

ガイド類の改正の方向性 (第2段階改正の案)

原子力規制庁
検査監督総括課

改 正 後	改 正 前
<p>原子力規制検査等実施要領</p> <p>令和元年 12 月 原子力規制庁 (最終改正：令和 年 月 日)</p>	<p>原子力規制検査等実施要領</p> <p>令和元年 12 月 原子力規制庁 (最終改正：令和 3 年 4 月 26 日)</p>
<p>1 (略)</p> <p>2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素</p> <p>2.1 (略)</p> <p>2.2 安全実績指標等の確認・評価等</p> <p>(1) (略)</p> <p>(2) 核燃料施設等^{※6}の場合</p> <p>安全実績指標は表 4 に示す監視領域のうち放射線安全、核物質防護とし、規則第 5 条の規定に基づき事業者から報告を受理する。また、原子力検査官は、事業者が安全実績指標の値を取得・整理する状況を検査により適時確認する。そして、原子力検査官が行う検査により事業者の安全実績指標の値の取得・整理に問題がないことを確認の上、追加検査の要否等を判断するために、安全実績指標の値を表 5-2 に示すとおり「指摘事項（追加対応なし）」と「指摘事項（追加対応あり）」の 2 段階に分類する。</p> <p>この安全実績指標の値は、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原子力規制委員会のホームページに掲載するほか、「2.7 総合的な評定」において用いる。</p> <p>※6 この実施要領において「核燃料施設等」とは、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をいう。</p> <p>安全実績指標等の確認・評価等の詳細については、別途ガイドを定める。</p> <p><u>なお、全ての安全実績指標に対して安全活動の実績がなく、報告すべき安全実績指標の値がない施設について、運用上、検査により確認の必要がないことから、規則第 5 条の規定に基づく報告を積極的に求める必要はない。</u></p> <p>2.3 ~ 2.9 (略)</p> <p>3 検査の実施に係る手順等</p> <p>3.1、3.2 (略)</p>	<p>1 (略)</p> <p>2 (略)</p> <p>2.1 (略)</p> <p>2.2 安全実績指標等の確認・評価等</p> <p>(1) (略)</p> <p>(2) 核燃料施設等^{※6}の場合</p> <p>安全実績指標は表 4 に示す監視領域のうち放射線安全、核物質防護とし、規則第 5 条の規定に基づき事業者から報告を受理する。また、原子力検査官は、事業者が安全実績指標の値を取得・整理する状況を検査により適時確認する。そして、原子力検査官が行う検査により事業者の安全実績指標の値の取得・整理に問題がないことを確認の上、追加検査の要否等を判断するために、安全実績指標の値を表 5-2 に示すとおり「指摘事項（追加対応なし）」と「指摘事項（追加対応あり）」の 2 段階に分類する。</p> <p>この安全実績指標の値は、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原子力規制委員会のホームページに掲載するほか、「2.7 総合的な評定」において用いる。</p> <p>※6 この実施要領において「核燃料施設等」とは、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をいう。</p> <p>安全実績指標等の確認・評価等の詳細については、別途ガイドを定める。</p> <p>2.3 ~ 2.9 (略)</p> <p>3 検査の実施に係る手順等</p> <p>3.1、3.2 (略)</p>

3.3 検査報告書の作成

四半期の間に実施した基本検査について検査報告書を作成する。検査報告書には、当該四半期に実施した検査内容、検査指摘事項等を記載する。検査指摘事項は、その事案における問題が明確になるように事実を客観的に記載する。追加検査及び特別検査の検査報告書は、それぞれ個別に作成する。

検査報告書の案は原子力規制委員会のホームページ等を通じて公表する（核物質防護に係る検査結果報告書の案については非公表とする。）。事業者から検査報告書の案に対する事実誤認等に関する意見を聴取する場合は、原則、書面にて行う。当該意見と併せて基本検査の結果を原子力規制委員会に報告する。

4 (略)

図 1-1、図 1-2 (略)

表 1-1、表 1-2 (略)

表 2 (略)

表 3 監視領域の分類

	大分類	原子力施設安全			放射線安全	核物質防護	
		発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持			非常時の対応
製錬事業者	小分類	発生防止	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	
加工事業者		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
試験研究用等原子炉設置者		発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持			多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止又は非常時の対応
外国原子力船運航者		発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持			多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止又は非常時の対応
発電用原子炉設置者		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
使用済燃料貯蔵事業者		発生防止	閉じ込めの維持				非常時の対応
再処理事業者		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
廃棄事業者		発生防止	閉じ込めの維持				非常時の対応
使用者*		発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持			多量の放射性物等を放出する事故の拡大防止又は非常時の対応
核原料物質を使用する者		閉じ込めの維持					—

