲内で管理されているか。
- h. 核燃料物質等の持出及び返却を記録しているか。

(5) 放射性廃棄物の管理状況を確認する。

- a. 保管廃棄施設が適切に施設管理されているか。
- b. 保管廃棄に係る注意事項が掲示されているか。
- c. 作業エリアは整理・整頓されているか。
- d. 作業者が必要とされる装備をしているか。
- e. 始業前、作業中及び終業時の必要な点検・確認を実施しているか。
- f. 保管廃棄施設での管理は適正か（最大貯蔵可能容量に対する在庫量、今後の発生見込み等は把握しているか）。
- g. ドラム缶等について規則で定められた記録があるか。

h. 放射性固体廃棄物等を保管廃棄する容器は、その構造や標識等が核燃料物質の使用等に関する規則（昭和32年総理府令第84号）第2条の11の12第1項第9号、第10号、第11号の要求に適合するか。

i. バブラー、フィルター等の設備により放射性物質の除去が許可申請書等で確認される場合は、その下流側（監視区域内）や管理区域境界等で適切な監視が行われているか。

(6) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。

- a. 管理区域境界は、壁、柵等の区画物により区画されているか。また、標識が設けられているか。
- b. 周辺監視区域は、人の居住を禁止しているか。また柵又は標識により業務上立ち入る者以外の立入りを制限しているか。

(現場確認を踏まえた書類確認時の着眼点)

(1) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。

- a. 許可申請書等の図面と現場で確認した設備を照合する。
- b. 使用状況が、許可申請書等の目的に適合していることを、聴取及び帳簿や書類等により確認する。
- c. 基準に合致していることを確認する。
 - (a) 閉じ込めの機能
 - (b) 遮蔽
 - (c) 火災等による損傷の防止
 - (d) 立ち入りの防止
 - (e) 自然現象による影響の考慮
 - (f) 貯蔵施設

- b. 貯蔵に係る注意事項が掲示されているか。
- c. 貯蔵エリアは整理・整頓されているか（危険物等が近くにないこと）。
- d. 作業者が必要とされる装備をしているか。
- e. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。
- f. 部屋又は設備での取扱制限値（核燃料物質の種類、取扱可能量）に係る表示があり、その範囲内で管理されているか。
- g. 核燃料物質等の持出及び返却を記録しているか。

(5) 放射性廃棄物の管理状況を確認する。

- a. 保管廃棄施設が適切に施設管理されているか。
- b. 保管廃棄に係る注意事項が掲示されているか。
- c. 作業エリアは整理・整頓されているか。
- d. 作業者が必要とされる装備をしているか。
- e. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。
- f. 保管廃棄施設での管理は適正か（最大貯蔵可能容量に対する在庫量、今後の発生見込み等は把握しているか）。
- g. ドラム缶等について規則で定められた記録があるか。

(新設)

(新設)

(6) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。

- a. 管理区域境界は、壁、柵等の区画物により区画されているか。また、標識が設けられているか。
- b. 周辺監視区域は、人の居住を禁止しているか。また柵又は標識により業務上立ち入る者以外の立入りを制限しているか。

(現場確認を踏まえた書類確認時の着眼点)

(1) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。

- a. 許可申請書等の図面と現場で確認した設備を照合する。
- b. 使用状況が、許可申請書等の目的に適合していることを、聴取及び帳簿や書類等の物件で確認する。
- c. 基準に合致していることを確認する。
 - (a) 閉じ込めの機能
 - (b) 遮蔽
 - (c) 火災等による損傷の防止
 - (d) 立ち入りの防止
 - (e) 自然現象による影響の考慮
 - (f) 貯蔵施設

記載の適正化

記載の適正化

運用の明確化（R4年度検査の実施状況を踏まえた検査視点等の追記）

記載の適正化

- (g) 廃棄施設
- (h) 汚染を検査するための設備

(2) 規則で要求されている記録が、記録すべき頻度で記録され、定められた期間保存されていることについて、主に以下の事項を確認する。

a. 放射線管理記録

- (a) 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の濃度
- (b) 管理区域及び周辺監視区域境界における線量当量率
- (c) 放射線業務従事者の被ばく線量
- (d) 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線作業の経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの履歴
- (e) 工場又は事業所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路

b. 品質管理基準規則に関する記録

非該当使用者が原子力安全に影響を及ぼすおそれのある事象を見つけ、改善が必要な場合には、継続的な改善を計画的に実施し、評価できているか確認する。

6 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 使用許可申請書、届出等
- (2) 使用施設等に係る廃止措置計画申請書

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○運用の明確化</u> <u>・R4年度検査の実施状況を踏まえた検査視点等の追記及び改善（4 検査手順、5 検査手引き、別紙1、別紙2）</u> <u>○記載の適正化</u>	

表1 核燃料物質の使用等に関する規則の規定条項

第2条の11の3	品質マネジメントシステム
第2条の11の4	管理区域への立入制限等
第2条の11の5	線量等に関する措置

- (g) 廃棄施設
- (h) 汚染を検査するための設備

(2) 規則で要求されている記録が、記録すべき頻度で記録され、定められた期間保存されていることについて、主に以下の事項を確認する。

a. 放射線管理記録

- (a) 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の濃度
- (b) 管理区域及び周辺監視区域境界における線量当量率
- (c) 放射線業務従事者の被ばく線量
- (d) 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線作業の経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの履歴
- (e) 工場又は事業所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路

b. 品質管理規則に関する記録

(a) 保安に係る計画、実施、評価及び改善に関する実績

6 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 使用許可申請書、届出等
- (2) 使用施設等に係る廃止措置計画申請書

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	

表1 核燃料物質の使用等に関する規則の規定条項

第2条の11の3	品質マネジメントシステム
第2条の11の4	管理区域への立入制限等
第2条の11の5	線量等に関する措置
第2条の11の6	放射性物質による汚染の状況等の測定

記載の適正化
運用の明確化（R4年度検査の実施状況を踏まえた検査視点等の追記）

第2条の11の6	放射性物質による汚染の状況等の測定
第2条の11の7	使用施設等の施設管理
第2条の11の8	設計想定事象又は多量の放射性物質等を放出する事故に係る使用施設等の保全に関する措置
第2条の11の9	核燃料物質の使用
第2条の11の10	工場又は事業所において行われる運搬
第2条の11の11	貯蔵
第2条の11の12	工場又は事業所において行われる廃棄
第6条の7	廃止措置の終了の確認の基準

表2 核原料物質の使用に関する規則の規定条項

第2条	技術上の基準
-----	--------

表3 検査要件まとめ表

本検査は施設を対象にサンプルを選定する。

01 使用（政令非該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	非該当使用者等	約10年	1	3	日常
02	非該当使用者の廃止措置確認	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム

第2条の11の7	使用施設等の施設管理
第2条の11の8	設計想定事象又は多量の放射性物質等を放出する事故に係る使用施設等の保全に関する措置
第2条の11の9	核燃料物質の使用
第2条の11の10	工場又は事業所において行われる運搬
第2条の11の11	貯蔵
第2条の11の12	工場又は事業所において行われる廃棄
第6条の7	廃止措置の終了の確認の基準

表2 核原料物質の使用に関する規則の規定条項

第2条	技術上の基準
-----	--------

(新設)

記載の適正化（他ガイドとの整合）

非該当使用者に係る **検査確認項目**

以下に示す「法」とは、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）をいい、「規則」とは、核燃料物質の使用等に関する規則（昭和 32 年総理府令第 84 号）をいう。

1 核燃料物質使用の基準に従って講じる保安のための必要な措置の状況

確認項目	確認対象（例）
(1)品質管理に関すること [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の3]	○品質管理に係る計画・実施の記録
(2)管理区域への立入制限等に関すること [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の4]	○管理区域への出入管理の記録 ○管理区域境界の柵等の区画物及び標識 ○周辺監視区域境界の柵又は標識
(3)線量等に関する措置に関すること [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の5]	○放射線業務従事者の線量管理の記録（内部被ばく、外部被ばく） ○管理区域内の空气中放射性物質濃度の測定記録
(4)放射性物質による汚染の状況等の測定に関すること [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の6]	○管理区域及び周辺監視区域における線量当量率の記録 ○管理区域の表面汚染密度の測定記録 ○管理区域退域時の表面汚染検査記録
(5)使用施設等の施設管理に関すること [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の7]	○施設管理の実施計画（巡視点検記録等を含む）
(6)設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置に関すること [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の8]	○設計想定事象等に係る使用施設等の必要な機能を維持するための活動に関する計画 ○事業所における可燃物の管理状況 ○照明器具、無線機器、その他の資機材の管理状況
(7)核燃料物質の使用に関すること [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の9]	○核燃料物質の使用記録 ○使用上の注意事項の掲示 ○核燃料物質の使用に関するマニュアル
(8)工場又は事業所において行われる運搬に関すること [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の10]	○核燃料物質の運搬記録

非該当使用者に係る **項目**

以下に示す「法」とは、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）をいい、「規則」とは、核燃料物質の使用等に関する規則（昭和 32 年総理府令第 84 号）をいう。

1 核燃料物質使用の基準に従って講じる保安のための必要な措置の状況

- (1) **品質マネジメントシステムに関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 3]
- (2) **管理区域への立入制限等に関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 4]
- (3) **線量等に関する措置に関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 5]
- (4) **放射性物質による汚染の状況等の測定に関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 6]
- (5) **使用施設等の施設管理に関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 7]
- (6) **設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置に関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 8]
- (7) **核燃料物質の使用に関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 9]
- (8) **工場又は事業所において行われる運搬に関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 10]
- (9) **貯蔵に関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 11]
- (10) **工場又は事業所において行われる廃棄に関すること**
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 12]

記載の適正化

記載の適正化

（「品質マネジメントシステム」は非該当使用者等には対象外、R4 年度検査の実施状況を踏まえた改善（検査項目に対する確認資料を例示）

運用の明確化（R4 年度検査の実施状況を踏まえた改善（検査項目に対する確認資料を例示）

(9)貯蔵に関する事 [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の11]	○核燃料物質を封入した容器 ○貯蔵施設の鍵の管理簿 ○貯蔵上の注意事項の掲示
(10)工場又は事業所において行われる廃棄に関する事 [法第56条の3第1項及び規則第2条の11の12]	○放射性廃棄物の貯蔵・保管廃棄の管理記録 ○廃棄物の保管容器 ○排気・排水設備の測定記録

2 その他保安のために必要な事項

確認項目	確認対象(例)
(1)核燃料物質使用許可申請書等との整合 a. 予定使用期間及び年間予定使用量 b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備等 c. 核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書のうち、保安教育・訓練の実施状況	○使用許可申請書 ○保安教育・訓練の記録
(2)核燃料物質の使用に関する記録の管理状況	○規則第2条の11に定める各種記録
(3)譲渡し及び譲受けの制限に関する事	○使用許可申請書

2 その他保安のために必要な事項

- (1) 核燃料物質使用許可申請書等との整合
 - a. 予定使用期間及び年間予定使用量
 - b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備等
 - c. 核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書のうち、保安教育・訓練の実施状況
- (2) 核燃料物質使用に関する記録の管理状況
- (3) 譲渡し及び譲受けの制限に関する事

運用の明確化（R4年度検査の実施状況を踏まえた改善（検査項目に対する確認資料を例示））

核原料物質使用者に係る検査確認項目

以下に示す「法」とは、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）をいい、「原料使用規則」とは、核原料物質の使用に関する規則（昭和43年総理府令第46号）をいう。

1 核原料物質使用に関する技術上の基準 [原料使用規則第2条]

確認項目	確認対象（例）
(1) 使用及び使用上の注意事項について <u>[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第1号及び第2号]</u>	○使用上の注意事項の揭示
(2) 管理区域、周辺監視区域への立入制限等に関すること <u>[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第3号及び第4号]</u>	○管理区域への出入管理の記録 ○管理区域境界の柵等の区画物及び標識 ○周辺監視区域境界の柵又は標識
(3) 線量等に関する措置に関すること <u>[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第5号、第6号、第7号]</u>	○管理区域及び周辺監視区域における線量当量率の記録 ○放射線業務従事者の線量管理の記録（内部被ばく、外部被ばく） ○管理区域内の空气中放射性物質濃度の測定記録
(4) 放射性物質による汚染の状況等の測定に関すること <u>[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第8号、第9号]</u>	○管理区域退域時の表面汚染検査記録
(5) 換気設備、放射線測定器及び非常用設備の維持管理に関すること <u>[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第10号]</u>	○換気設備、放射線測定器等の点検記録
(6) 核原料物質の廃棄に関すること <u>[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第11号及び第2条11の2号]</u>	○放射性廃棄物の貯蔵・保管廃棄の管理記録 ○廃棄物の保管容器 ○排気・排水設備の測定記録
(7) 核原料物質の運搬に関すること <u>[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第12号]</u>	○核原料物質の運搬記録

核原料物質使用者に係る項目

以下に示す「法」とは、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）をいい、「原料使用規則」とは、核原料物質の使用に関する規則（昭和43年総理府令第46号）をいう。

1 核原料物質使用に関する技術上の基準

[原料使用規則第2条]

- (1) 使用及び使用上の注意事項について
[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第1号及び第2号]
- (2) 管理区域、周辺監視区域への立入制限等に関すること
[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第3号及び第4号]
- (3) 線量等に関する措置に関すること
[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第5号、第6号、第7号]
- (4) 放射性物質による汚染の状況等の測定に関すること
[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第8号、第9号]
- (5) 換気設備、放射線測定器及び非常用設備の維持管理に関すること
[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第10号]
- (6) 核原料物質の廃棄に関すること
[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第11号及び第2条11の2号]
- (7) 核原料物質の運搬に関すること
[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第12号]
- (8) 核原料物質の貯蔵に関すること
[法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条第13号]

運用の明確化（R4年度検査の実施状況を踏まえた改善（検査項目に対する確認資料を例示））

(8) 核原料物質の貯蔵に関する事 [法第57条の7第4項及び原料使用規則第2条 第13号]	○核原料物質を封入した容器 ○貯蔵上の注意事項の掲示
--	-------------------------------

2 その他保安のために必要な事項

確認項目	確認対象(例)
(1)核原料物質使用届等との整合 a. 予定使用期間及び年間予定使用量並び に核原料物質在庫報告 b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位 置、構造及び設備 等 c. 核原料物質の譲渡及び譲受の状況	○使用届出書
(2)核原料物質使用に関する記録の管理状況	○規則第3条に定める各種記録

別紙3

廃止措置の終了の確認に係る項目

核燃料物質の使用等に関する規則（昭和32年総理府令第84号）

第6条の7 法第57条の5第3項において準用する法第12条の6第8項の原子力規制委員会規則で定める基準は、次の各号に掲げるとおりとする。

- 1 核燃料物質の譲渡しが完了していること。
- 2 廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設が放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること。
- 3 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄が終了していること。
- 4 第2条の11第1項に規定する放射線管理記録の同条第5項の原子力規制委員会が指定する機関への引渡しが完了していること。

2 その他保安のために必要な事項

(1) 核原料物質使用届等との整合

- a. 予定使用期間及び年間予定使用量並びに核原料物質在庫報告
- b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備 等
- c. 核原料物質の譲渡及び譲受の状況

(2) 核原料物質使用に関する記録の管理状況

廃止措置の終了の確認に係る項目

核原料物質の使用に関する規則（昭和43年総理府令第6号）

第6条の7 法第57条の5第3項において準用する法第12条の6第8項の原子力規制委員会規則で定める基準は、次の各号に掲げるとおりとする。

- 1 核燃料物質の譲渡しが完了していること。
- 2 廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設が放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること。
- 3 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄が終了していること。
- 4 第2条の11第1項に規定する放射線管理記録の同条第5項の原子力規制委員会が指定する機関への引渡しが完了していること。

別紙3

運用の明確化（R4年度検査の実施状況を踏まえた改善（検査項目に対する確認資料を例示））

記載の適正化

工場又は事業所の外における廃棄に関する
原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">工場又は事業所の外における廃棄に関する 原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0002_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 58 条第 2 項の規定に基づく、原子力事業者等（法第 57 条の 8 に規定する<u>原子力事業者等</u>）が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場又は事業所の外において廃棄する場合^{※1}に、同条第 1 項の規定による保安のために必要な措置についての原子力規制委員会による確認（以下「事業所外廃棄確認」という。）に係る運用を定めたものである。 なお、事業所外廃棄確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。 ※1 原子力規制委員会による確認は、輸入した核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を廃棄する場合に限り実施する。（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号。以下「政令」という。）第 46 条）</p> <p>2 事業所外廃棄確認 2.1 事業所外廃棄確認の申請 (1) 事業所外廃棄確認の申請時期 事業所外廃棄確認の申請は、原子力事業者等により<u>輸入廃棄物（核燃料物質等の工場又は事業所の外における廃棄に関する規則（昭和 53 年総理府令第 56 号。以下「規則」という。）第 2 条第 1 項第 3 号にて規定される輸入廃棄物）</u>を廃棄物管理設備に廃棄する場合に、原子力事業者等</p>	<p style="text-align: center;">工場又は事業所の外における廃棄に関する 原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0002_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 58 条第 2 項の規定に基づく、原子力事業者等（法第 57 条の 8 に規定する<u>原子力事業者等。以下同じ。</u>）が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場又は事業所の外において廃棄する場合^{※1}に、同条第 1 項の規定による保安のために必要な措置についての原子力規制委員会による確認（以下「事業所外廃棄確認」という。）に係る運用を定めたものである。 なお、事業所外廃棄確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。 ※1 原子力規制委員会による確認は、輸入した核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を廃棄する場合に限り実施する。（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号。以下「政令」という。）第 46 条）</p> <p>2 事業所外廃棄確認 2.1 事業所外廃棄確認の申請 (1) 事業所外廃棄確認の申請時期 事業所外廃棄確認の申請は、原子力事業者等により<u>輸入廃棄物（核燃料物質等の工場又は事業所の外における廃棄に関する規則（昭和 53 年総理府令第 56 号。以下「規則」という。）</u>を廃棄物管理設備に廃棄する場合に、原子力事業者等において輸入廃棄物に関する製作、測定等の<u>デー</u></p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化（自明であるため「以下同じ」を削除）</p> <p>記載の適正化</p>