※使用者（令第 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用する場合を除く。）の原子力施設安全の小分類は、閉じ込めの維持のみ

表 4 (略)

表 5-1、表 5-2 (略)

3.3 検査報告書の作成

四半期の間に実施した基本検査について報告書を作成する。報告書には、当該四半期に実施した検査内容、検査指摘事項等を記載する。検査指摘事項は、その事案における問題が明確になるように事実を客観的に記載する。追加検査及び特別検査の検査報告書は、それぞれ個別に作成する。

報告書の案は事業者に開示し、当該事業者が事実誤認等に関する意見等の陳述を希望する場合には、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）又は書面にて意見等を聴取する。

4 (略)

図 1-1、図 1-2 (略)

表 1-1、表 1-2 (略)

表 2 (略)

表 3 監視領域の分類

	大分類	原子力施設安全			放射線安全	核物質防護	
		発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持			非常時の対応
製錬事業者	小分類	発生防止	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	
加工事業者		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
試験研究用等原子炉設置者		発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持			多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止又は非常時の対応
外国原子力船運航者		発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持			多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止又は非常時の対応
発電用原子炉設置者		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
使用済燃料貯蔵事業者		発生防止	閉じ込めの維持				非常時の対応
再処理事業者		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
廃棄事業者		発生防止	閉じ込めの維持				非常時の対応
使用者*		発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持			多量の放射性物等を放出する事故の拡大防止又は非常時の対応
核原料物質を使用する者		閉じ込めの維持					—

※使用者（令第 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用する場合を除く。）の原子力施設安全の小分類は、閉じ込めの維持のみ

表 4 (略)

表 5-1、表 5-2 (略)

表6-1 対応区分（実用発電用原子炉施設）

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
施設の状 態	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
評価基準	全ての安全実績 指標が緑※1であ って、かつ、検 査指摘事項がない 場合又は検査指 摘事項がある場 合においてその 全ての評価が 緑のとき	(略)	(略)	・監視領域（小分 類）の劣化が繰 り返し生じて いる※2又は、 ・監視領域（小分 類）の劣化が2 以上生じてい る又は、 ・黄が2以上又は 赤が1生じて いる	(略)
検査対 応	項目	(略)	(略)	(略)	(略)
	視点等	(略)	(略)	・パフォーマンス の劣化が認め られた事業者 の安全活動と、 それに関連す るQMS要素の中 から追加検査 項目を選定 ・根本原因分析の 結果の評価並 びに安全文化 及び核セキュ リティ文化要 素の劣化兆候 の特定	(略)

規則：原子力規制検査等に関する規則

※1 全ての安全実績指標に対して安全活動の実績がなく、報告すべき安全実績指標の値がない場合を含める。

※2 「監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている」とは、5四半期を超えて監視領域（小分類）の劣化が生じている状態で、更にいずれかの監視領域（小分類）において白が生じた場合をいう。

表6-2 対応区分（核燃料施設等）

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
評価基準	指摘事項（追加対 応なし）※1 又は検査指摘事 項がない場合	指摘事項 （追加対応あり）※2			
施設の状 態	各監視領域にお ける活動目的は 満足しており、事 業者の自律的な 改善が見込める 状態	各監視領域にお ける活動目的は 満足しているが、 事業者が行う安 全活動に軽微な 劣化がある状態	各監視領域にお ける活動目的は 満足しているが、 事業者が行う安 全活動に中程度 の劣化がある状	各監視領域にお ける活動目的は 満足しているが、 事業者が行う安 全活動に長期間 にわたる又は重	監視領域にお ける活動目的を満 足していないた め、プラントの運 転が許容されな い状態

表6-1 対応区分（実用発電用原子炉施設）

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
施設の状 態	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
評価基準	全ての安全実績 指標が緑であっ て、かつ、検査 指摘事項がない 場合又は検査指 摘事項がある場 合においてその 全ての評価が緑 のとき	(略)	(略)	・監視領域（小分 類）の劣化が繰 り返し生じて いる※又は、 ・監視領域（小分 類）の劣化が2 以上生じてい る又は、 ・黄が2以上又は 赤が1生じて いる	(略)
検査対 応	項目	(略)	(略)	(略)	(略)
	視点等	(略)	(略)	・パフォーマンス の劣化が認め られた事業者 の安全活動と、 関連する検査 項目を選定 QMS 要素の中から 追加検査項目 を選定 ・根本原因分析の 結果の評価並 びに安全文化 及び核セキュ リティ文化要 素の劣化兆候 の特定	(略)