において輸入廃棄物に関する製作、測定等の実施状況の確認が行われた後、申請が行われることとなる。

タ等の確認が行われた後、申請が行われることとなる。

なお、申請された後に行う事業所外廃棄確認の事務手続き等を踏まえて、輸入廃棄物を廃棄物管理設備に廃棄する予定日の2ヵ月前までを目安として申請がなされることが望ましい。

(2) 申請書及び添付書類の記載内容

担当部署は、事業所外廃棄確認の申請があった場合は、規則第3条に規定の申請書及び添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。

(2) 申請書及び添付資料の記載内容

担当部署は、事業所外廃棄確認の申請があった場合は、規則第3条に規定の申請書及び添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。

(3) 申請書に係る手数料納付

申請書の提出を受けた際に、政令第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。

(3) 申請書に係る手数料納付

申請書の提出を受けた際に、政令第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。

2.2 事業所外廃棄確認の実施

確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により原子力事業者等の保安のために必要な措置等に係る活動を監視することで、対象となる輸入廃棄物に係る保安のために必要な措置が法第58条第1項等の規定を満たしていることを確認する。

2.2 事業所外廃棄確認の実施

確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により事業者の保安のために必要な措置等に係る活動を監視することで、対象となる輸入廃棄物に係る保安のために必要な措置が法第58条第1項等の規定を満たしていることを確認する。

(1) 検査項目の抽出

担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する原子力事業者等の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。

(BR0070 放射性固体廃棄物等の管理)

(1) 検査項目の抽出

担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。

(BR0070 放射性固体廃棄物等の管理 基本検査運用ガイド)

(2) 事業所外廃棄確認の方法

抽出した検査項目について、申請以前の原子力事業者等の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて原子力事業者等の活動状況、記録等を確認するものとする。

また、受理した申請書及び添付書類の記載事項について確認するものとする。

(2) 事業所外廃棄確認の方法

抽出した検査項目について、申請以前の事業者の活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

また、受理した申請書の記載事項について確認するものとする。

2.3 事業所外廃棄確認の終了

(1) 事業所外廃棄確認の終了の確認

原子力規制委員会は、事業所外廃棄確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、規則第2条第1項第3号から第8号まで及び第2項に規定する事項に適合していることを確認する。

2.3 事業所外廃棄確認の終了

(1) 事業所外廃棄確認の終了の確認

原子力規制委員会は、事業所外廃棄確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、規則第2条の規定に基づく確認の基準に適合していることを確認する。

(2) 事業所外廃棄確認証の交付

原子力規制委員会は、規則第5条の規定に基づき、添付-1に示す様式による事業所外廃棄確認証を申請者に交付するものとする。

(2) 事業所外廃棄確認証の交付

原子力規制委員会は、規則第5条の規定に基づき、添付-1に示す様式による事業所外廃棄確認証を申請者に交付するものとする。

記載の適正化（事業者の申請に関する内容であるので削除）

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化（誤記）

添付－１ 事業所外廃棄確認証の例

事業所外廃棄確認証（輸入廃棄物）

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

○年○月○日付け○○をもって確認の申請のあった廃棄物の事業所外廃棄については、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58条第1項の規定に適合していることを確認したので、核燃料物質等の工場又は事業所の外における廃棄に関する規則（昭和53年総理府令第56号）第5条の規定に基づき、事業所外廃棄確認証（輸入廃棄物）を交付します。

(削る)

添付－１ 事業所外廃棄確認証の例

事業所外廃棄確認証（輸入廃棄物）

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

○年○月○日付け○○をもって確認の申請のあった下記の廃棄物の事業所外廃棄確認については、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58条第1項の規定に適合していることを確認したので、核燃料物質等の工場又は事業所の外における廃棄に関する規則（昭和53年総理府令第56号）第5条の規定に基づき、事業所外廃棄確認証（輸入廃棄物）を交付します。

記

1. <u>輸入廃棄物に係る封入又は固型化を行った者</u>	<u>○○○○○○○○○○ (○国)</u>
2. <u>輸入廃棄物の内容</u>	
3. <u>輸入廃棄物の数量</u>	<u>○○本</u>
4. <u>整理番号</u>	
5. <u>廃棄する廃棄物管理設備を設置した事業所の名称及び所在地</u>	

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（重複削除）

○改正履歴				○改正履歴				改正に伴う変更
改正	改正日	改正の概要	備考	改正	改正日	改正の概要	備考	
0	2020/04/01	施行		0	2020/04/01	施行		
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化(2. 事業所外廃棄確認) ○記載の適正化		1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化(2. 事業所外廃棄確認) ○記載の適正化		
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>						

工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物
に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物 に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0003_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 59 条第 2 項の規定に基づく、原子力事業者等（<u>原子力事業者等（法第 57 条の 8 に規定する原子力事業者等）から運搬を委託された者を含む。</u>）が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場又は事業所の外において運搬する場合^{*1}に、運搬する物に関しての同条第 1 項の規定による保安のために必要な措置についての原子力規制委員会による確認（以下「運搬に関する確認」という。）に係る運用を定めたものである。 なお、運搬に関する確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。 ※1 原子力規制委員会による確認は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による災害の防止のため特に必要がある場合に限り実施する。詳細は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号。以下「政令」という。）第 48 条及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 53 年総理府令第 57 号。以下「規則」という。）第 18 条により、B 型輸送物、六ふっ化ウラン輸送物、核分裂性輸送物としている。</p>	<p style="text-align: center;">工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物 に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0003_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 59 条第 2 項の規定に基づく、原子力事業者等（<u>法第 57 条の 8 に規定する原子力事業者等。原子力事業者等から運搬を委託された者を含む。以下同じ。</u>）が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場又は事業所の外において運搬する場合^{*1}に、運搬する物に関しての同条第 1 項の規定による保安のために必要な措置についての原子力規制委員会による確認（以下「運搬に関する確認」という。）に係る運用を定めたものである。 なお、運搬に関する確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。 ※1 原子力規制委員会による確認は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による災害の防止のため特に必要がある場合に限り実施する。詳細は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号。以下「政令」という。）第 48 条及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 53 年総理府令第 57 号。以下「規則」という。）第 18 条により、B 型輸送物、六ふっ化ウラン輸送物、核分裂性輸送物としている。</p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化（自明のため「以下同じ。」を削除）</p>

<p>2 運搬に関する確認</p> <p>2.1 運搬に関する確認の申請</p> <p>(1) 運搬に関する確認の申請時期</p> <p>運搬に関する確認の申請は、原子力事業者等により運搬する物に関して、<u>運搬に関する措置が技術上の基準に適合していることについて</u>確認が行われた後、申請が行われることとなる。</p> <p>(削る)</p> <p>a. 規則第 19 条第 1 項第 6 号に掲げる書類（核燃料輸送物の発送前の点検に関する説明書）には、点検の記録を含むものとし、確認申請の後に提出することができるものとする。</p> <p>(2) <u>申請書</u>及び添付書類の記載内容</p> <p>担当部署は、運搬に関する確認の申請があった場合は、規則第 19 条に規定の申請書及び添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。^{※2}</p> <p>確認申請書の後に、規則第 19 条第 1 項第 6 号に掲げる点検の記録の提出がなされる場合は、点検実施後速やかに提出されるよう促す。</p> <p>※2 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に係る核燃料輸送物設計承認及び容器承認等に関する申請手続ガイド（令和 2 年 2 月 26 日 原規規発第 2002264 号 原子力規制委員会決定）</p> <p>(3) 申請書に係る手数料納付</p> <p>申請書の提出を受けた際に、政令第 65 条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。</p> <p>2.2 運搬に関する確認の実施</p> <p>確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により<u>原子力事業者等</u>の保安のために必要な措置等に係る活動状況を監視することで、対象となる運搬が法第 59 条第 1 項等の規定を満たしていることを確認する。</p> <p>(1) 検査項目の抽出</p> <p>担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する<u>原子力事業者等</u>の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。</p> <p>(B00060 燃料体管理（運搬・貯蔵）<u>）</u></p> <p>(BR0070 放射性固体廃棄物等の管理<u>）</u></p> <p>(2) 運搬に関する確認の方法</p> <p>抽出した検査項目について、申請以前の<u>原子力事業者等の関連活動</u>の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。</p> <p>担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて<u>原子力事業者等</u>の活動状況、記録等を確認するものと</p>	<p>2 運搬に関する確認</p> <p>2.1 運搬に関する確認の申請</p> <p>(1) 運搬に関する確認の申請時期</p> <p>運搬に関する確認の申請は、原子力事業者等により運搬する物<u>等に関するデータ等</u>の確認が行われた後、申請が行われることとなる。</p> <p>a. <u>申請された後に行う運搬に関する確認の事務手続き等を踏まえて、運搬の開始される予定日の 1 ヶ月前までを目安として申請がなされることが望ましい。</u></p> <p>b. 規則第 19 条第 1 項第 6 号に掲げる書類（核燃料輸送物の発送前の点検に関する説明書）には、点検の記録を含むものとし、確認申請の後に提出することができるものとする。</p> <p>(2) <u>車両運搬確認申請書</u>及び添付書類の記載内容</p> <p>担当部署は、運搬に関する確認の申請があった場合は、規則第 19 条に規定の申請書及び添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。^{※2}</p> <p>確認申請書の後に、規則第 19 条第 1 項第 6 号に掲げる点検の記録の提出がなされる場合は、点検実施後速やかに提出されるよう促す。</p> <p>※2 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に係る核燃料輸送物設計承認及び容器承認等に関する申請手続ガイド（令和 2 年 2 月 26 日 原規規発第 2002264 号 原子力規制委員会決定）</p> <p>(3) 申請書に係る手数料納付</p> <p>申請書の提出を受けた際に、政令第 65 条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。</p> <p>2.2 運搬に関する確認の実施</p> <p>確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により<u>事業者</u>の保安のために必要な措置等に係る活動状況を監視することで、対象となる運搬が法第 59 条第 1 項等の規定を満たしていることを確認する。</p> <p>(1) 検査項目の抽出</p> <p>担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する<u>事業者</u>の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。</p> <p>(B00060 燃料体管理（運搬・貯蔵）<u>基本検査運用ガイド</u>）</p> <p>(BR0070 放射性固体廃棄物等の管理<u>基本検査運用ガイド</u>）</p> <p>(2) 運搬に関する確認の方法</p> <p>抽出した検査項目について、申請以前の<u>申請者の活動</u>の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。</p> <p>担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて<u>事業者</u>の活動状況、記録等を確認するものとする。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（事業者の申請に関する内容のため削除）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
---	--	--

する。

また、受理した申請書および添付書類の記載事項について確認するものとする。

2.3 運搬に関する確認の終了

(1) 運搬に関する確認の終了の確認

原子力規制委員会は、運搬に関する確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、規則第3条から第17条の2までに定める技術上の基準（特定核燃料物質の防護のための措置に係るものを除く。）に適合していることを確認する。

(2) 運搬確認証の交付

原子力規制委員会は、規則第20条の規定に基づき、添付-1に示す様式による運搬確認証を申請者に交付するものとする。なお、記載事項等については、以下の点について注意する。

- a. 運搬確認証の有効期間については、原則として運搬予定時期に、陸上輸送にあつては10日間、国内海上輸送を含む輸送にあつては20日間、国外の海上輸送を含む輸送にあつては30日間を加えるものとする。
- b. 現地確認を行う場合は、当該確認の実施前に必要な事務手続きを行うことにより、現地において運搬確認証を交付することができるものとする。

2.4 情報管理

政令第47条による防護対象特定核燃料物質の輸送に係る情報の管理は、規則第16条により定められるもののほか、以下のとおり適切に取り扱う。

- a. 核燃料物質の輸送の発着日時は、輸送終了時まで核物質防護秘密として取り扱う。
- b. 関係者間において取決がある場合は、それに従うものとする。

また、受理した申請書の記載事項について確認するものとする。

2.3 運搬に関する確認の終了

(1) 運搬に関する確認の終了の確認

原子力規制委員会は、運搬に関する確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、規則第3条から第17条の2までに定める技術上の基準（特定核燃料物質の防護のための措置に係るものを除く。）に適合していることを確認する。

(2) 運搬確認証の交付

原子力規制委員会は、規則第20条の規定に基づき、添付-1に示す様式による運搬確認証を申請者に交付するものとする。なお、記載事項等については、以下の点について注意する。

- a. 運搬確認証の有効期間については、原則として運搬予定時期に、陸上輸送にあつては10日間、国内海上輸送を含む輸送にあつては20日間、国外の海上輸送を含む輸送にあつては30日間を加えるものとする。
- b. 現地確認を行う場合は、当該確認の実施前に必要な事務手続きを行うことにより、現地において運搬確認証を交付することができるものとする。

2.4 情報管理

政令第47条による防護対象特定核燃料物質の輸送に係る情報の管理は、規則第16条により定められるもののほか、以下のとおり適切に取り扱う。

- a. 核燃料物質の輸送の発着日時は、輸送終了時まで核物質防護秘密として取り扱う。
- b. 関係者間において取決がある場合は、それに従うものとする。

記載の適正化

添付－1 運搬確認証の例

運搬確認証

番号
年月日

事業者 宛て

原子力規制委員会

○年○月○日付け○○をもって確認の申請のあった車両運搬については、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59条第1項に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和53年総理府令第57号）第20条の規定に基づき、運搬確認証を交付します。

記

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
名称：
住所：
代表者：
2. 運搬しようとする核燃料物質等の種類、性状及び量
3. 核燃料輸送物の種類
4. 核燃料輸送物の総重量： k g 以下／輸送物
5. 収納する核燃料物質等
(1)重量：
(2)放射能の量：
6. 使用する輸送容器
(1)名称及び個数 ： 型 個
(2)核燃料輸送物設計承認に関する事項
(削る)
・設計承認書の承認年月日、番号：

添付－1 運搬確認証の例

運搬確認証

番号
年月日

事業者 宛て

原子力規制委員会

○年○月○日付け○○をもって確認の申請のあった車両運搬については、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59条第2項及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和53年総理府令第57号）第19条第1項の規定に基づき、当該運搬に関する措置（運搬する物についての措置に限る。）が同規則に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、同規則第20条の規定に基づき、運搬確認証を交付します。

記

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
名称：
住所：
代表者：
2. 運搬しようとする核燃料物質等の種類、性状及び量
3. 核燃料輸送物の種類
4. 核燃料輸送物の総重量： k g 以下／輸送物
5. 収納する核燃料物質等
(1)重量：
(2)放射能の量：
6. 使用する輸送容器
(1)名称及び個数 ： 型 個
(2)核燃料輸送物設計承認に関する事項
・設計承認番号：
・設計承認書の承認番号(承認年月日)：

記載の適正化

記載の適正化（記載順の変更）
記載の適正化

・有効期間： 年 月 日～ 年 月 日

・設計承認番号：

(3) 容器承認書に関する事項

・容器承認書の承認年月日、番号：

・承認容器として使用する期間： 年 月 日～ 年 月 日

・承認容器登録番号：

(4) 外形寸法^(注1)

長さ： 約 m

幅： 約 m

高さ： 約 m

(5) 重量： kg 以下

7. 核分裂性輸送物にあつては輸送制限個数：

8. 積載方法又は混載の別^(注2)：

9. 運搬確認証の有効期間： 年 月 日～ 年 月 日

10. その他特記事項^(注3)

(注1) 外形寸法については、容器承認書に合わせて記載する（長さ、幅、高さは一例）

(注2) 簡易運搬にあつては、使用する運搬機器の種類及び運搬機器の積付け方法

(注3) 核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書との内容の関連づけのため項目等を追加する場合があります。

・有効期間： 年 月 日～ 年 月 日

(3) 容器承認書に関する事項

・容器承認書の承認番号 (承認年月日)：

・承認容器として使用する期間： 年 月 日～ 年 月 日

・承認容器登録番号：

(4) 外形寸法

長さ： 約 m

幅： 約 m

高さ： 約 m

(5) 重量： kg 以下

7. 核分裂性輸送物にあつては輸送制限個数：

8. 積載方法又は混載の別^(注1)：

9. 運搬確認証の有効期間： 年 月 日～ 年 月 日

10. その他特記事項^(注2)

(新設)

(注1) 簡易運搬にあつては、使用する運搬機器の種類及び運搬機器の積付け方法

(注2) 核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書との内容の関連づけのため項目等を追加する場合があります。

記載の適正化（記載順の変更）

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化による変更

記載の適正化による変更

参考 1 発送前検査の例

検査項目	検査対象 ^{注1}	検査方法	判定基準
外観検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
気密漏えい検査	BM, BU	ヘリウムリークテスト、加圧漏えい試験又は真空試験等により漏えい率を測定する。	漏えい率が申請書に記載された値を超えないこと。
圧力測定検査	BM, BU	圧力計等により輸送容器内部の圧力を検査する。	圧力値が申請書に記載された値を超えないこと。
線量当量率検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の表面及び表面から1mの距離におけるガンマ線量当量率及び中性子線量当量率をサーベイメータ等で測定する。	ガンマ線量当量率及び中性子線量当量率の合計が、 表面：2mSv/h 表面から1mの距離：100μSv/h を超えないこと。
未臨界検査 ^{注2注3}	BM, BU AF, IF	臨界防止に関する部材の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
温度測定検査	BM, BU	温度計により核燃料輸送物の表面温度を測定し、周囲温度38℃での値に補正する。 表面温度＝(測定温度－周囲温度)＋38℃	輸送中に人が容易に近づくことができる表面の温度が日陰において50℃を超えないこと(専用積載で運搬する場合は、85℃。)
吊上検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物を吊り上げた後の状態において、吊上部(トランオン等)の外観を目視で検査する。	吊上部(トランオン等)にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
重量検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の総重量を実測又は計算により求める。	申請書に記載された重量を超えないこと。
収納物検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	・収納物の仕様、数量、収納配置等を検査する。 ・収納物外観を検査する。	・収納物の仕様、数量、収納配置等が申請書に記載された条件どおりであること。 ・収納物の外観にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
表面密度検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	スマヤ法等により核燃料輸送物の表面における放射性物質の密度を測定する。	α線を放出する放射性物質：0.4Bq/cm ² α線を放出しない放射性物質：4.0Bq/cm ² を超えないこと。

注1：BM：BM型輸送物（BM型核分裂性輸送物を含む。）に係る輸送容器
BU：BU型輸送物（BU型核分裂性輸送物を含む。）に係る輸送容器
AF：A型核分裂性輸送物に係る輸送容器
IF：IP型核分裂性輸送物に係る輸送容器

注2：未臨界検査は、核分裂性輸送物のみを対象とする。

注3：各検査項目は検査対象の輸送容器について実施すること（収納物等によって検査対象にならない場合がある）。なお、六ふっ化ウラン輸送物に係る容器については、AF及びIFの検査項目に準じた検査項目について検査を実施すること。

注4：表面温度検査、線量当量率検査、収納物検査及び表面密度検査は現地で確認する。

備考1：輸送及び貯蔵に用いる場合であって、最初の輸送物作成作業の後、核燃料物質等の数量、バスケットの収納位置等に変更がないことが明らかであり、かつ、当該作成作業実施後において、貯蔵中に必要な監視及び保守点検が確実に実施されている場合については、その他の方法で代替できるものとする。この場合、代替の検査方法、妥当性、理由等を明記のうえ申請すること。

備考2：輸送物の設計において経年変化を考慮する必要がある場合は、その設計が維持されていることを確認すること（表の検査項目に加えて確認すること。）。

参考 1 発送前検査の例

検査項目	検査対象 ^{注1}	検査方法	判定基準
外観検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
気密漏えい検査	BM, BU	ヘリウムリークテスト、加圧漏えい試験又は真空試験等により漏えい率を測定する。	漏えい率が申請書に記載された値を超えないこと。
圧力測定検査	BM, BU	圧力計等により輸送容器内部の圧力を検査する。	圧力値が申請書に記載された値を超えないこと。
線量当量率検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の表面及び表面から1mの距離におけるガンマ線量当量率及び中性子線量当量率をサーベイメータ等で測定する。	ガンマ線量当量率及び中性子線量当量率の合計が、 表面：2mSv/h 表面から1mの距離：100μSv/h を超えないこと。
未臨界検査 ^{注2注3}	BM, BU AF, IF	臨界防止に関する部材の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
温度測定検査	BM, BU	温度計により核燃料輸送物の表面温度を測定し、周囲温度38℃での値に補正する。 表面温度＝(測定温度－周囲温度)＋38℃	輸送中に人が容易に近づくことができる表面の温度が日陰において50℃を超えないこと(専用積載で運搬する場合は、85℃。)
吊上検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物を吊り上げた後の状態において、吊上部(トランオン等)の外観を目視で検査する。	吊上部(トランオン等)にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
重量検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の総重量を実測又は計算により求める。	申請書に記載された重量を超えないこと。
収納物検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	・収納物の仕様、数量、収納配置等を検査する。 ・収納物外観を検査する。	・収納物の仕様、数量、収納配置等が申請書に記載された条件どおりであること。 ・収納物の外観にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
表面密度検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	スマヤ法等により核燃料輸送物の表面における放射性物質の密度を測定する。	α線を放出する放射性物質：0.4Bq/cm ² α線を放出しない放射性物質：4.0Bq/cm ² を超えないこと。

注1：BM：BM型輸送物（BM型核分裂性輸送物を含む。）に係る輸送容器
BU：BU型輸送物（BU型核分裂性輸送物を含む。）に係る輸送容器
AF：A型核分裂性輸送物に係る輸送容器
IF：IP型核分裂性輸送物に係る輸送容器

注2：未臨界検査は、核分裂性輸送物のみを対象とする。

注3：各検査項目は検査対象の輸送容器について実施すること（収納物等によって検査対象にならない場合がある）。なお、六ふっ化ウラン輸送物に係る容器については、AF及びIFの検査項目に準じた検査項目について検査を実施すること。

注4：表面温度検査、線量当量率検査、収納物検査及び表面密度検査は現地で確認する。

備考1：輸送及び貯蔵に用いる場合であって、最初の輸送物作成作業の後、核燃料物質等の数量、バスケットの収納位置等に変更がないことが明らかであり、かつ、当該作成作業実施後において、貯蔵中に必要な監視及び保守点検が確実に実施されている場合については、その他の方法で代替できるものとする。この場合、代替の検査方法、妥当性、理由等を明記のうえ申請すること。

備考2：輸送物の設計において経年変化を考慮する必要がある場合は、その設計が維持されていることを確認すること（表の検査項目に加えて確認すること。）。

○改正履歴				○改正履歴				改正に伴う変更
改正	改正日	改正の概要	備考	改正	改正日	改正の概要	備考	
0	2020/04/01	施行		0	2020/04/01	施行		
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化(2. 運搬に関する確認) ②運搬規則の改正に伴う変更(添付-1 運搬確認の例) ○記載の適正化		1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化(2. 運搬に関する確認) ②運搬規則の改正に伴う変更(添付-1 運搬確認の例) ○記載の適正化		
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>						

廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の
確認等に係る運用ガイド
(廃棄物埋設施設確認)
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">廃棄物埋設に関する</p> <p style="text-align: center;">原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">(廃棄物埋設施設確認)</p> <p style="text-align: center;">(GL0004_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、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。以下「法」という。）第 51 条の 6 第 1 項の規定に基づく、<u>廃棄物埋設事業者（法第 51 条の 6 第 1 項に規定する廃棄物埋設事業者）が廃棄物埋設を行う場合に、その廃棄物埋設施設及びこれに関する保安のための措置についての原子力規制委員会による確認（以下「廃棄物埋設施設確認」という。）に係る運用を定めたものである。</u></p> <p>なお、廃棄物埋設施設確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>2 廃棄物埋設施設確認</p> <p>2.1 廃棄物埋設施設確認の申請</p> <p>(1) 廃棄物埋設施設確認の申請時期</p> <p>廃棄物埋設施設確認の申請は、廃棄物埋設事業者が廃棄物埋設施設及びこれに関する保安のための措置に係る第二種廃棄物埋設に関する確認を求める場合において、核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（昭和 63 年総理府令第 1 号。以下「規則」という。）第 5 条に規定する事項及び時期に申請が行われることとなる。</p>	<p style="text-align: center;">廃棄物埋設に関する</p> <p style="text-align: center;">原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">(廃棄物埋設施設確認)</p> <p style="text-align: center;">(GL0004_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、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。以下「法」という。）第 51 条の 6 第 1 項の規定に基づく、<u>第二種廃棄物埋設施設に係る廃棄物埋設施設及びこれに関する保安のための措置についての原子力規制委員会による確認（以下「廃棄物埋設施設確認」という。）に係る運用を定めたものである。</u></p> <p>なお、廃棄物埋設施設確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>2 廃棄物埋設施設確認</p> <p>2.1 廃棄物埋設施設確認の申請</p> <p>(1) 廃棄物埋設施設確認の申請時期</p> <p>廃棄物埋設施設確認の申請は、廃棄物埋設事業者が廃棄物埋設施設及びこれに関する保安のための措置に係る第二種廃棄物埋設に関する確認を求める場合において、核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（昭和 63 年総理府令第 1 号。以下「規則」という。）第 5 条に規定する事項及び時期に申請が行われることとなる。</p> <p><u>また、申請書は、廃棄物埋設事業者が廃棄物埋設施設に関する確認を受けようとする時期に十</u></p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化（明確化）</p> <p>記載の適正化（事業者の申請に関す</p>

分な時間的余裕をもって申請がなされることが望ましい。

<p>(2) 申請書及び添付書類の記載内容</p> <p>担当部署は、廃棄物埋設施設確認の申請があった場合は、規則第4条に規定する申請書及び添付書類に不備及び過不足がないこと並びに規則第5条に規定する事項及び時期であることを確認する。</p> <p>(3) 申請書に係る手数料納付</p> <p>申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。</p> <p>2.2 廃棄物埋設施設確認の実施</p> <p>確認に当たって、原子力検査官は、適切な工程ごとに、原子力規制検査により廃棄物埋設事業者の保安のために講ずべき措置等に係る活動を監視することで、対象となる廃棄物埋設施設及びこれに関する保安のための措置が法第51条の6第1項等の規定を満たしていることを確認する。</p> <p>(1) 検査項目の抽出</p> <p>担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する廃棄物埋設事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。</p> <p>（BM0110 作業管理）</p> <p>(2) 廃棄物埋設施設確認の方法</p> <p>抽出した検査項目について、申請以前の廃棄物埋設事業者の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。</p> <p>担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて廃棄物埋設事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。</p> <p>また、受理した申請書及び添付書類の記載事項について確認するものとする。</p> <p>2.3 廃棄物埋設施設確認の終了</p> <p>(1) 廃棄物埋設施設確認の終了の確認</p> <p>原子力規制委員会は、廃棄物埋設施設確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、規則第6条の技術上の基準に適合していることを確認する。</p> <p>(2) 第二種廃棄物埋設施設確認証（廃棄物埋設施設）の交付</p> <p>原子力規制委員会は、規則第9条の規定に基づき、添付-1、添付-2に示す様式による第二種廃棄物埋設施設確認証（廃棄物埋設施設）（以下「確認証」という。）を申請者に交付（廃棄物埋設地においては、定置前、覆土施工前、終了後などの工程毎に分割した確認証の交付を含む。）するものとする。</p>	<p>(2) 申請書の記載内容</p> <p>担当部署は、埋設施設確認の申請があった場合は、規則第4条に規定する申請書及び添付書類に不備及び過不足がないこと並びに規則第5条に規定する事項及び時期であることを確認する。</p> <p>(3) 申請書に係る手数料納付</p> <p>申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。</p> <p>2.2 廃棄物埋設施設確認の実施</p> <p>確認に当たって、原子力検査官は、適切な工程ごとに、原子力規制検査により事業者の保安のために講ずべき措置等に係る活動を監視することで、対象となる廃棄物埋設施設及びこれに関する保安のための措置が法第51条の6第1項等の規定を満たしていることを確認する。</p> <p>(1) 検査項目の抽出</p> <p>担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。</p> <p>（BM0110 作業管理 基本検査運用ガイド）</p> <p>(2) 廃棄物埋設施設確認の方法</p> <p>抽出した検査項目について、申請以前の事業者の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。</p> <p>担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。</p> <p>また、受理した申請書の記載事項について確認するものとする。</p> <p>2.3 廃棄物埋設施設確認の終了</p> <p>(1) 廃棄物埋設施設確認の終了の確認</p> <p>原子力規制委員会は、廃棄物埋設施設確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、規則第6条の規定に基づく確認の基準に適合していることを確認する。</p> <p>(2) 第二種廃棄物埋設施設確認証（廃棄物埋設施設）の交付</p> <p>原子力規制委員会は、規則第9条の規定に基づき、添付-1、添付-2に示す様式による第二種廃棄物埋設施設確認証（廃棄物埋設施設）（以下「確認証」という。）を申請者に交付（廃棄物埋設地においては、定置前、覆土施工前、終了後などの工程毎に分割した確認証の交付を含む。）するものとする。</p>	<p>る内容のため削除)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	--

なお、第二種廃棄物埋設施設等については、建設から完成まで長期間に渡るため、受理した申請書類及び実績管理について、適切に行う。

記載の適正化（自明のため削除）

添付－1 第二種廃棄物埋設確認証（埋設地の例）

第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物埋設施設）
（〇号廃棄物埋設地 〇〇〇〇〇（注））

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇年〇月〇日付け〇〇をもって確認の申請のあった廃棄物埋設施設等のうち下記について、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51条の6第1項の規定に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物埋設施設）を交付します。

記

（削る）

確認をした廃棄物埋設施設等	
特記事項	

（注）：分割（定置前、覆土施工前、終了後などの工程毎に分割）交付の必要がある場合は、記載する。

添付－1 第二種廃棄物埋設確認証（埋設地の例）

第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物埋設施設）
（〇号廃棄物埋設地 〇〇〇〇〇（注））

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇年〇月〇日付け〇〇をもって確認の申請のあった廃棄物埋設施設等のうち下記について、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51条の6第1項の規定に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物埋設施設）を交付します。

記

<u>事業者の名称及び住所並びに代表者の氏名</u>	
<u>事業所の名称及び所在地</u>	
確認をした廃棄物埋設施設等	
特記事項	

（注）：分割（定置前、覆土施工前、終了後などの工程毎に分割）交付の必要がある場合は、記載する。

記載の適正化（重複削除）

添付－２ 第二種廃棄物埋設確認証（附属施設の例）

第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物埋設施設）
（廃棄物埋設地の附属施設）

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

○年○月○日付け○○をもって確認の申請のあった廃棄物埋設施設等のうち下記について、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５１条の６第１項の規定に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物埋設施設）を交付します。

記

(削る)

確認をした廃棄物埋設施設等	
特記事項	

添付－２ 第二種廃棄物埋設確認証（附属施設の例）

第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物埋設施設）
（廃棄物埋設地の附属施設）

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

○年○月○日付け○○をもって確認の申請のあった廃棄物埋設施設等のうち下記について、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５１条の６第１項の規定に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物埋設施設）を交付します。

記

<u>事業者の名称及び住所並びに代表者の氏名</u>	
<u>事業所の名称及び所在地</u>	
確認をした廃棄物埋設施設等	
特記事項	

記載の適正化（重複削除）

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 廃棄物埋設施設確認） ○記載の適正化	
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 廃棄物埋設施設確認） ○記載の適正化	

工場等において用いた資材その他の物に含まれる
放射性物質についての放射能濃度に関する
原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">工場等において用いた資材その他の物に含まれる 放射性物質についての放射能濃度に関する 原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0005_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 61 条の 2 第 1 項の規定に基づく、原子力事業者等（法第 57 条の 8 に規定する<u>原子力事業者等</u>）が工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質についての放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることについての原子力規制委員会による確認（以下「放射能濃度確認」という。）に係る運用を定めたものである。 なお、放射能濃度確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>2 放射能濃度確認 2.1 放射能濃度確認の申請 (1) 放射能濃度確認の申請時期 放射能濃度確認の申請は、原子力事業者等があらかじめ原子力規制委員会の認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法に基づき、その確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価を行い、その結果の確認が行われた後、申請が行われることとなる。</p>	<p style="text-align: center;">工場等において用いた資材その他の物に含まれる 放射性物質についての放射能濃度に関する 原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0005_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 61 条の 2 第 1 項の規定に基づく、原子力事業者等（法第 57 条の 8 に規定する<u>原子力事業者等、以下同じ。</u>）の、工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質についての放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることについての原子力規制委員会による確認（以下「放射能濃度確認」という。）に係る運用を定めたものである。 なお、放射能濃度確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>2 放射能濃度確認 2.1 放射能濃度確認の申請 (1) 放射能濃度確認の申請時期 放射能濃度確認の申請は、原子力事業者等があらかじめ原子力規制委員会の認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法に基づき、その確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価を行い、その結果の確認が行われた後、申請が行われることとなる。</p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化</p>