規則：原子力規制検査等に関する規則

※「監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている」とは、5四半期を超えて監視領域（小分類）の劣化が生じている状態で、更にいずれかの監視領域（小分類）において白が生じた場合をいう。

表6-2 対応区分（核燃料施設等）

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
評価基準	指摘事項（追加対 応なし） 又は検査指摘事 項がない場合	指摘事項※ （追加対応あり）			
施設の状 態	各監視領域にお ける活動目的は 満足しており、事 業者の自律的な 改善が見込める 状態	各監視領域にお ける活動目的は 満足しているが、 事業者が行う安 全活動に軽微な 劣化がある状態	各監視領域にお ける活動目的は 満足しているが、 事業者が行う安 全活動に中程度 の劣化がある状	各監視領域にお ける活動目的は 満足しているが、 事業者が行う安 全活動に長期間 にわたる又は重	監視領域にお ける活動目的を満 足していないた め、プラントの運 転が許容されな い状態

				態	大な劣化がある状態	
検査対応	項目	・追加検査はなし	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項1号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第2号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第3号に係る追加検査	
	視点等	・事業者の是正処置の状況を確認する	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、 <u>それに関連する QMS 要素の中から追加検査項目を選定</u> ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・全体的な事業者の安全活動と、QMS 要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候(第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。)の特定	

規則：原子力規制検査等に関する規則

※1 全ての安全実績指標に対して安全活動の実績がなく、報告すべき安全実績指標の値がない場合を含める。

※2 指摘事項(追加対応あり)については、重要度評価・規制措置の検討会議において、施設状態の評価及び追加検査の程度を決定する。

なお、本検討会議の運用については、別途ガイドを定める。

表7 (略)

表8-1、表8-2 (略)

				態	大な劣化がある状態	
検査対応	項目	・追加検査はなし	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項1号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第2号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第3号に係る追加検査	
	視点等	・事業者の是正処置の状況を確認する	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、 <u>関連する検査項目を選定</u> QMS 要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・全体的な事業者の安全活動と、QMS 要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候(第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。)の特定	

規則：原子力規制検査等に関する規則

※指摘事項(追加対応あり)については、重要度評価・規制措置の検討会議において、施設状態の評価及び追加検査の程度を決定する。

なお、本検討会議の運用については、別途ガイドを定める。

表7 (略)

表8-1、表8-2 (略)

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 (GI0001_r2)</p> <p style="text-align: center;"><u>原子力</u>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 2</p> <p>2 検査の概要 2</p> <p>2.1 関係者の役割 2</p> <p>2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度 4</p> <p>3 検査の計画 9</p> <p>4 検査の実施 10</p> <p>4.1 検査準備 10</p> <p>4.2 検査運用ガイド活用の考え方 10</p> <p>4.3 フリーアクセス 10</p> <p>4.4 インタビュー 12</p> <p>4.5 サンプル数 12</p> <p>4.6 気付き事項の評価 13</p> <p>4.7 会議の開催 14</p> <p>4.8 検査実施者、検査実施人数及び検査時間 15</p> <p>5 検査報告書の作成 18</p> <p>6 深刻度の評価及び規制措置の立案 18</p> <p>7 検査結果の取りまとめ 18</p> <p>7.1 基本検査結果の報告等 18</p> <p>7.2 原子力規制委員会での決定 18</p> <p>付録1 用語の定義 19</p> <p>付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視 20</p> <p>付録3 動作可能性の確認 22</p> <p>付録4 事前調整の妥当性確認 24</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、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^{*1}（以下「検査」という。）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 style="text-align: center;">共通事項に係る検査運用ガイド (GI0001_r1)</p> <p style="text-align: center;"><u>原力</u>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 2</p> <p>2 検査の概要 2</p> <p>2.1 関係者の役割 2</p> <p>2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度 4</p> <p>3 検査の計画 9</p> <p>4 検査の実施 10</p> <p>4.1 検査準備 10</p> <p>4.2 検査運用ガイド活用の考え方 10</p> <p>4.3 フリーアクセス 10</p> <p>4.4 インタビュー 12</p> <p>4.5 サンプル数 12</p> <p>4.6 気付き事項の評価 13</p> <p>4.7 会議の開催 14</p> <p>4.8 検査実施者、検査実施人数及び検査時間 15</p> <p>5 検査報告書の作成 18</p> <p>6 深刻度の評価及び規制措置の立案 18</p> <p>7 検査結果の取りまとめ 18</p> <p>7.1 基本検査結果の報告等 18</p> <p>7.2 原子力規制委員会での決定 18</p> <p>付録1 用語の定義 19</p> <p>付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視 20</p> <p>付録3 動作可能性の確認 22</p> <p>付録4 事前調整の妥当性確認 24</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、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^{*1}（以下「検査」という。）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>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