(2) **申請書及び添付書類の記載内容**

担当部署は、放射能濃度確認の申請があった場合は、工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第16号。以下「規則」という。）第3条第1項に規定の申請書及び第2項に規定の添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。

a. 申請書の様式例を添付-1に示す。

(3) **申請書に係る手数料納付**

申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。

2.2 **放射能濃度確認の実施**

確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により原子力事業者等の保安のために講ずべき措置、法第61条の2第2項の認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法等に係る活動を監視することで、放射能濃度確認の対象となる工場等において用いた資材その他の物が法第61条の2第1項等の規定を満たしていることを確認する。

(1) **検査項目の抽出**

担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する原子力事業者等の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。

（BR0070 放射性固体廃棄物等の管理）

(2) **放射能濃度確認の方法**

抽出した検査項目について、申請以前の原子力事業者等の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による結果確認を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じ特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて原子力事業者等の活動状況、記録等を確認するものとする。

また、受理した申請書及び添付書類の記載事項について確認するものとする。

2.3 **放射能濃度確認の終了**

(1) **放射能濃度確認の終了の確認**

原子力規制委員会は、放射能濃度確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、法第61条の2第2項の認可を受けた方法に従っていること及び規則第2条に規定する基準に適合していることを確認する。

(2) **放射能濃度確認申請書及び添付書類の記載内容**

担当部署は、放射能濃度確認の申請があった場合は、工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第16号。以下「規則」という。）第3条第1項に規定の申請書及び第2項に規定の添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。

a. 申請書の様式例を添付-1に示す。

(3) **申請書に係る手数料納付**

申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。

2.2 **放射能濃度確認の実施**

確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により事業者の保安のために講ずべき措置、法第61条の2第2項の認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法等に係る活動を監視することで、放射能濃度確認の対象となる工場等において用いた資材その他の物が法第61条の2第1項等の規定を満たしていることを確認する。

(1) **検査項目の抽出**

担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。

（BR0070 放射性固体廃棄物等の管理 基本検査運用ガイド）

(2) **放射能濃度確認の方法**

抽出した検査項目について、申請以前の事業者の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による結果確認を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じ特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

また、受理した申請書の記載事項について確認するものとする。

2.3 **放射能濃度確認の終了**

(1) **放射能濃度確認の終了の確認**

原子力規制委員会は、放射能濃度確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、規則第2条の規定に基づく確認の基準に適合していることを確認する。

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

(2) 放射能濃度確認証の交付

原子力規制委員会は、規則第4条の規定に基づき、添付-2に示す様式による放射能濃度確認証を申請者に交付するものとする。また、法第72条の2の2第2項に基づき、添付-3に示す様式により、遅滞なく環境大臣に連絡する。

(2) 放射能濃度確認証の交付

原子力規制委員会は、規則第4条の規定に基づき、添付-2に示す様式による放射能濃度確認証を申請者に交付するものとする。また、法第72条の2の2第2項に基づき、添付-3に示す様式により、遅滞なく環境大臣に連絡する。

添付－１ 放射能濃度確認申請書の例

放射能濃度確認の申請書（第〇回）^{（注）}

年 月 日

原子力規制委員会 殿

住 所
氏 名（名称及び代表者の氏名）

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 61 条の 2 第 1 項の規定により次のとおり申請します。

一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	
二 放射能濃度確認対象物が生ずる工場等の名称及び所在地（船舶にあっては、その船舶の名称）	
三 放射能濃度確認対象物が生ずる施設の名称	
四 放射能濃度確認対象物の種類及び総重量	
五 放射能濃度確認対象物に含まれる放射能物質の放射能濃度の測定及び評価に用いた方法	
六 放射能濃度確認対象物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の結果	
七 確認を受けようとする期日	
八 放射能濃度確認対象物の保管場所及び保管方法	

備考 用紙の大きさは、日本工業規格 A 4 とすること。

（注）：分割して申請する場合には、記載すること。

添付－１ 放射能濃度確認申請書の例

放射能濃度確認の申請書（第〇回）^{（注）}

年 月 日

原子力規制委員会 殿

住 所
氏 名（名称及び代表者の氏名）

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 61 条の 2 第 1 項の規定により次のとおり申請します。

一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	
二 放射能濃度確認対象物が生ずる工場等の名称及び所在地（船舶にあっては、その船舶の名称）	
三 放射能濃度確認対象物が生ずる施設の名称	
四 放射能濃度確認対象物の種類、及び総重量	
五 放射能濃度確認対象物に含まれる放射能物質の放射能濃度の測定及び評価に用いた方法	
六 放射能濃度確認対象物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の結果	
七 確認を受けようとする期日	
八 放射能濃度確認対象物の保管場所及び保管方法	

備考 用紙の大きさは、日本工業規格 A 4 とすること。

（注）：分割して申請する場合には、記載すること。

記載の適正化

添付－２ 放射能濃度確認証の例

放射能濃度確認証

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇年〇月〇日付け〇〇をもって申請のあった核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第61条の2第1項の規定に基づく放射能濃度確認の件については、同項の規定に定める基準に適合していることを確認したので、放射能濃度確認証を交付します。

添付－２ 放射能濃度確認証の例

放射能濃度確認証

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇年〇月〇日付け〇〇をもって申請のあった核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第61条の2第1項の規定に基づく放射能濃度確認の件については、同項の規定に定める基準に適合していることを確認したので、放射能濃度確認証を交付します。

添付－3 環境大臣宛て連絡の例

番 号
年 月 日

環境大臣 宛て

原子力規制委員会
(公印省略)

〇〇〇〇において用いた資材等に含まれる放射性物質の
放射能濃度の確認について (連絡)

標記の件について、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第1項の規定に基づき別添のとおり確認したので、同法第72条の2の2第2項の規定に基づき連絡します。

添付－3 環境大臣宛て連絡の例

番 号
年 月 日

環境大臣 宛て

原子力規制委員会
(公印省略)

〇〇〇〇において用いた資材等に含まれる放射性物質の
放射能濃度の確認について (連絡)

標記の件について、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第1項の規定に基づき別添のとおり確認したので、同法第72条の2の2第2項の規定に基づき連絡します。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 放射能濃度確認） ②クリアランス関連規則統合に伴う改正（添付－ 1 放射能濃度確認申請書の例 他） ○記載の適正化	
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 放射能濃度確認） ②クリアランス関連規則統合に伴う改正（添付－ 1 放射能濃度確認申請書の例 他） ○記載の適正化	

改正に伴う変更

廃棄物埋設に係る坑道の閉鎖に関する
原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">廃棄物埋設に係る坑道の閉鎖に関する 原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GL0006_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、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。以下「法」という。）第 51 条の 24 の 2 第 2 項の規定に基づく、<u>廃棄物埋設事業者（法第 51 条の 6 第 1 項に規定する廃棄物埋設事業者）が廃棄物埋設の事業</u>のための坑道を閉鎖しようとするときに係る坑道の埋戻し及び抗口の閉塞その他の原子力規制委員会規則で定める措置（以下「閉鎖措置」という。）についての坑道の閉鎖の工程ごとに行う原子力規制委員会による確認（以下「閉鎖措置確認」という。）に係る運用を定めたものである。</p> <p>なお、閉鎖措置確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>(削る)</p> <p>2 閉鎖措置確認</p> <p>2.1 閉鎖措置確認の申請</p> <p>(1) 閉鎖措置確認の申請時期</p> <p>閉鎖措置確認の申請は、廃棄物埋設事業者により廃棄物埋設の事業のための坑道の閉鎖の工程ごとに閉鎖措置に係る確認が行われた後、申請が行われることとなる。<u>。</u></p>	<p style="text-align: center;">廃棄物埋設に係る坑道の閉鎖に関する 原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GL0006_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、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。以下「法」という。）第 51 条の 24 の 2 第 2 項の規定に基づく、<u>廃棄物埋設施設の事業^{※1}</u>のための坑道を閉鎖しようとするときに係る坑道の埋戻し及び抗口の閉塞その他の原子力規制委員会規則で定める措置（以下「閉鎖措置」という。）についての坑道の閉鎖の工程ごとに行う原子力規制委員会による確認（以下「閉鎖措置確認」という。）に係る運用を定めたものである。</p> <p>なお、閉鎖措置確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p><u>※1 閉鎖措置の対象となる廃棄物埋設の事業は、第一種廃棄物埋設（地層処分）に係る事業及び第二種廃棄物埋設の一部（中深度処分）に係る事業である。これらの廃棄物埋設は現時点では事業許可申請がなく、それらの事業の終了段階で行われる閉鎖措置に係る本ガイドの実際の使用の際には、その時点での必要な見直しを行うものとする。</u></p> <p>2 閉鎖措置確認</p> <p>2.1 閉鎖措置確認の申請</p> <p>(1) 閉鎖措置確認の申請時期</p> <p>閉鎖措置確認の申請は、廃棄物埋設事業者により廃棄物埋設の事業のための坑道の閉鎖の工程ごとに閉鎖措置に係る確認が行われた後、申請が行われることとなる。<u>。</u></p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化（明確化）</p> <p>記載の適正化（自明のため削除）</p>

なお、申請された後に行う閉鎖措置確認の事務手続き等を踏まえて、廃棄物埋設事業者が坑道の閉鎖の行程ごとの確認を受けようとする時期に十分な時間的余裕をもって申請がなされることが望ましい。

記載の適正化（事業者の申請に関する内容を削除）

(2) **申請書及び添付書類**の記載内容

担当部署は、閉鎖措置確認の申請があった場合は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則（平成20年経済産業省令第23号。以下「第一種廃棄物埋設規則」という。）第76条第1項の申請書及び第2項の添付書類又は核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（昭和63年総理府令第1号。以下「第二種廃棄物埋設規則」という。）第22条の5の9第1項の申請書及び第2項の添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。

(2) **申請書**の記載内容

担当部署は、閉鎖措置確認の申請があった場合は、申請書及び添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。

記載の適正化

(3) **申請書に係る手数料納付**

申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。

(3) **申請書に係る手数料納付**

申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。

2.2 **閉鎖措置確認の実施**

確認に当たって、原子力検査官は、坑道の閉鎖の工程ごとに、原子力規制検査により廃棄物埋設事業者の保安のために講ずべき措置、法第51条の24の2第1項の認可を受けた閉鎖措置計画（同条第3項において準用する第12条の6第3項又は第5項の規定による変更の認可又は届出があったときは、その変更後のもの。以下同じ。）等に係る活動を監視することで、廃棄物埋設事業者の講じた閉鎖措置が法第51条の24の2第2項等の規定を満たしていることを確認する。

2.2 **閉鎖措置確認の実施**

確認に当たって、原子力検査官は、坑道の閉鎖の工程ごとに、原子力規制検査により事業者の保安のために講ずべき措置、法第51条の24の2第1項の認可を受けた閉鎖措置計画（同条第3項において準用する第12条の6第3項又は第5項の規定による変更の認可又は届出があったときは、その変更後のもの。以下同じ。）等に係る活動を監視することで、事業者の講じた閉鎖措置が法第51条の24の2第2項等の規定を満たしていることを確認する。

記載の適正化

記載の適正化

(1) **検査項目の抽出**

担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する廃棄物埋設事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）を抽出する。

(1) **検査項目の抽出**

担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）を抽出する。

記載の適正化

(2) **閉鎖措置確認の方法**

抽出した検査項目について、申請以前の廃棄物埋設事業者の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて廃棄物埋設事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

また、受理した申請書及び添付書類の記載事項について確認するものとする。

(2) **閉鎖措置確認の方法**

抽出した検査項目について、申請以前の事業者の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

また、受理した申請書の記載事項について確認するものとする。

記載の適正化

記載の適正化

2.3 **閉鎖措置確認の終了**

(1) **閉鎖措置確認の終了の確認**

原子力規制委員会は、閉鎖措置確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、第一種廃棄物埋設規則第76条の2又は第二種廃棄物埋設規則第22条の5の10に基づき、廃棄物

2.3 **閉鎖措置確認の終了**

(1) **閉鎖措置確認の終了の確認**

原子力規制委員会は、閉鎖措置確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、法第51条の24の2第2項の規定に基づき、事業者の講じた閉鎖措置が認可を受けた閉鎖措置計

記載の適正化

埋設事業者の講じた閉鎖措置が認可を受けた閉鎖措置計画に従って行われていることを確認する。

(2) 閉鎖措置確認証の交付

原子力規制委員会は、第一種廃棄物埋設規則第 76 条の 2 又は 第二種廃棄物埋設規則第 22 条の 5 の 10 の規定に基づき、添付－ 1 に示す様式による閉鎖措置確認証を申請者に交付するものとする。

添付－ 1 閉鎖措置確認証の例

閉鎖措置確認証

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇〇年〇〇月〇〇日付けをもって申請のあった下記事業所に係る核原料物質、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51条の24の2第2項の規定に基づく閉鎖措置の確認(〇〇工程)の件については、同項の規定に基づき確認したので、閉鎖措置確認証を交付します。

記

〇〇埋設事業所

画に従って行われていることを確認する。

(2) 閉鎖措置確認証の交付

原子力規制委員会は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則(平成20年経済産業省令第23号。以下「規則」という。) 第 76 条の 2 他 の規定に基づき、添付－ 1 に示す様式による閉鎖措置確認証を申請者に交付するものとする。

添付－ 1 閉鎖措置確認証の例

閉鎖措置確認証

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇〇年〇〇月〇〇日付けをもって申請のあった下記事業所に係る核原料物質、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51条の24の2第2項の規定に基づく閉鎖措置の確認(〇〇工程)の件については、同項の規定に基づき確認したので、閉鎖措置確認証を交付します。

記

〇〇埋設事業所

記載の適正化

○改正履歴				○改正履歴				改正に伴う変更
改正	改正日	改正の概要	備考	改正	改正日	改正の概要	備考	
0	2020/04/01	施行		0	2020/04/01	施行		
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 閉鎖措置確認） ○記載の適正化		1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 閉鎖措置確認） ○記載の適正化		
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>						

廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド（廃棄物確認）
（新旧対照表）

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の 確認等に係る運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">(廃棄物確認)</p> <p style="text-align: center;">(GL0007_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 51 条の 6 第 2 項の規定に基づく、<u>廃棄物埋設事業者（法第 51 条の 6 第 1 項に規定する廃棄物埋設事業者）が廃棄物埋設を行う場合に、</u>埋設しようとする核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物及びこれに関する保安のための措置についての原子力規制委員会による確認（以下「廃棄物確認」という。）に係る運用を定めたものである。 なお、廃棄物確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>2 廃棄物確認 2.1 廃棄物確認の申請 (1) 廃棄物確認の申請時期 廃棄物確認の申請は、<u>発電用原子炉設置者等</u>により廃棄物の製作、測定等がされ、廃棄物埋設事業者において、技術基準の適合性の確認が行われた後、申請が行われることとなる。</p>	<p style="text-align: center;">廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の 確認等に係る運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">(廃棄物確認)</p> <p style="text-align: center;">(GL0007_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 51 条の 6 第 2 項の規定に基づく、<u>第二種廃棄物埋設施設に係る</u>埋設しようとする核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物及びこれに関する保安のための措置についての原子力規制委員会による確認（以下「廃棄物確認」という。）に係る運用を定めたものである。 なお、廃棄物確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>2 廃棄物確認 2.1 廃棄物確認の申請 (1) 廃棄物確認の申請時期 廃棄物確認の申請は、<u>原子力事業者等</u>により廃棄物の製作、測定等がされ、廃棄物埋設事業者において、技術基準の適合性の確認が行われた後、申請が行われることとなる。 <u>なお、申請された後に行う廃棄物確認の事務手続き等を踏まえて、廃棄物が廃棄物埋設事業者へ搬入される予定日の 2 ヶ月前までを目安として申請がなされることが望ましい。</u></p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（実態を反映） 記載の適正化（事業者の申請に関する事なので削除）</p>

<p>(2) 申請書及び添付書類の記載内容</p> <p>担当部署は、廃棄物確認の申請があった場合は、<u>核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（昭和63年総理府令1号。以下「規則」という。）</u>第7条第1項に規定の<u>申請書^(注)</u>及び第2項に規定の添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。</p> <p><u>(注)：令和3年10月21日以降に事業の許可又は変更の許可を受けていない廃棄物埋設事業者は、同日より前の廃棄物確認申請の様式を用いる。</u></p> <p>(3) 申請書に係る手数料納付</p> <p>申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。</p> <p>2.2 廃棄物確認の実施</p> <p>確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により<u>廃棄物埋設事業者</u>の保安のために講ずべき措置等に係る活動を監視することで、対象となる廃棄物が法第51条の6第2項等の規定を満たしていることを確認する。</p> <p>(1) 検査項目の抽出</p> <p>担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する<u>廃棄物埋設事業者</u>の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。</p> <p>(BM0110 作業管理<u>基本検査運用ガイド</u>)</p> <p>(2) 廃棄物確認の方法</p> <p>抽出した検査項目について、申請以前の<u>廃棄物埋設事業者</u>の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果（発電用原子炉設置者等による放射性廃棄物の製作、測定等に係る原子力規制検査の結果を含む。）を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。</p> <p>担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて<u>廃棄物埋設事業者</u>の活動状況、記録等を確認するものとする。</p> <p>また、受理した<u>申請書及び添付資料</u>の記載事項について確認するものとする。</p> <p>2.3 廃棄物確認の終了</p> <p>(1) 廃棄物確認の終了の確認</p> <p>原子力規制委員会は、廃棄物確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、規則第8条の<u>技術上</u>の基準に適合していることを確認する。</p>	<p>(2) 申請書の記載内容</p> <p>担当部署は、廃棄物確認の申請があった場合は、<u>規則</u>第7条第1項に規定の<u>申請書</u>及び第2項に規定の添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。</p> <p>(新設)</p> <p>(3) 申請書に係る手数料納付</p> <p>申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。</p> <p>2.2 廃棄物確認の実施</p> <p>確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により<u>事業者</u>の保安のために講ずべき措置等に係る活動を監視することで、対象となる廃棄物が法第51条の6第2項等の規定を満たしていることを確認する。</p> <p>(1) 検査項目の抽出</p> <p>担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する<u>事業者</u>の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。</p> <p>(BM0110 作業管理 <u>基本検査運用ガイド</u>)</p> <p>(2) 廃棄物確認の方法</p> <p>抽出した検査項目について、申請以前の<u>事業者</u>の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果（発電用原子炉設置者等による放射性廃棄物の製作、測定等に係る原子力規制検査の結果を含む。）を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。</p> <p>担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて<u>事業者</u>の活動状況、記録等を確認するものとする。</p> <p>また、受理した<u>申請書</u>の記載事項について確認するものとする。</p> <p>2.3 廃棄物確認の終了</p> <p>(1) 廃棄物確認の終了の確認</p> <p>原子力規制委員会は、廃棄物確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、規則第8条の<u>規定に基づく確認</u>の基準に適合していることを確認する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化（規則改正の経過措置を記載）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
---	---	---

<p>(2) <u>第二種廃棄物埋設確認証</u>（廃棄物）の交付</p> <p>原子力規制委員会は、規則第9条に基づき、添付-1に示す様式により第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物）を申請者に<u>交付</u>するものとする。</p>	<p>(2) <u>廃棄物埋設確認証</u>（廃棄物）の交付</p> <p>原子力規制委員会は、規則第9条に基づき、添付-1に示す様式により第二種廃棄物埋設確認証（廃棄物）を申請者に<u>交付（分割して交付する場合を含む。）</u>するものとする。</p>	<p>運用の変更（分割 交付の取りやめ）</p>
---	--	------------------------------

添付—1 第二種廃棄物埋設確認証の例

第二種廃棄物埋設確認証 (〇〇^(注))

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇年〇月〇日付け〇〇をもって確認の申請のあった放射性廃棄物等については、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51条の6第2項の規定に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、第二種廃棄物埋設確認証 (〇〇^(注)) を交付します。

(注)：放射性廃棄物の区分に応じ、「廃棄体」又は「コンクリート等廃棄物」と記載する。

(削る)

添付—1 第二種廃棄物埋設確認証の例

第二種廃棄物埋設確認証 (廃棄物)

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇年〇月〇日付け〇〇をもって確認の申請のあった下記の廃棄体については、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51条の6第2項の規定に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、第二種廃棄物埋設確認証 (廃棄物) を交付します。

(新設)

記

事業者の名称及び住所 並びに代表者の氏名	
廃棄体の数量	〇〇本 <u>(うち、〇〇本)</u> ^(注)
廃棄物確認終了年月日	[元号]〇〇年〇〇月〇〇日
備 考	<u>分割交付：〇〇回目 (継続・終了)</u> ^(注)

(注)：分割交付の必要がある場合は、記載する。

記載の適正化 (廃棄物の区分の明確化)

運用変更による修正

記載の適正化 (廃棄物の区分の明確化)

運用変更による修正

○改正履歴				○改正履歴				改正に伴う変更
改正	改正日	改正の概要	備考	改正	改正日	改正の概要	備考	
0	2020/04/01	施行		0	2020/04/01	施行		
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 廃棄物確認） ○記載の適正化		1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 廃棄物確認） ○記載の適正化		
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	○運用の変更 ・ <u>廃棄物確認における分割交付の取りやめ（2 廃棄物確認、添付ー1）</u> ○運用の明確化 ・ <u>規則改正の経過措置を記載（2 廃棄物確認）</u> ○記載の適正化						

廃止措置の終了に関する
原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">廃止措置の終了に関する 原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0008_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、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。以下「法」という。）第12条の6第8項（第22条の8第3項、第43条の3の2第3項、第43条の3の34第3項、第43条の27第3項、第50条の5第3項、第51条の25第3項及び第57条の5第3項において準用する場合を含む。）及び第12条の7第9項（第22条の9第5項、第43条の3の3第4項、第43条の3の35第4項、第43条の28第4項、第51条第4項、第51条の26第4項及び第57条の6第4項において準用する場合を含む。）並びに核燃料物質の使用等に関する規則^{※1}（昭和32年総理府令第84号。以下「規則」という。）の規定に基づく、原子力事業者等（法第57条の8に規定する原子力事業者等）が廃止措置を終了したときの結果についての原子力規制委員会による確認（以下「廃止措置終了確認」という。）に係る運用を定めたものである。</p> <p>なお、廃止措置終了確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>※1 核燃料物質の使用者に係る規則を記載している。それ以外の原子力事業者等については、当該事業の規則に読み替える。以下同じ。</p> <p>2 廃止措置終了確認</p> <p>2.1 廃止措置終了確認の申請</p> <p>(1) 廃止措置終了確認の申請時期</p> <p>廃止措置終了確認の申請は、原子力事業者等により廃止措置が実施され、原子力事業者等において廃止措置の終了に係る施設の解体、核燃料物質の譲渡、汚染の除去及び核燃料物質又は核燃</p>	<p style="text-align: center;">廃止措置の終了に関する 原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0008_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、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。以下「法」という。）第12条の6第8項（第22条の8第3項、第43条の3の2第3項、第43条の3の34第3項、第43条の27第3項、第50条の5第3項、第51条の25第3項及び第57条の5第3項において準用する場合を含む。）及び第12条の7第9項（第22条の9第5項、第43条の3の3第4項、第43条の3の35第4項、第43条の28第4項、第51条第4項、第51条の26第4項及び第57条の6第4項において準用する場合を含む。）並びに核燃料物質の使用等に関する規則^{※1}（昭和32年総理府令第84号。以下「規則」という。）の規定に基づく、原子力事業者等（法第57条の8に規定する原子力事業者等。以下同じ。）が講じた廃止措置の終了についての原子力規制委員会による確認（以下「廃止措置終了確認」という。）に係る運用を定めたものである。</p> <p>なお、廃止措置終了確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>※1 核燃料物質の使用者に係る規則を記載している。それ以外の事業者については、当該事業の規則に読み替える。以下同じ。</p> <p>2 廃止措置終了確認</p> <p>2.1 廃止措置終了確認の申請</p> <p>(1) 廃止措置終了確認の申請時期</p> <p>廃止措置終了確認の申請は、原子力事業者等により廃止措置が実施され、原子力事業者等において廃止措置の終了に係る施設の解体、核燃料物質の譲渡、汚染の除去及び核燃料物質又は核燃</p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

料物質によって汚染された物の廃棄等の確認が行われた後、申請が行われることとなる。

料物質によって汚染された物の廃棄等の確認が行われた後、申請が行われることとなる。

(2) **申請書**及び添付書類の記載内容

担当部署は、廃止措置終了確認の申請があった場合は、規則第6条の6に規定する事項を記載した申請書及び必要に応じ申請書記載内容を説明する添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。

a. 核燃料物質の使用者に係る申請書の様式例を添付-1に示す。

(2) **廃止措置終了確認申請書**及び添付書類の記載内容

廃止措置終了確認に係る申請は、規則第6条の6に規定する事項を記載した申請書及び必要に応じ申請書記載内容を説明する添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。

a. 核燃料物質の使用者に係る申請書の様式例を添付-1に示す。

(3) **申請書に係る手数料納付**

申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令(昭和32年政令第324号)第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。

(3) **申請書に係る手数料納付**

申請書の提出を受けた際に、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令(昭和32年政令第324号)第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。

2.2 **廃止措置終了確認の実施**

確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により原子力事業者等の保安のために講ずべき措置等に係る活動を監視することで、対象となる廃止措置の終了に係る措置が法第12条の6第8項等の規定を満たしていることを確認する。

2.2 **廃止措置終了確認の実施**

確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により事業者の保安のために講ずべき措置等に係る活動を監視することで、対象となる廃止措置の終了に係る措置が法第12条の6第8項等の規定を満たしていることを確認する。

(1) **検査項目の抽出**

担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する原子力事業者等の活動に対する原子力規制検査の検査項目(以下「検査項目」という。)について、以下を参考に抽出する。

(BZ2010 非該当使用者等)]

(1) **検査項目の抽出**

担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目(以下「検査項目」という。)について、以下を参考に抽出する。

(BZ2010 非該当使用者等 基本検査運用ガイド)

(2) **廃止措置終了確認の方法**

抽出した検査項目について、申請以前の原子力事業者等の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて原子力事業者等の記録等を確認するものとする。

また、受理した申請書及び添付書類の記載事項について確認するものとする。

(2) **廃止措置終了確認の方法**

抽出した検査項目について、申請以前の事業者の関連活動の実施状況についての原子力規制検査による確認結果を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の記録等を確認するものとする。

また、受理した申請書の記載事項について確認するものとする。

2.3 **廃止措置終了確認の終了**

(1) **廃止措置終了確認の終了の確認**

原子力規制委員会は、廃止措置終了確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、廃止措置終了の結果が規則第6条の7各号のいずれにも適合していることを確認する。

2.3 **廃止措置終了確認の終了**

(1) **廃止措置終了確認の終了の確認**

原子力規制委員会は、廃止措置終了確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、法12条の6第8項又は第12条の7第9項並びにこれらに基づく原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることを確認する。

(2) **廃止措置終了確認証の交付**

原子力規制委員会は、上記(1)の確認が終了したのち、規則第6条の7の2の規定に基づき、添付-2に示す様式により廃止措置終了確認証を申請者に交付するものとする。また、法第72

(2) **廃止措置終了確認証の交付**

原子力規制委員会は、上記(1)の確認が終了したのち、規則第6条の7の2の規定に基づき、添付-2に示す様式により廃止措置終了確認証を申請者に交付するものとする。また、法第72

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

条第5項に基づき、添付-3に示す様式によりその旨を遅滞なく、国家公安委員会又は海上保安庁長官に連絡する。

条第5項に基づき、添付-3に示す様式によりその旨を遅滞なく、国家公安委員会又は海上保安庁長官に連絡する。

添付－1 廃止措置終了確認申請書の例（核燃料物質の使用者に係る例）

廃止措置の終了の確認申請書

年 月 日

原子力規制委員会 殿

住 所
氏 名 （名称及び代表者の氏名）

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 57 条の 5 第 3 項において準用する同法第 12 条の 6 第 8 項の規定により次のとおり廃止措置の終了の確認を申請します。

氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	
工場又は事業所の名称及び所在地	
使用施設等の解体の実施状況	
核燃料物質の譲渡の実施状況	
核燃料物質による汚染の除去の実施状況	
<u>核燃料物質等</u> の廃棄の実施状況	

- 備考 1 核燃料物質の使用等に関する規則（以下「規則」という。）第 2 条の 11 第 1 項に規定する放射線管理記録の同条第 5 項の原子力規制委員会が指定する機関への引渡し完了していることを確認できる書類を添付すること。
- 2 備考 1 に掲げるもののほか、必要に応じて規則第 6 条の 7 に規定する基準に適合していることを確認できる書類を添付すること。
- 3 用紙の大きさは、日本産業規格 A 4 とすること。

添付－1 廃止措置終了確認申請書の例（核燃料物質の使用者に係る例）

廃止措置の終了の確認申請書

年 月 日

原子力規制委員会 殿

住 所
氏 名 （名称及び代表者の氏名）

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 57 条の 5 第 3 項において準用する同法第 12 条の 6 第 8 項の規定により次のとおり廃止措置の終了の確認を申請します。

氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	
工場又は事業所の名称及び所在地	
使用施設等の解体の実施状況	
核燃料物質の譲渡の実施状況	
核燃料物質による汚染の除去の実施状況	
<u>核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物</u> の廃棄の実施状況	

- 備考 1 核燃料物質の使用等に関する規則（以下「規則」という。）第 2 条の 11 第 1 項に規定する放射線管理記録の同条第 5 項の原子力規制委員会が指定する機関への引渡し完了していることを確認できる書類を添付すること。
- 2 備考 1 に掲げるもののほか、必要に応じて規則第 6 条の 7 に規定する基準に適合していることを確認できる書類を添付すること。
- 3 用紙の大きさは、日本産業規格 A 4 とすること。

記載の適正化（規則改正による）

添付－２ 廃止措置終了確認証の例（核燃料物質の使用に係る廃止）

廃止措置終了確認証

番 号
年 月 日

使用者 宛て

原子力規制委員会

〇〇年〇〇月〇〇日付け〇〇をもって確認の申請のあった下記事業所に係る廃止措置の終了については、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57条の5第3項において準用する同法第12条の6第8項に定める基準に適合していることを確認したので、廃止措置終了確認証を交付します。

記

〇〇〇事業所

添付－２ 廃止措置終了確認証の例（核燃料物質の使用に係る廃止）

廃止措置終了確認証

番 号
年 月 日

使用者 宛て

原子力規制委員会

〇〇年〇〇月〇〇日付け〇〇をもって申請のあった下記事業所に係る掲題の件については、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57条の5第3項において準用する同法第12条の6第8項の規定に定める基準に適合していることを確認したので、廃止措置終了確認証を交付します。

記

〇〇〇工場

記載の適正化

記載の適正化

添付－3 国家公安委員会又は海上保安庁長官宛て連絡の例（核燃料物質の使用に係る廃止）

番 号
年 月 日

国家公安委員会又は海上保安庁長官 宛て

原子力規制委員会

核燃料物質の使用に係る廃止措置の終了について（連絡）

下記事業所に係る掲題の件については、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57条の5第3項において準用する同法第12条の6第8項の規定に基づき、別紙のとおり確認したので、同法第72条第5項の規定に基づき、連絡します。

記

〇〇〇事業所

添付－3 国家公安委員会又は海上保安庁長官宛て連絡の例（核燃料物質の使用に係る廃止）

番 号
年 月 日

国家公安委員会又は海上保安庁長官 宛て

原子力規制委員会

核燃料物質の使用に係る廃止措置の終了について（連絡）

下記事業所に係る掲題の件については、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57条の5第3項において準用する同法第12条の6第8項の規定に基づき、別紙のとおり確認したので、同法第72条第5項の規定に基づき、連絡します。

記

〇〇〇工場

記載の適正化

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化(2. 廃止措置終了確認) ○記載の適正化	
<u>2</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○記載の適正化</u>	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化(2. 廃止措置終了確認) ○記載の適正化	

改正に伴う変更

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 10
核燃料施設等に係る重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 10</p> <p style="text-align: center;">核燃料施設等に係る重要度評価ガイド (GI0007_附属書 10_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3</p> <p>2. 基本的な考え方・・・・・・・・・・・・ 3</p> <p>3. 適用・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3</p> <p>4. 評価手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3</p> <p>4.1 ウラン加工施設における初期境界評価・・・・・・ 3</p> <p><u>4.2 該当使用施設における初期境界評価・・・・・・・・ 5</u></p> <p>4.2 ウラン加工施設及び該当使用施設以外の施設における評価・・・・ 7</p> <p>4.3 SERP における評価・・・・・・・・・・・・ 8</p> <p>4.4 評価根拠の文書化・・・・・・・・・・・・ 8</p> <p>添付 1 ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順</p> <p><u>添付 2 該当使用施設における検査指摘事項のスクリーニング手順</u></p> <p>参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 10</p> <p style="text-align: center;">核燃料施設等に係る重要度評価ガイド (GI0007_附属書 10_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3</p> <p>2. 基本的な考え方・・・・・・・・・・・・ 3</p> <p>3. 適用・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3</p> <p>4. 評価手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3</p> <p>4.1 ウラン加工施設における初期境界評価・・・・・・ 3</p> <p>(新設)</p> <p>4.2 ウラン加工施設以外の施設における初期境界評価・・・・・・ 5</p> <p>4.3 SERP における評価・・・・・・・・・・・・ 5</p> <p>4.4 評価根拠の文書化・・・・・・・・・・・・ 5</p> <p>添付 1 ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順 (新設)</p> <p>参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