※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

2 検査の概要

2.1 関係者の役割

関係者の役割は、以下のとおりとする。

(1) 検査監督総括課（検査評価室を含む。）

- ・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。

※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

(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。）

- ・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、実用炉監視部門は運転管理（炉心管理及び運転員能力）、核燃料施設等監視部門は運転管理（燃料体管理（運搬・貯蔵））及び放射線管理（放射線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

※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

2 検査の概要

2.1 関係者の役割

関係者の役割は、以下のとおりとする。

(1) 検査監督総括課（検査評価室を含む。）

- ・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。

※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

(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。）

- ・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、実用炉監視部門は運転管理（炉心管理及び運転員能力）、核燃料施設等監視部門は運転管理（燃料体管理（運搬・貯蔵））及び放射線管理（放射線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。

- ・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。
- ・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。

(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

子力規制部検査グループ内で共有する。

- ・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。
- ・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。

(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って、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（日常検査及びチーム検査）
- (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（日常検査及びチーム検査）
- (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って事業者等が講ずべき措置の実施状況（日常検査及びチーム検査）
- (d) 防護措置の実施状況（チーム検査）
- (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（日常検査及びチーム検査）
- (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（日常検査及びチーム検査）

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（日常検査及びチーム検査）
- (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）（日常検査及びチーム検査）
- (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）（日常検査及びチーム検査）

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。

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って、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（日常検査及びチーム検査）
- (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（日常検査及びチーム検査）
- (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って事業者等が講ずべき措置の実施状況（日常検査及びチーム検査）
- (d) 防護措置の実施状況（チーム検査）
- (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（日常検査及びチーム検査）
- (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（日常検査及びチーム検査）

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（日常検査及びチーム検査）
- (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）（日常検査及びチーム検査）
- (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）（日常検査及びチーム検査）

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。

(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、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）※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）やクレーン・ボイラーの機能検査に係る問題（厚生労働省／各地域の労働局）

(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）

(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、こうした設計等が原子炉等規制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）※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）やクレーン・ボイラーの機能検査に係る問題（厚生労働省／各地域の労働局）

(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）

記載の適正化（誤記）

(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。

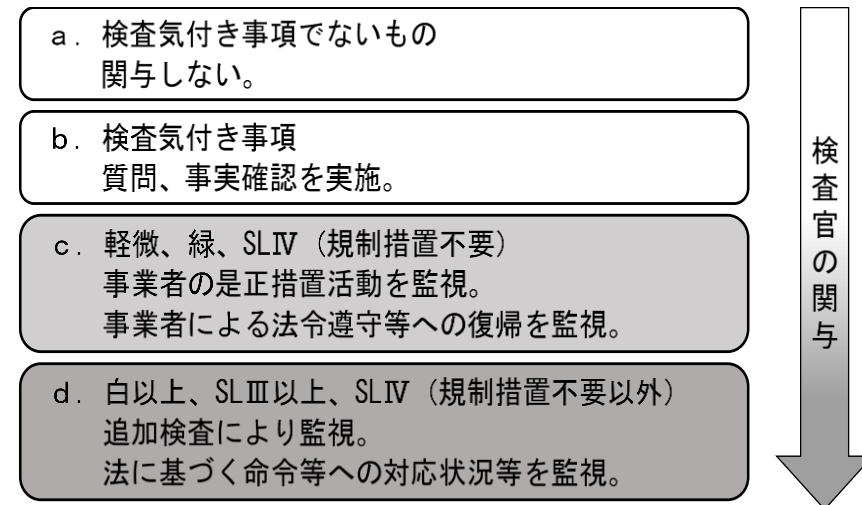
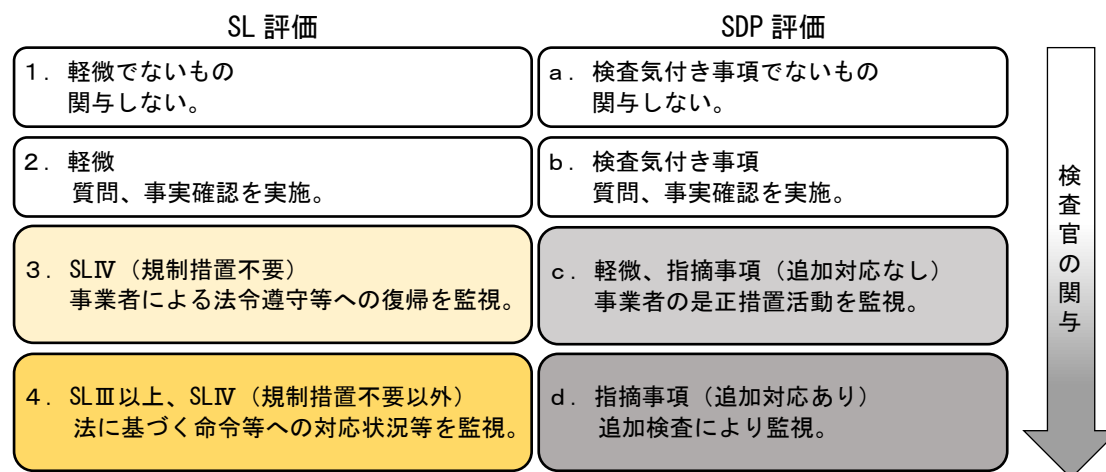