<p>1. 目的</p> <p>本附属書は、核燃料施設等に関する原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>小分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>重要度</u>の評価を行う際に、規制業務の透明性、客観性及び公平性を確保するため使用する。</p> <p>2. 基本的な考え方</p> <p>原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>小分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>重要度</u>を評価する場合、各施設における安全機能の劣化等の程度により、重要度評価を実施する。</p> <p>核燃料施設等は、施設の構造や規模が多種多様であり、核燃料物質が工程ごとに性状、形態を変化させつつ、工程間を移動していくことが一般的であるため、検査指摘事項として抽出される事項を類型化し、統一的な指標を定めることが困難である。</p> <p>このため、本附属書では、評価方法の一例を示すものの、判断に迷う場合は、重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催することが望ましい。</p> <p>3. 適用</p> <p>本附属書は、核燃料施設等において確認された、原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>小分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>重要度</u>を評価する場合に適用する。<u>（ただし、附属書3又は附属書4での評価対象外のものに限る。）</u></p> <p>4. 評価手順</p> <p>原子力施設安全に係る監視領域（小分類）に関連付けられた検査指摘事項は、<u>核燃料を加工する施設</u>のうち、プルトニウム及びその化合物並びにこれらの<u>物質</u>を含む物質のいずれも取扱いを行わないもの（以下「ウラン加工施設」という。）に係る場合は4.1、<u>核燃料物質の使用施設のうち、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第41条に該当する核燃料物質を使用する使用施設</u>（以下「<u>該当使用施設</u>」という。）に係る場合は4.2、<u>これら以外の施設に係る場合は4.3</u>に進む。</p> <p>上記以外の検査指摘事項については、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの本附属書以外の附属書を用いた評価を実施する。</p> <p>いずれの附属書の適用も困難な場合は4.4に進む。</p> <p>4.1 ウラン加工施設における初期境界評価</p> <p>「追加対応あり」に至る可能性がある検査指摘事項を抽出するため、初期境界評価を実施する。安全機能に劣化等が認められない場合は、検査指摘事項は「追加対応なし」となり、<u>重要度</u>評価を終了する。安全機能に劣化等が認められた場合又は初期境界評価が困難な場合は、SERPでの評価を実施する。</p> <p>具体的な初期境界評価に用いるスクリーニング手順は次のとおり。</p>	<p>1. 目的</p> <p>本附属書は、核燃料施設等に関する原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>大分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>安全重要度</u>の評価を行う際に、規制業務の透明性、客観性及び公平性を確保するため使用する。</p> <p>2. 基本的な考え方</p> <p>原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>大分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>安全重要度</u>を評価する場合、各施設における安全機能の劣化等の程度により、重要度評価を実施する。</p> <p>核燃料施設等は、施設の構造や規模が多種多様であり、核燃料物質が工程ごとに性状、形態を変化させつつ、工程間を移動していくことが一般的であるため、検査指摘事項として抽出される事項を類型化し、統一的な指標を定めることが困難である。</p> <p>このため、本附属書では、評価方法の一例を示すものの、判断に迷う場合は、重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催することが望ましい。</p> <p>3. 適用</p> <p>本附属書は、核燃料施設等において確認された、原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>大分類</u>）<u>（ただし、附属書3又は附属書4での評価対象外のものに限る。）</u>に関連付けられた検査指摘事項の<u>安全重要度</u>を評価する場合に適用する。<u>ただし、本附属書による評価が困難な場合は、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの本附属書以外の附属書も参考とする。</u></p> <p>4. 評価手順</p> <p>原子力施設安全に係る監視領域（大分類）に関連付けられた検査指摘事項は、<u>加工施設</u>のうち、プルトニウム及びその化合物並びにこれらの<u>物質の一又は二以上</u>を含む物質のいずれも取扱いを行わないもの（以下「ウラン加工施設」という。）に係る場合は4.1、<u>ウラン加工施設以外に係る場合は4.2</u>に進む。</p> <p>上記以外の検査指摘事項については、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの本附属書以外の附属書を用いた評価を実施する。</p> <p>いずれの附属書の適用も困難な場合は4.3に進む。</p> <p>4.1 ウラン加工施設における初期境界評価</p> <p>「追加対応あり」に至る可能性がある検査指摘事項を抽出するため、初期境界評価を実施する。安全機能に劣化等が認められない場合は、検査指摘事項は「追加対応なし」となり、<u>安全重要度</u>評価を終了する。安全機能に劣化等が認められた場合又は初期境界評価が困難な場合は、SERPでの評価を実施する。</p> <p>具体的な初期境界評価に用いるスクリーニング手順は次のとおり。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化（該当使用施設の初期境界評価を追加に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	--

【留意点】

○事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故及び臨界、また、ふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

4.1.1 事業（変更）許可における設計基準事故か

検査指摘事項に関連して、ウラン加工施設の事業（変更）許可申請書における設計基準事故（設備損傷による閉じ込め機能の不全、火災による閉じ込め機能の不全、爆発による閉じ込め機能の不全、排気設備停止による閉じ込め機能の不全）が発生した場合は 4.1.3 に進み、発生していない場合は 4.1.2 に進む。なお、事業（変更）許可申請書における設計基準事故の類似事象の場合は 4.1.2 に進む。

【解説】

○ウラン加工施設の初期評価にあたっては、加工の事業の許可の審査において、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき、ウラン加工施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものを設計基準事故として掲げ、それに対して放射性物質を限定された区域に閉じ込める機能を講ずることにより、一般公衆に対し過度の放射線被ばくを及ぼさないことが確認されていることから、検査指摘事項の評価にあたってこの考え方を参考とした。

4.1.2 安全機能は喪失したか

検査指摘事項に関連して、ウラン加工施設の安全機能が喪失した場合（例えば、熱的制限値や負圧管理値の超過）は 4.1.3 に進み、喪失していない場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5 に進む。

【留意点】

- 安全機能とは、ウラン加工施設の通常時又は設計基準事故時において、ウラン加工施設の安全性を確保するために必要な機能をいう。
- 安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断し Yes に進む。なお、保安規定の下位文書は事業者等の自主的な活動に係る部分もあることから、本評価には用いない。

4.1.3 事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか

検査指摘事項に関連して、事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策（例えば、粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備）の残りが1以下であった場合は、4.3 の SERP における評価に進む。閉じ込めのための防護策の残りが2以上であった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5 に進む。

【留意点】

- 粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めの為の防護策が1あるとする。詳細な検討を要する場合は、保守的に判断し Yes に進む。
- 液体の放射性物質が対象の場合、事業（変更）許可で明確となっている堰も閉じ込めのための

【留意点】

○事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故及び臨界、また、ふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

4.1.1 事業（変更）許可における設計基準事故か

検査指摘事項に関連して、加工施設の事業（変更）許可申請書における設計基準事故（設備損傷による閉じ込め機能の不全、火災による閉じ込め機能の不全、爆発による閉じ込め機能の不全、排気設備停止による閉じ込め機能の不全）が発生した場合は 4.1.3 に進み、発生していない場合は 4.1.2 に進む。なお、事業（変更）許可申請書における設計基準事故の類似事象の場合は 4.1.2 に進む。

【解説】

○ウラン加工施設の初期評価にあたっては、加工の事業の許可の審査において、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき、加工施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものを設計基準事故として掲げ、それに対して放射性物質を限定された区域に閉じ込める機能を講ずることにより、一般公衆に対し過度の放射線被ばくを及ぼさないことが確認されていることから、検査指摘事項の評価にあたってこの考え方を参考とした。

4.1.2 安全機能は喪失したか

検査指摘事項に関連して、加工施設の安全機能が喪失した場合（例えば、熱的制限値や負圧管理値の超過）は 4.1.3 に進み、喪失していない場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.4 に進む。

【留意点】

- 安全機能とは、加工施設の通常時又は設計基準事故時において、加工施設の安全性を確保するために必要な機能をいう。
- 安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断し Yes に進む。なお、保安規定の下位文書は事業者等の自主的な活動に係る部分もあることから、本評価には用いない。

4.1.3 事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか

検査指摘事項に関連して、事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策（例えば、粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備）の残りが1以下であった場合は、4.3 の SERP における評価に進む。閉じ込めのための防護策の残りが2以上であった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.4 に進む。

【留意点】

- 粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めの為の防護策が1あるとする。詳細な検討を要する場合は、保守的に判断し Yes に進む。
- 液体の放射性物質が対象の場合、事業（変更）許可で明確となっている堰も閉じ込めのための

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

防護策の1つに含める。

○人的対応を伴う閉じ込めのための防護策について、事業（変更）許可で明確となっており、確実に対応できる体制・環境であると判断される場合は、防護策の1つに含める。

防護策の1つに含める。

○人的対応を伴う閉じ込めのための防護策について、事業（変更）許可で明確となっており、確実に対応できる体制・環境であると判断される場合は、防護策の1つに含める。

4.2 該当使用施設における初期境界評価

(新設)

該当使用施設の初期境界評価を追加

使用施設は、非密封のプルトニウムを大量に取り扱う施設から少量の核燃料や廃棄物を単に保管管理する施設まで多種多様であり、その取り扱う核燃料物質の種類、量、取扱形態等の施設の特徴や申請内容を踏まえ、グレーデッドアプローチの考え方を取り入れ、リスクの程度に応じた合理的な審査、検査等を行うことが重要である*1。このグレーデッドアプローチの考え方のもと、4.1に示すウラン加工施設における初期境界評価の考え方を参考に、該当使用施設について、「追加対応あり」に至る可能性がある検査指摘事項を抽出するため、初期境界評価を実施する。

具体的な初期境界評価に用いるスクリーニング手順は次のとおり。

※1 「核燃料物質の使用の申請等に関する審査業務の流れについて」（令和4年3月31日 原子力規制部）より抜粋。

【留意点】

○検査指摘事項のうち、臨界の発生防止に関して、核的制限値を逸脱していた場合、あるいは、放射性物質の閉じ込めに関して、気体の放射性物質の放出が確認された場合、外的事象を起因とした核燃料物質等の飛散又は漏えいや全交流電源喪失が発生した場合は、本スクリーニング手順に関わらずSERPで評価を実施する。SERPでは、臨界事故の発生防止に係る安全裕度の減少や気体の放射性物質の放出の影響などを考慮して、検査指摘事項の重要度を評価する。

○ここで、「気体の放射性物質の放出が確認された場合」とは、例えば排気筒モニタの測定値が平常の変動幅を超えた場合をいう。

○多種多様な使用施設においては、非常の場合や事故時に講ずる措置も様々である。このため、同じ検査指摘事項であっても、施設によって、4.2.1から4.2.4に示すスクリーニング手順を適用した場合の進み方が異なる場合もありうる。

4.2.1 許可等の事故の評価条件に該当するものか

検査指摘事項が、該当使用施設の使用（変更）許可等の事故の評価条件に該当する場合は4.2.2に進み、該当しない場合は4.2.3に進む。なお、許可等の事故の類似事象の場合は4.2.3に進む。

【解説】

○使用施設は、使用の許可の審査において、新規制基準の施行後にあつては「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第34号）に基づき設計評価事故時において公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを、新規制基準の施行前にあつては原子力安全委員会指針である「核燃料施設安全審査基本指針」に基づき最大想定事故が発生するとした場合であっても、公衆に対して、過度な放射線被ばくを

及ぼさないことを確認している。また、核燃料物質の使用者は、「核燃料物質の使用に係る新規制基準の施行に伴う報告の提出について（指示）」（平成25年12月18日付け原規研発第1311276号）を踏まえてとりまとめた安全上重要な施設の評価に関する報告書（以下「安重評価」という。）において、機能喪失により公衆が被ばくする線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるものがなく、安全上重要な施設に該当する施設がないと評価している。

4.1.1に示すウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニングの考え方を参考に、許可等の事故によりスクリーニングするもの。

【留意点】

○「許可等の事故」とは、使用（変更）許可申請書における事故評価（設計評価事故、最大想定事故）や安重評価で考慮したものをいう。

4.2.2 許可等の事故の公衆の被ばく線量の評価値が判断基準を超えるか

検査指摘事項に関連して、該当使用施設において許可等の事故の発生を想定した場合に、公衆の被ばく線量が初期境界評価における判断基準を超える場合は4.2.4に進み、超えない場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5に進む。

【解説】

○使用施設の特徴を踏まえ、仮に許可等の事故の発生を想定しても公衆に及ぼす影響が小さいものは、安全確保の機能又は性能への影響があるが限定的かつ極めて小さなものに整理できるという考え方に基づきスクリーニングをするもの。

【留意点】

○「初期境界評価における判断基準」は、「(GI0007)原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド」において、重要度を緑と評価する事例の1つとしている「放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる公衆の放射線量が、50マイクロシーベルトより小さい場合」を参考に、50マイクロシーベルトとする。

4.2.3 周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか

検査指摘事項が生じていた期間において、該当使用施設の周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲を超えることが確認された場合は4.4のSERPにおける評価に進み、確認されなかった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5に進む。

【留意点】

○監視設備の測定値の「平常の変動幅」には、検査指摘事項と関連のない天候や工場又は事業所の内外において行われる核燃料物質等の運搬等による線量の変動を含む。

4.2.4 許可等における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか

検査指摘事項に関連して、許可等における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であった場合は、4.4のSERPにおける評価に進む。閉じ込めのための防護策の残りが2以上であった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5に進む。

【留意点】

○「許可等における閉じ込めのための防護策」とは、該当する許可等の事故の評価で考慮した設備や手順であって、一般公衆の被ばく線量を低減するものをいい、例えば管理区域の壁及び扉、給排気設備等をいう。防護策の数は、4.1.3に示すウラン加工施設における防護策の算出の考え方と同様であるが、手順による措置については、保安規定や品質マネジメントシステムにより文書管理の対象としている文書に定められたものに限る。

4.3 ウラン加工施設及び該当使用施設以外の施設における評価

以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、総合的に考慮した上で、検査指摘事項が「追加対応あり」の可能性があると判断された場合、4.4に進む。

- a. 原子力施設の深層防護に対する影響
- b. 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度
- c. パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲
- d. 劣化状態の継続期間
- e. 事業者等の対応処置による影響緩和の程度及び可能性
- f. 劣化状態に対する事業者等の検出能力
- g. 事業者等の是正処置及び未然防止処置の有効性
- h. 化学物質の漏えいに伴う操作に関わる作業員への影響
- i. その他考慮すべき情報

4.4 SERP における評価

4.3に示す a.～i. の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、総合的に考慮した上で検査指摘事項の重要度を評価する。

4.5 評価根拠の文書化

前述 4.1～4.4 の評価結果については、評価の根拠となった全ての情報を文書化し、SERP において提示する。

なお、本附属書による評価結果が「追加対応なし」となった場合においても、評価の根拠となった全ての情報を報告書に記載する。

4.2 ウラン加工施設以外の施設における初期境界評価

初期境界評価を実施せずに 4.3 に進む。

4.3 SERP における評価

以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、総合的に考慮した上で検査指摘事項の安全重要度を評価する。

- a. 原子力施設の深層防護に対する影響
- b. 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度
- c. パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲
- d. 劣化状態の継続期間
- e. 事業者等の対応処置による影響緩和の程度及び可能性
- f. 劣化状態に対する事業者等の検出能力
- g. 事業者等の是正処置及び未然防止処置の有効性
- h. 化学物質の漏えいに伴う操作に関わる作業員への影響
- i. その他考慮すべき情報

4.4 評価根拠の文書化

前述 4.1～4.3 の評価結果については、評価の根拠となった全ての情報を文書化し、SERP において提示する。

なお、本附属書による評価結果が「追加対応なし」となった場合においても、評価の根拠となった全ての情報を報告書に記載する。

運用の明確化（初期境界評価を実施しない施設における運用の明確化）

記載の適正化（初期境界評価を実施しない施設における運用の明確化に伴う変更）

記載の適正化

○改正履歴

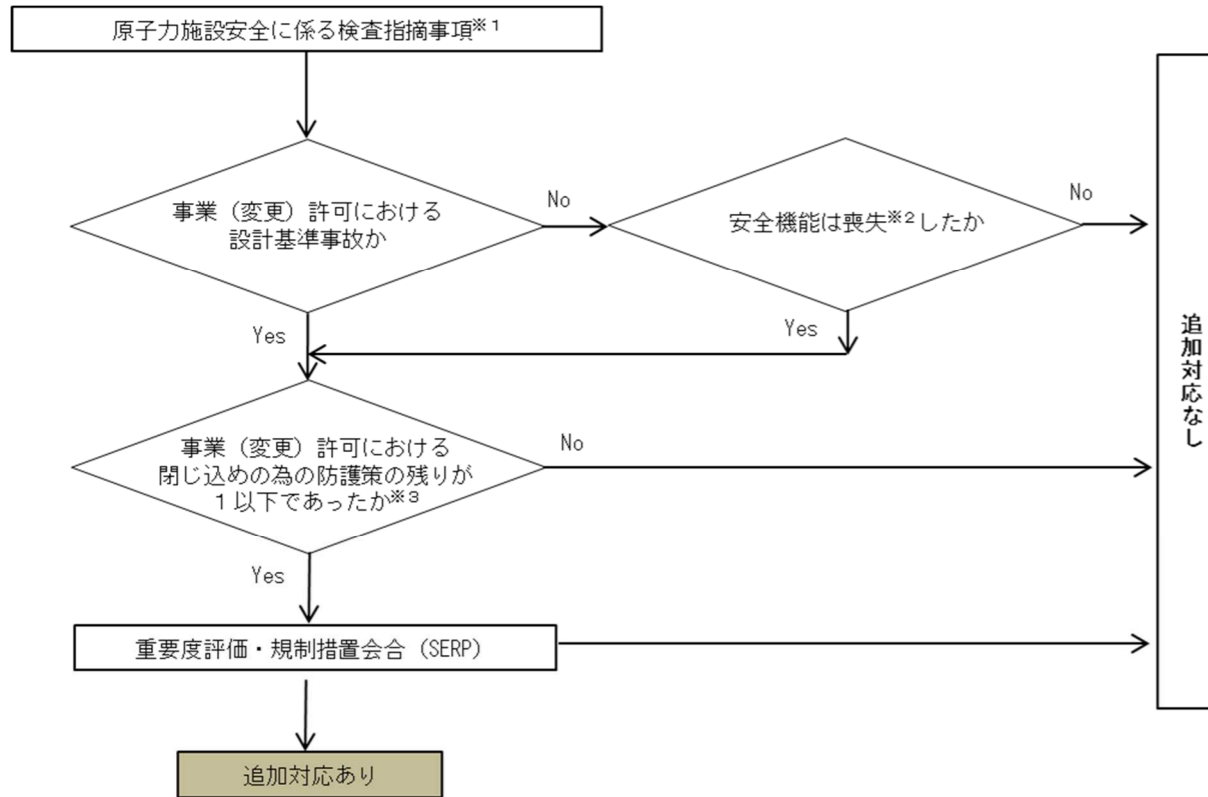
改正	改正日	改正の概要	備考
<u>0</u>	2022/06/16	施行	
<u>1</u>	<u>(改正日)</u>	○該当使用施設の初期境界評価を追加 ○運用の明確化 ・初期境界評価を実施しない施設における運用の明確化に伴う変更 ○記載の適正化	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
<u>1</u>	2022/06/16	施行	

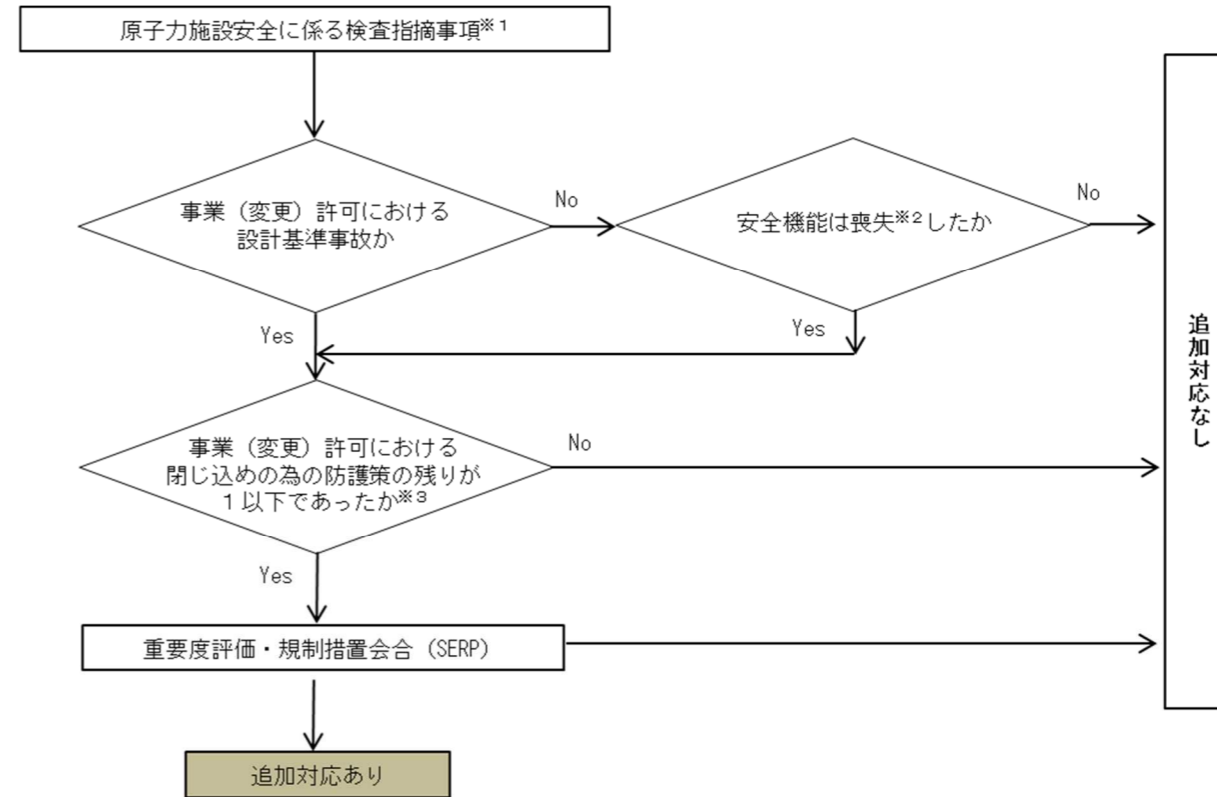
記載の適正化

添付1：ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順



- ※1 事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故及び臨界、また、ふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。
- ※2 安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断し Yes に進む。
- ※3 粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めの為の防護策が1あるとする。詳細な検討を要する場合は、保守的に判断し Yes に進む。

添付1：ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順

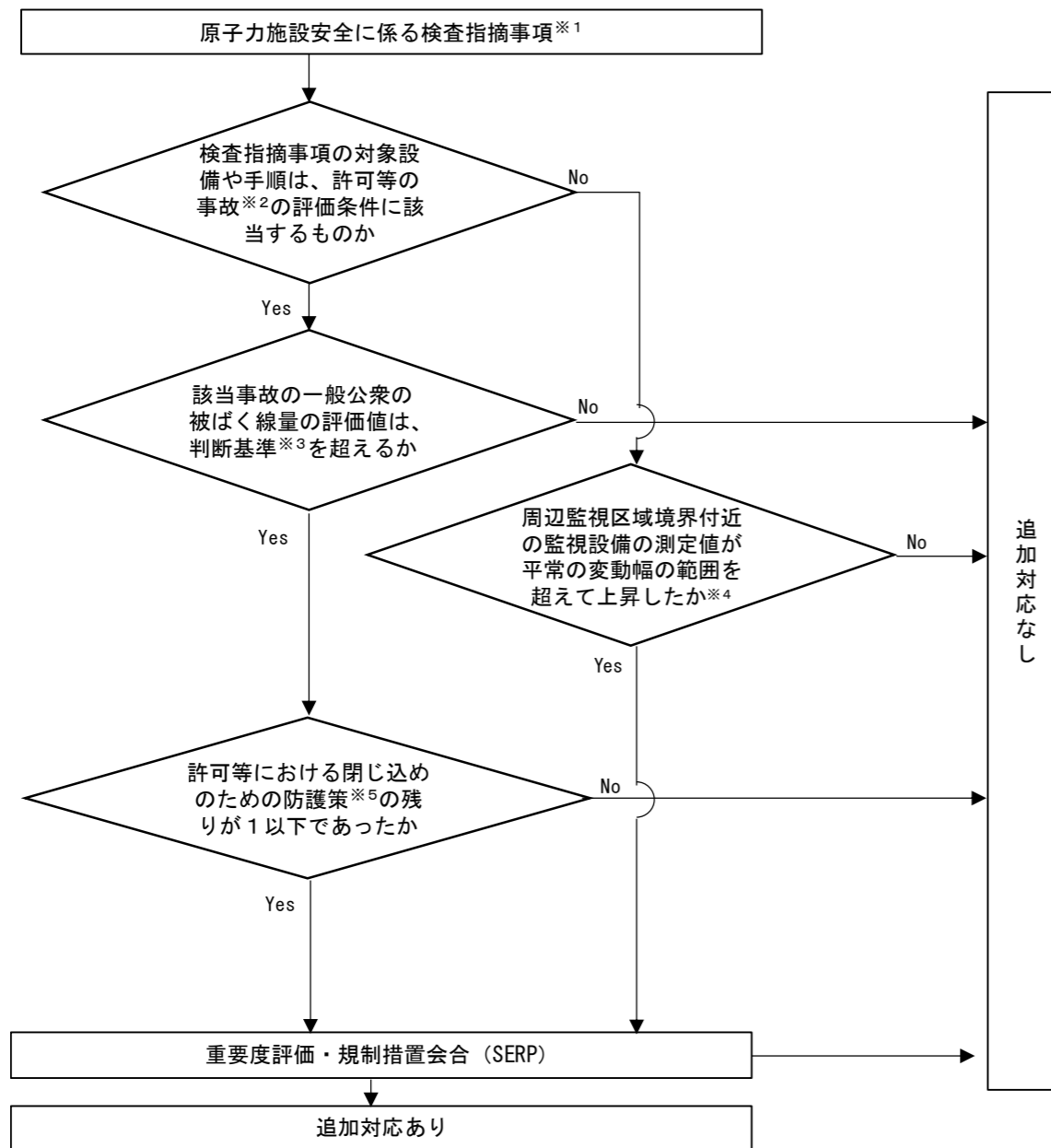


- ※1 事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故及び臨界、また、ふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。
- ※2 安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断し Yes に進む。
- ※3 粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めの為の防護策が1あるとする。詳細な検討を要する場合は、保守的に判断し Yes に進む。

添付 2： 該当使用施設における検査指摘事項のスクリーニング手順

(新設)

該当使用施設の初期境界評価を追加



※1 検査指摘事項のうち、臨界の発生防止に関して、核的制限値を逸脱していた場合、あるいは、放射性物質の閉じ込めに関して、気体の放射性物質の放出が確認された場合、外的事象を起因とした核燃料物質等の飛散又は漏えいや全交流電源喪失が発生した場合は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

ここで、「気体の放射性物質の放出が確認された場合」とは、例えば排気筒モニタの測定値が平常の変動幅を超えた場合をいう。

※2 「許可等の事故」とは、使用（変更）許可申請書における事故評価（設計評価事故、最大想定事故）や安重評価で考慮したものをいう。

※3 「初期境界評価における判断基準」は、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイドにおいて、重要度を緑と評価する事例の1つとしている「放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる公衆の放射線量が、50 マイクロシーベル

ト) より小さい場合」を参考に、50 マイクロシーベルトとする。

※4 監視設備の測定値の「平常の変動幅」には、検査指摘事項と関連のない天候や工場又は事業所の内外において行われる核燃料物質等の運搬等による線量の変動を含む。

※5 「許可等における閉じ込めのための防護策」とは、該当する許可等の事故の評価で考慮した設備や手順であって、一般公衆の被ばく線量を低減するものをいい、例えば管理区域の壁及び扉、給排気設備等をいう。防護策の数は、ウラン加工施設における防護策の算出の考え方と同様であるが、手順による措置については、保安規定や品質マネジメントシステムにより文書管理の対象としている文書に定められたものに限る。

参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果

1. ウラン加工施設におけるスクリーニング手順の適用

添付1に示すウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順を策定するに当たり、過去事例及び仮想事例に本スクリーニング手順を適用した結果を以下に示す。なお、本適用結果はあくまで参考であり、過去事例及び仮想事例と類似の事象が発生した場合においても、事象発生時の施設の状況を踏まえて初期境界評価を実施する必要がある。

① 配管点検口からのウラン粉末の室内漏えい

【事例概要】

第1種管理区域内の二酸化ウランペレットを製造する成型機において、成型作業中に微量のウランの飛散が確認された。飛散したウラン量は約 9.9×10^5 Bq (二酸化ウラン粉末で約 8 g) であり、報告の目安値 3.7×10^5 Bq を超過した。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業(変更)許可における設計基準事故か: No

安全機能は喪失したか: Yes

事業(変更)許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか: No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

② 焼結炉の過加熱防止インターロックの作動

【事例概要】

操業中のガドリニア焼結炉B号機の温度調節器に故障が発生した。故障警報確認後、温度制御盤のリセットボタンを押したが正常状態に復帰しなかったため、停止中のガドリニア焼結炉A号機から同型の温度調節器を取り外し、B号機に取付けたところ、警報発報とともに当該焼結炉ヒータの電源が遮断した。その後、復旧のためにヒータ電源の投入操作を行ったが再度遮断する事象が4回繰り返され、全警報が解除されるまでの間、計5回ヒータ電源遮断及び投入が繰り返された後、焼結炉内の温度が正常値に復帰した。事象分析を行ったところ、前記5回のヒータ電源遮断の内過加熱防止インターロックが3回作動、内2回は炉内温度が熱的制限値(1,800℃)に到達していたことが確認された。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業(変更)許可における設計基準事故か: No

安全機能は喪失したか: Yes

事業(変更)許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか: No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

③ 放射性廃棄物入りドラム缶からの漏えい

【事例概要】

汚染のおそれのない第2種管理区域において放射性廃棄物入り2000ドラム缶からの漏えい物を発見した。サンプリングして分析した結果、11000Bq(法令報告基準の約30分の1)のウランが検出され

参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果

添付1に示すウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順を策定するに当たり、過去事例及び仮想事例に本スクリーニング手順を適用した結果を以下に示す。なお、本適用結果はあくまで参考であり、過去事例及び仮想事例と類似の事象が発生した場合においても、事象発生時の施設の状況を踏まえて初期境界評価を実施する必要がある。

1. 配管点検口からのウラン粉末の室内漏えい

【事例概要】

第1種管理区域内の二酸化ウランペレットを製造する成型機において、成型作業中に微量のウランの飛散が確認された。飛散したウラン量は約 9.9×10^5 Bq (二酸化ウラン粉末で約 8 g) であり、報告の目安値 3.7×10^5 Bq を超過した。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業(変更)許可における設計基準事故か: No

安全機能は喪失したか: Yes

事業(変更)許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか: No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

2. 焼結炉の過加熱防止インターロックの作動

【事例概要】

操業中のガドリニア焼結炉B号機の温度調節器に故障が発生した。故障警報確認後、温度制御盤のリセットボタンを押したが正常状態に復帰しなかったため、停止中のガドリニア焼結炉A号機から同型の温度調節器を取り外し、B号機に取付けたところ、警報発報とともに当該焼結炉ヒータの電源が遮断した。その後、復旧のためにヒータ電源の投入操作を行ったが再度遮断する事象が4回繰り返され、全警報が解除されるまでの間、計5回ヒータ電源遮断及び投入が繰り返された後、焼結炉内の温度が正常値に復帰した。事象分析を行ったところ、前記5回のヒータ電源遮断の内過加熱防止インターロックが3回作動、内2回は炉内温度が熱的制限値(1,800℃)に到達していたことが確認された。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業(変更)許可における設計基準事故か: No

安全機能は喪失したか: Yes

事業(変更)許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか: No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

3. 放射性廃棄物入りドラム缶からの漏えい

【事例概要】

汚染のおそれのない第2種管理区域において放射性廃棄物入り2000ドラム缶からの漏えい物を発見した。サンプリングして分析した結果、11000Bq(法令報告基準の約30分の1)のウランが検出され

記載の適正化(該当使用施設の初期境界評価を追加に伴う変更)

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

た。
ドラム缶からの漏えいによる作業者のけがや放射線による被ばくはなかった。また、環境への影響もなかった。漏えいの原因調査のため、ドラム缶を開封し、内容物の調査及び漏えい部の観察を実施したところ、内容物に腐食の要因と考えられる水分や酸を含んでいた廃棄物が収納されていた。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：Yes

以上の結果、「SERP で評価」と判断した。

④ フードボックスの負圧異常（局所排気系統の排風機停止）

【事例概要】

成型工場の作業者が、粉末調整を行うためのフードボックス内でウラン粉末容器を取り扱い中に、差圧がないことを確認した。差圧はなかったものの、ウラン粉末容器は密封されていた。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑤ 補助建屋（管理区域外）における火災

【事例概要】

補助建屋（管理区域外）において、ディーゼル発電機A点検中の試運転を行っていたところ、同発電機制御盤からの発火を確認した。ディーゼル発電機Bは健全であった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑥ 排風機電源ケーブルの焦げ跡

【事例概要】

排風機Aの分解点検のため、排風機AからBへ切替えを実施した。分解点検を開始した後、排風機Bの電源ケーブル（U相端子台周囲）に焦げ跡を発見した。焦げ跡発見後においても、施設内の負圧を維持するために排風機Bは運転を継続した。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

た。
ドラム缶からの漏えいによる作業者のけがや放射線による被ばくはなかった。また、環境への影響もなかった。漏えいの原因調査のため、ドラム缶を開封し、内容物の調査及び漏えい部の観察を実施したところ、内容物に腐食の要因と考えられる水分や酸を含んでいた廃棄物が収納されていた。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：Yes

以上の結果、「SERP で評価」と判断した。

4. フードボックスの負圧異常（局所排気系統の排風機停止）

【事例概要】

成型工場の作業者が、粉末調整を行うためのフードボックス内でウラン粉末容器を取り扱い中に、差圧がないことを確認した。差圧はなかったものの、ウラン粉末容器は密封されていた。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