図1 検査の深さ (実用発電用原子炉施設)



※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^{※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

(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。

以下に概念図を示す。

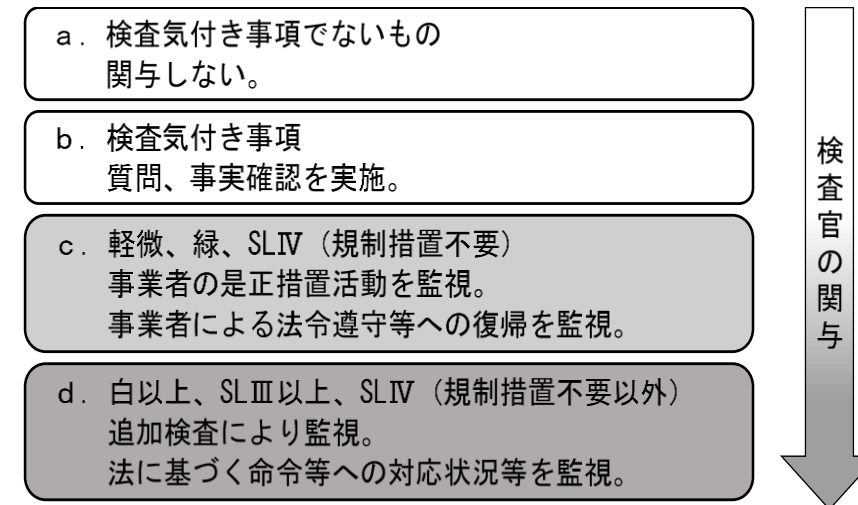
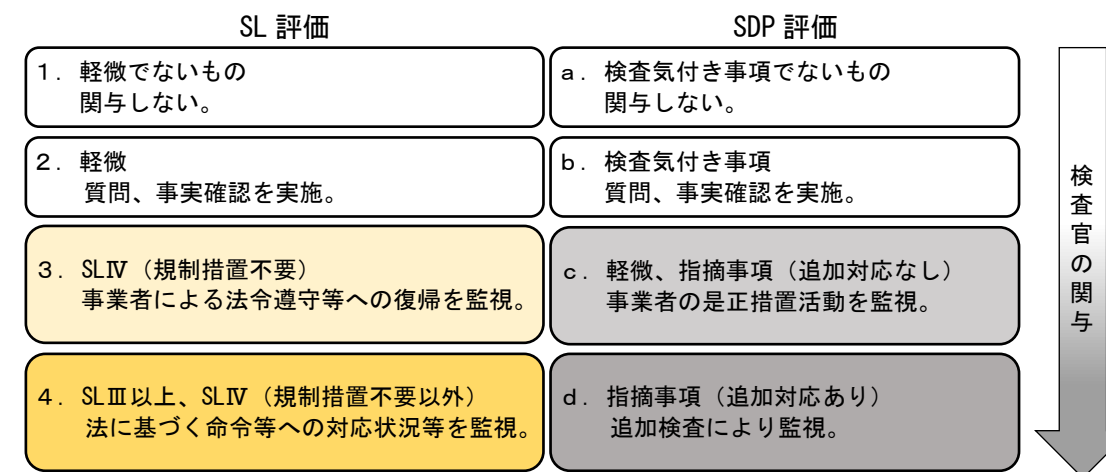


図3 検査の深さ (実用発電用原子炉施設)



※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4 検査の深さ (核燃料施設等)

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

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

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。

※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。

(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係する図面や規程類、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、指摘事項（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られることを検討する。）

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

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。

※5 「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」参照。

(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係する図面や規程類、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、指摘事項（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られることを検討する。）

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

記載の適正化（誤記）

において作成する。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

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。

(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。

(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

において作成する。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

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。

(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。

(2) 追加検査の計画

追加検査については、別に定める「[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「[原子力規制検査における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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

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。

（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。

（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）。

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。

（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、「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。

（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）。

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

(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。

(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

(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。

(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」に従って保存・管理を行う。
- c. 特定重大事故等対処施設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

記載の適正化（誤記）

運用の明確化

・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

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。

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。

(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。

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」

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。

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。

(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、「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、「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

(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」

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

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、指摘事項（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。

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。

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。

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、「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、指摘事項（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。

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、「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。

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。

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

(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。

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

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

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、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。

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

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

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、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。

(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 が協議して 3 時間で 1 つの検査を実施した場合、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。)

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／核燃料物質等の取扱いを開始しないもの	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取り出した年度まで	全ての核燃料物質を工場又は事業所から搬出した年度まで	全ての核燃料物質を工場又は事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	0.07		
	ウラン	0.02	0.05		
貯蔵	0.004	0.01			
管理	0.004	0.01			

(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 が協議して 3 時間で 1 つの検査を実施した場合、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。)

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／核燃料物質等の取扱いを開始しないもの	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取り出した年度まで	全ての核燃料物質を工場又は事業所から搬出した年度まで	全ての核燃料物質を工場又は事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	0.07		
	ウラン	0.02	0.05		
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。)

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。検査報告書の案は原子力規制委員会のホームページ等を通じて公表する(核物質防護に係る検査報告書の案については非公表とする。)**。事業者から検査報告書の案に対する事実誤認等に関する意見を聴取する場合は、**原則、書面にて行う。基本検査の結果は当該意見等と合わせて**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1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、指摘事項(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。

付録1 用語の定義

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「[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「[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。)

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**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1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、指摘事項(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。

付録1 用語の定義

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

運用の明確化
・検査報告書の案に対して、事業者からの意見を聴取する手続を明確化

(1) パフォーマンスベースト検査

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（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

(1) パフォーマンスベースト検査

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（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えられる。

- 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

(5) 注意事項

- 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、その調査を検査として実施することが望ましい。
- 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。

付録 3 動作可能性の確認

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。

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えられる。

- 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

(5) 注意事項

- 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、その調査を検査として実施することが望ましい。
- 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、「原子力規制委員会行政文書管理規則」に従って保存・管理を行う。
- d. 特定重大事故等対処施設 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。

付録 3 動作可能性の確認

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。

記載の適正化（誤記）
運用の明確化
・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

(1) 確認の目的

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。

(2) 確認対象

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。

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。

(3) 確認方法

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。

- 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、動作可能性に関係す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。

(2) 確認対象

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。

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。

(3) 確認方法

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。

- 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、動作可能性に関係す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
- (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ル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。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○運用の明確化	

(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

(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ル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。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○運用の明確化	

		<p>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)</p> <p>②締め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)</p> <p>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)</p> <p>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)</p> <p>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)</p> <p>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 (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>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)</p> <p>②締め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)</p> <p>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)</p> <p>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)</p> <p>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)</p> <p>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 (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		<p>○<u>運用の明確化</u></p> <p>①<u>検査報告書の案に対して、事業者からの意見を聴取する手続を明確化 (7.1 基本検査結果の報告等)</u></p> <p>②<u>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)</u></p> <p>○記載の適正化</p>		(新設)			改正に伴う修正