5. 補助建屋（管理区域外）における火災

【事例概要】

補助建屋（管理区域外）において、ディーゼル発電機A点検中の試運転を行っていたところ、同発電機制御盤からの発火を確認した。ディーゼル発電機Bは健全であった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

6. 排風機電源ケーブルの焦げ跡

【事例概要】

排風機Aの分解点検のため、排風機AからBへ切替えを実施した。分解点検を開始した後、排風機Bの電源ケーブル（U相端子台周囲）に焦げ跡を発見した。焦げ跡発見後においても、施設内の負圧を維持するために排風機Bは運転を継続した。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

⑦ 廃水処理室内におけるシリンダ洗浄後の廃水の漏えい

【事例概要】

管理廃水処理室内（第1種管理区域内）において、シリンダ洗浄後の廃水を脱水処理するため、脱水機凝集液ポンプを起動した。その後、協力会社社員が当該ポンプ付近から漏えい拡大防止用の堰内に廃水が漏えいしているのを発見したため、直ちに当該ポンプを停止した。漏えい量は約7リットルであった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑧ 燃料棒加工室の負圧異常

【事例概要】

燃料棒加工室の負圧警報検査を実施した。

検査前：燃料棒加工室の圧力の異常を模擬し、負圧警報の発報を確認するため、給気ダクトの可変バルブを固定した。（圧力異常時に給気ダクトの可変バルブを閉じるインターロックが働き圧力の異常を模擬できないため）

検査後：給気ダクトの可変バルブの固定を解除したところ、燃料棒加工室の負圧警報が発報した。

原因：給気ダクトの可変バルブを最大開の状態に固定したため、復旧時に燃料棒加工室への給気流量が過大となり、負圧が維持できなくなった。

その他：燃料棒加工室では核燃料物質の取扱いは行っていなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：Yes

以上の結果、「SERPで評価」と判断した。

2. 該当使用施設におけるスクリーニング手順の適用

添付2に示す該当使用施設における検査指摘事項のスクリーニング手順を策定するに当たり、過去事例及び仮想事例に本スクリーニング手順を適用した結果を以下に示す。なお、本適用結果はあくまで参考であり、過去事例及び仮想事例と類似の事象が発生した場合においても、事象発生時の施設の状況を踏まえて初期境界評価を実施する必要がある。

① グローブボックスにおけるバッグアウト作業中に発生した核燃料物質のグローブボックス外（作業室内）への飛散

【事例概要】

使用施設の粉末調整室において、核燃料物質を収納した貯蔵容器（以下「ステンレス缶」という。）を梱包する樹脂製の袋（二重）の交換作業において、袋の表面から汚染が検出されるとともに、粉末調

7. 廃水処理室内におけるシリンダ洗浄後の廃水の漏えい

【事例概要】

管理廃水処理室内（第1種管理区域内）において、シリンダ洗浄後の廃水を脱水処理するため、脱水機凝集液ポンプを起動した。その後、協力会社社員が当該ポンプ付近から漏えい拡大防止用の堰内に廃水が漏えいしているのを発見したため、直ちに当該ポンプを停止した。漏えい量は約7リットルであった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

8. 燃料棒加工室の負圧異常

【事例概要】

燃料棒加工室の負圧警報検査を実施した。

検査前：燃料棒加工室の圧力の異常を模擬し、負圧警報の発報を確認するため、給気ダクトの可変バルブを固定した。（圧力異常時に給気ダクトの可変バルブを閉じるインターロックが働き圧力の異常を模擬できないため）

検査後：給気ダクトの可変バルブの固定を解除したところ、燃料棒加工室の負圧警報が発報した。

原因：給気ダクトの可変バルブを最大開の状態に固定したため、復旧時に燃料棒加工室への給気流量が過大となり、負圧が維持できなくなった。

その他：燃料棒加工室では核燃料物質の取扱いは行っていなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：Yes

以上の結果、「SERPで評価」と判断した。

（新設）

記載の適正化

記載の適正化

該当使用施設の初期境界評価を追加

整室のα線用空気モニタが吹鳴した。

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：Yes

許可等の事故の公衆の被ばく線量の評価値が判断基準を超えるか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

② プールにおける集合体破損

【事例概要】

貯蔵施設において、使用済みの燃料集合体を取り扱っていた際、誤って落下させ、複数の燃料棒を破損させてしまった。

使用済みの燃料集合体の落下後、サービスエリアに設置されたエアモニタの線量が上昇し、警報が発報した。運転員は、サービスエリア排気系統の運転を停止したが、風下方向にあるモニタリングポストの線量は、通常時のバックグランドレベル約 50[nGy/h]に対して、一時的に約 200[nGy/h]まで上昇した。

その後の調査で、放出された主な放射性物質は、解析によってクリプトン-85 であると評価された。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

放射性物質の閉じ込めに関して、気体の放射性物質の放出が確認されており、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

③ 硝酸ウラニルの配管からの漏えい

【事例概要】

使用施設において、配管から硝酸ウラニル溶液が僅かに漏えいしたことが確認された。当該配管は、2 つの部屋を繋ぐ配管であり、その配管部と下の漏えい受け皿に硝酸ウラニルが漏えいした痕跡が確認された。

使用者は当該区域への立ち入りを制限した上で、漏えい拡散範囲が漏えい部位とその真下に限定されることを確認した。また、追加の調査によって、漏えいした硝酸ウラニル溶液が雨水溝へ流入しなかったことを確認した。

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：No

周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

④ 低放射性グローブボックス内の火災事象

【事例概要】

使用施設に設置されている低放射性グローブボックス（以下「GB」という。）内部の廃棄物整理作業実施中、GB内にある可燃性固体廃棄物を内包したポリ塩化ビニル製のバッグ内から煙が出ていることを作業員が発見した。作業員は状況を確認し、煙が多くなってきたことから粉末消火剤（GB内に

設置)を準備していたところ、当該容器内から出火した。作業員は直ちに公設消防等に通報するとともに、粉末消火剤を使用し消火を行ったところ、一旦、火は消えたがその後、再び火が出たため、GB火災用の炭酸ガス消火器(GB外に設置)のノズル部をグローブに差し込み、GB内に炭酸ガスを噴霧し消火を行った。当該消火器による消火は2度行われ、その後、更なる安全対策として純水による消火(冷却消火)を行った。

本事象で焼損したのは、廃棄物容器及び内容物のみで、核燃料物質が入った密封容器及びGB本体に影響はなかった。

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：No

周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑤ グローブボックス内における有機溶媒火災

【事例概要】

固体状のプルトニウムを使用するグローブボックス内において、再処理プロセスに関する研究開発に係る試験を実施していた。試験試料の調製等の作業において試験試料を加熱していたところ、加熱装置の電源断失念により温度が異常に上昇してしまい有機溶媒の引火による火災が発生した。

使用していた有機溶媒は、当該グローブボックスで実施している再処理プロセス試験において抽出剤の希釈液として用いていたn-ドデカン(引火性液体：引火点約74℃)であり、試験試料調製作業において誤って当該有機溶媒(300mL程度)を加熱したこと、また、加熱装置の温度上昇に伴って有機溶媒が引火点を越えた状態において、電源コードの一部(破断しかけていたことに気付かずに使用していた)からスパークが発生し、火花が当該有機溶媒中に飛散したことにより発火したものである。

当該有機溶媒の発火は、グローブボックス内の可燃性資器材等に延焼し、グローブボックスのグローブが破損した。有機溶媒中には核燃料物質は含まれていなかったが、火災が発生したグローブボックスで取り扱っていたプルトニウムがグローブボックスから室内に漏れいし、建家排気系統への移行に進展した。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：Yes

許可等の事故の公衆の被ばく線量の評価値が判断基準を超えるか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑥ 焼却炉外での火災

【事例概要】

放射性廃棄物処理施設の焼却設備は、使用施設で発生した低レベル放射性廃棄物のうち焼却可能なものを受け入れ、焼却処理を行なっている。本来の手順では、まず焼却炉に繋がる廃棄物投入口(エアロック部)の頂部の蓋を開いて廃棄物容器を投入し、次に頂部の蓋を閉じ、さらに投入口の底部にある2枚合わせの保護扉とそのすぐ下の断熱シールドを開いて、廃棄物容器を焼却炉の中に導き入れるようになっている。

2つの廃棄物容器を重ねて投入した後、断熱シールドと1枚の保護扉は開いたが、もう1枚の保護

扉が材料劣化により開かなかったため、これらの廃棄物容器は問題の保護扉の上に引っ掛かったまま投入口の中に留まり焼却炉の中に入らなかった。作業員は、5分後に廃棄物容器が引っ掛かったままであることを気付かずに、手動操作で断熱シールドを閉じた。焼却炉の燃焼によって問題の保護扉が加熱されると、これと接していた廃棄物容器のうちの下の1つが発火し、さらに投入口の温度が上昇した。

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：No

周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑦ 小型焼結炉における過加熱防止機能に係る温度計の故障

【事例概要】

グローブボックス内に設置される小型焼結炉の事業者検査において、過加熱防止のインターロック試験が模擬信号を用いて行われていた。当該インターロックの検出端にあたる温度計の保守管理状況を確認したところ、施設管理実施計画において年1回の点検を行うこととなっていたが、実際は数年間にわたり点検されていないことが確認された。本件を踏まえた事業者の調査により、温度計は故障しているおり、過加熱防止のインターロックは小型焼結炉内の温度が設定温度になった場合に作動しない状態にあったことが確認された。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：Yes

許可等の事故の公衆の被ばく線量の評価値が判断基準を超えるか：Yes

許可等における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑧ 気体排気設備の排風機停止

【事例概要】

セル排気設備の電気部品の故障により当該セルの排風機が停止し、セルの負圧維持が出来なくなった。隣接するセルの排気設備は正常であったことから、隣接するセルとの開口部を開放し、当該セルの負圧を隣接セルの負圧により維持したが、一時的に当該セルの負圧維持が出来なかった。

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：No

周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑨ スラッジを封入したドラム缶の不適切な管理（核的制限値からの逸脱）

【事例概要】

廃棄物建屋で、使用を停止した区域の清掃作業を行っていたところ、3体の廃棄物容器（ドラム

缶)が残っていたことを発見した。当該ドラム缶の中には、複数のスラッジ回収容器が封入されていたが、廃棄体に表示する識別がなされておらず、廃棄物の管理記録に記録がなかった。

当該ドラム缶の内容物の核種分析を行なった結果、スラッジ回収容器に濃縮ウラン（最大濃縮度 5% でウラン重量で約 3kg）が含まれていたことが判明した。保安規定において、スラッジを含むドラム缶については、最大取扱ウラン量（核的制限値：20 リットルドラム缶あたり 2kg・U）未満で取り扱うことを定めていたが、当該ドラム缶については容器出納簿の記録から漏れていたため、ウラン量を適切に管理できていなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

臨界の発生防止に関して、核的制限値を逸脱していることが確認されており、本スクリーニング手順に関わらず、「SERP による評価」が選択され、SERP において丁寧に評価する。

表1 ウラン加工施設におけるスクリーニング手順の適用事例の一覧

事例番号	事例の概要	事例の分類							その他 (電源喪失)
		漏えい			火災・爆発		閉じ込め(負圧)の異常		
		ウラン粉末の漏えい	固体廃棄物の漏えい	液体廃棄物の漏えい	焼結炉などの爆発	管理区域内の火災	設備内の負圧異常	室内の負圧異常	
①	配管点検口からのウラン粉末の室内漏えい	○							
②	焼結炉の過熱防止インターロックの作動				○				
③	放射性廃棄物入りドラム缶からの漏えい		○						
④	フードボックスの負圧異常(局所排気系統の排風機停止)						○		
⑤	補助建屋(管理区域外)における火災								○
⑥	排風機電源ケーブルの焦げ跡					○			
⑦	廃水処理室内におけるシリンダ洗浄後の廃水の漏えい			○					
⑧	燃料棒加工室の負圧異常							○	

(新設)

記載の適正化(該当使用施設の初期境界評価を追加に併せて変更)

表2 該当使用施設におけるスクリーニング手順の適用事例の一覧

事例番号	事例の概要	事例の分類								
		漏えい			火災・爆発				排風機停止	その他
		容器などからの漏えい	燃料棒などの損傷	溶液の配管等からの漏えい	セル・GB内の火災	有機溶媒火災	その他火災	焼結炉などの爆発		
①	グローブボックス外における核燃料物質の飛散	○								
②	プールにおける燃料集合体の破損		○							
③	配管からの硝酸ウラニル溶液の漏えい			○						
④	グローブボックス内における放射性固体廃棄物からの発煙				○					
⑤	グローブボックス内における有機溶媒火災					○				
⑥	焼却炉の外での火災						○			
⑦	小型焼結炉における加熱防止機能に係る温度計の故障							○		
⑧	セル負圧異常(セル排気設備の排風機停止)								○	
⑨	スラッジを封入したドラム缶の不適切な管理									○

(新設)

該当使用施設の初期境界評価に関する内容を追加

原子力規制検査における課題への対応スケジュール

赤字：進捗情報

令和4年度

令和5・6年度

令和7年度以降

	令和4年度	令和5・6年度	令和7年度以降
横断領域に係る検査	<ul style="list-style-type: none"> NRCの状況をフォロー 	<ul style="list-style-type: none"> 柏崎刈羽追加検査の実績等から反映すべき点の抽出 	<ul style="list-style-type: none"> 検査手法を検討
核燃料施設SDP	<ul style="list-style-type: none"> 使用施設SDPの検討・ガイド改正 今回、使用施設のSDP手法の案を提示 	<ul style="list-style-type: none"> 再処理施設等の他の核燃料施設等のSDP手法検討に着手 	
PRAモデルの改善・範囲拡大	<ul style="list-style-type: none"> 高浜1・2号機、美浜3号機のレベル1 PRAモデルの適切性確認 ATENAの問題意識を把握し、対応 <ul style="list-style-type: none"> -別途、面談を実施して問題意識を把握し、対応済 -日米間の機器故障率に関する際の要因に関する検討 	<ul style="list-style-type: none"> 柏崎刈羽7号機(レベル1)、大飯3・4号機、玄海3・4号機、高浜3・4号機、川内1・2号機(レベル1.5)等の適切性確認 適切性確認で事業者に指摘した事項の対応状況確認 	<ul style="list-style-type: none"> 事業者の研究開発状況を踏まえ、モデルの範囲拡大に対応
事業者の機微情報へのアクセス	<ul style="list-style-type: none"> 会合等で検査における機微情報等の取扱いについて事業者と議論し、手順の明確化を実施 JANSI及びWANOとの議論も継続し、JANSI情報の取扱いについて合意を目指す 12月にWANOと打合せを実施 		
設計管理及び火災防護の検査の改善	<ul style="list-style-type: none"> 事業者からDBDの状況についての説明を受ける 火災防護のNRCチーム検査に職員を派遣 11月末から12月にかけて、規制庁職員3名を米国NRCに派遣し、火災防護のチーム検査を視察 	<ul style="list-style-type: none"> 設計管理のNRCチーム検査に職員を派遣 派遣によって得られた調査結果をもとに改善を検討 	
リスク情報を踏まえた設工認	<ul style="list-style-type: none"> 事業者からの提案に応じて検討 		
使用前事業者検査の対象範囲	<ul style="list-style-type: none"> 事業者から見直し検討の方向性の提示 	<ul style="list-style-type: none"> 事業者からの具体的な提案を踏まえて、提案の妥当性等について議論 	

原子力規制検査における課題への対応スケジュール

赤字：進捗情報

令和4年度

令和5・6年度

令和7年度以降

	令和4年度	令和5・6年度	令和7年度以降
非該当使用者における放射線測定機器の校正	<ul style="list-style-type: none"> 非該当使用者の実態調査を踏まえ、ガイド改正 本年度の調査を全て完了し、放射線測定信頼性確保のあり方について、その運用方針とガイドへの反映を整理中 		
検査官交流	<ul style="list-style-type: none"> 令和4年度から実施した検査官交流を継続 停止中プラント担当の検査官2名を稼働中プラントへ派遣する交流を実施 		
検査指摘事項集の整備	<ul style="list-style-type: none"> 検査指摘事項集の作成 指摘事項集はHPIに掲載済 軽微事例集の削除を行うガイド改正 国内事例に基づく軽微事例については今回のガイド改正案にて提示 		
核物質防護分野に関する検査官の力量向上	<ul style="list-style-type: none"> 原子力安全を担当している検査官に対して、核物質防護に関する研修を順次実施 		
立地地域自治体等とのコミュニケーション	<ul style="list-style-type: none"> 立地地域自治体や地域の実情に応じた説明を実施 原子力政策推進と受け取られないことがないよう留意しつつ、引き続きコミュニケーションを実施 		
総合的な評定の在り方	<ul style="list-style-type: none"> 現地検査官等との議論を試行 今年度、指摘事項が多く出ている実用炉に関して、規制庁内関係者での打合せを評定前に実施予定 		