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 style="text-align: center;">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 (GI0002_r2)</p> <p style="text-align: center;"><u>原子力</u>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 検査計画及び実施 1</p> <p>4 検査報告 2</p> <p>5 その他 3</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 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）について、原子力規制庁（以下「本庁」という。）が取りまとめる検査計画及び検査結果の報告書（以下単に「報告書」という。）の作成について定めたものである。</p> <p>2 適用範囲 本ガイドは、検査のうち基本検査に係る検査計画の立案及び報告書の作成について適用し、追加検査及び特別検査に係るものについては適用しない。特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）については、担当部門が、核物質防護に係る報告書を別途作成するが、様式は同様のものを使用する。</p> <p>3 検査計画及び実施 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。以下「規則」という。）第 3 条第 1 項に基づき検査を実施するため、次年度開始までに検査計画を策定する。</p> <p>3.1 日常検査の検査計画 日常検査の検査計画は、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が法第 57 条の 8 で規定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。）の安全活動の状況に応じて原子力規制検査等実施要領（<u>原規規発第 1912257 号-1</u>。以下「実施要領」という。）「3.1 検査計画」に基づき策定する。 原子力施設ごと（原則として事業の許可又は指定の単位、原子炉設置者の場合は原子炉の単位）の</p>	<p style="text-align: center;">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 (GI0002_r1)</p> <p style="text-align: center;"><u>原力</u>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 検査計画及び実施 1</p> <p>4 検査報告 2</p> <p>5 その他 3</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 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）について、原子力規制庁（以下「本庁」という。）が取りまとめる検査計画及び検査結果の報告書（以下単に「報告書」という。）の作成について定めたものである。</p> <p>2 適用範囲 本ガイドは、検査のうち基本検査に係る検査計画の立案及び報告書の作成について適用し、追加検査及び特別検査に係るものについては適用しない。特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）については、担当部門が、核物質防護に係る報告書を別途作成するが、様式は同様のものを使用する。</p> <p>3 検査計画及び実施 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。以下「規則」という。）第 3 条第 1 項に基づき検査を実施するため、次年度開始までに検査計画を策定する。</p> <p>3.1 日常検査の検査計画 日常検査の検査計画は、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が法第 57 条の 8 で規定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。）の安全活動の状況に応じて原子力規制検査等実施要領（以下「実施要領」という。）「3.1 検査計画」に基づき策定する。 原子力施設ごと（原則として事業の許可又は指定の単位、原子炉設置者の場合は原子炉の単位）の</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>各年度におけるサンプル数は、本庁担当部門が総合評定の結果等を踏まえて調整し、周知されるため、事務所は、決められたサンプル数を確認し、適切に配分する必要がある。</p> <p>プラントの起動停止等で通常の勤務時間帯では対応できない検査対象については、原子力検査官の体制を十分に考慮して計画することが必要である。事務所が専門知識を有する原子力検査官の支援を必要とする検査を計画する際は、関係する本庁担当部門に派遣要請を行う。また、検査計画は、チーム検査の実施時期を確認した上で策定し、適切な対応ができるようにする。</p> <p>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 条に規定する核燃料物質を取り扱わない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。）については、その年度に検査対象とする非該当使用者等を本庁担当部門が前年度に決定し、関係する事務所と共有する。</p> <p>原子力施設の運転計画や事業者の安全活動計画の変更が発生した場合は、その都度、検査計画を適切に変更する。</p> <p>なお、核物質防護は、日常検査の対象外である。</p> <p>3.2 チーム検査の検査計画</p> <p>チーム検査については、本庁担当部門が、実施要領「3.1 検査計画」並びに各検査運用ガイドに定められた検査頻度及びサンプル数に基づき、検査計画を策定する。</p> <p>本庁担当部門は、計画したチーム検査項目に従い、検査ごとの詳細な計画を策定するとともにチーム長及びチーム員を選定し、関係する事務所に共有する。</p> <p>各チーム長は、関係事務所及び検査対象の事業者チーム検査の日程、体制等を連絡して、検査が適切に行えるよう調整を行う。</p> <p>3.3 検査の実施</p> <p>日常検査及びチーム検査において、検査気付き事項が確認された場合は、スクリーニングを実施し、全ての検査指摘事項について、その理由とともに本庁担当部門に連絡する。原子力検査官は、検査指摘事項が「緑」又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応なし）」の判断を行うとともに、並行して深刻度が「SLIV（通知なし）」までの評価を行う。</p> <p>4 検査報告</p> <p>法第 61 条の 2 の 2 第 2 項及び規則第 3 条第 1 項に基づき検査を実施し、報告書を作成する。</p> <p>報告書は、実施要領「3.3 検査報告書の作成」に基づき作成することとし、事務所は四半期の検査終了後、日常検査及びチーム検査の結果を取りまとめて作成する。チーム検査結果は、検査チームが作成して関係する事務所と共有する。</p> <p>なお、核燃料施設等の検査に係る報告書については、1 つの事業者が複数の事業の許可又は指定を受けている場合であつて、複数の施設の運転を 1 つの事業所で行っている場合には、複数の検査結果を取りまとめて報告書を作成することができる。例えば、同一事業所内に設置された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、まとめて報告書を作成することができる。</p> <p>本庁担当部門が実施した非該当使用者等の検査については、当該本庁担当部門が報告書を作成する。事</p>	<p>各年度におけるサンプル数は、本庁担当部門が総合評定の結果等を踏まえて調整し、周知されるため、事務所は、決められたサンプル数を確認し、適切に配分する必要がある。</p> <p>プラントの起動停止等で通常の勤務時間帯では対応できない検査対象については、原子力検査官の体制を十分に考慮して計画することが必要である。事務所が専門知識を有する原子力検査官の支援を必要とする検査を計画する際は、関係する本庁担当部門に派遣要請を行う。また、検査計画は、チーム検査の実施時期を確認した上で策定し、適切な対応ができるようにする。</p> <p>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 条に規定する核燃料物質を取り扱わない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。）については、その年度に検査対象とする非該当使用者等を本庁担当部門が前年度に決定し、関係する事務所と共有する。</p> <p>原子力施設の運転計画や事業者の安全活動計画の変更が発生した場合は、その都度、検査計画を適切に変更する。</p> <p>なお、核物質防護は、日常検査の対象外である。</p> <p>3.2 チーム検査の検査計画</p> <p>チーム検査については、本庁担当部門が、実施要領「3.1 検査計画」並びに各検査運用ガイドに定められた検査頻度及びサンプル数に基づき、検査計画を策定する。</p> <p>本庁担当部門は、計画したチーム検査項目に従い、検査ごとの詳細な計画を策定するとともにチーム長及びチーム員を選定し、関係する事務所に共有する。</p> <p>各チーム長は、関係事務所及び検査対象の事業者チーム検査の日程、体制等を連絡して、検査が適切に行えるよう調整を行う。</p> <p>3.3 検査の実施</p> <p>日常検査及びチーム検査において、検査気付き事項が確認された場合は、スクリーニングを実施し、全ての検査指摘事項について、その理由とともに本庁担当部門に連絡する。原子力検査官は、検査指摘事項が「緑」又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応なし）」の判断を行うとともに、並行して深刻度が「SLIV（通知なし）」までの評価を行う。</p> <p>4 検査報告</p> <p>法第 61 条の 2 の 2 第 2 項及び規則第 3 条第 1 項に基づき検査を実施し、検査報告書を作成する。</p> <p>検査報告書は、実施要領「3.3 検査報告書の作成」に基づき作成することとし、事務所は四半期の検査終了後、日常検査及びチーム検査の結果を取りまとめて作成する。チーム検査結果は、検査チームが作成して関係する事務所と共有する。</p> <p>なお、核燃料施設等の検査に係る検査報告書については、1 つの事業者が複数の事業の許可又は指定を受けている場合であつて、複数の施設の運転を 1 つの事業所で行っている場合には、複数の検査結果を取りまとめて検査報告書を作成することができる。例えば、同一事業所内に設置された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、まとめて報告書を作成することができる。</p> <p>本庁担当部門が実施した非該当使用者等の検査については、当該本庁担当部門が報告書を作成する。事</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	---

務所が非該当使用者等に係る検査を実施した場合は、非該当使用者等の本庁担当部門にも報告する。

法定確認行為等に係るチーム検査結果については、検査チームが報告書を作成して関係する事務所と共有する。

事務所又は検査チームは、締めくり会議等で事業者と事実確認を実施、完了した上で、検査指摘事項が「緑」又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応なし）」若しくは深刻度が「SLIV（通知なし）」と評価した場合、報告書に記載する。

本庁担当部門が規制措置において、違反等通知を必要とすると判定した場合には、本庁担当部門が違反等通知文を作成し、原子力規制委員会に諮った上で事業者へ通知するとともに関係する事務所又はチーム検査官に連絡する。

検査指摘事項が「緑」を超える又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応あり）」の場合は、報告書を確定する前に「GI0009 安全重要度評価等に係る事務手順運用ガイド」に定めるとおり、本庁担当部門が事業者へ通知するとともに関係する事務所に連絡する。

検査が継続している事項については、締めくり会議等において事業者と事実確認を行う。

5 その他

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。

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。

5.3 報告書の公表

本庁担当部門は、検査指摘事項が「緑」又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応なし）」であり、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、報告書の案については、ホームページ掲載により事業者へ開示し、当該事業者が事実誤認等に関する意見等の陳述を希望する場合は、書面又は公開の場で意見等を聴取する。

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。

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。

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

務所が非該当使用者等に係る検査を実施した場合は、非該当使用者等の本庁担当部門にも報告する。

法定確認行為等に係るチーム検査結果については、検査チームが報告書を作成して関係する事務所と共有する。

事務所又は検査チームは、締めくり会議等で事業者と事実確認を実施、完了した上で、検査指摘事項が「緑」又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応なし）」若しくは深刻度が「SLIV（通知なし）」と評価した場合、報告書に記載する。

本庁担当部門が規制措置において、違反等通知を必要とすると判定した場合には、本庁担当部門が違反等通知文を作成し、原子力規制委員会に諮った上で事業者へ通知するとともに関係する事務所又はチーム検査官に連絡する。

検査指摘事項が「緑」を超える又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応あり）」の場合は、報告書を確定する前に「GI0009 安全重要度評価等に係る事務手順運用ガイド」に定めるとおり、本庁担当部門が事業者へ通知するとともに関係する事務所に連絡する。

検査が継続している事項については、締めくり会議等において事業者と事実確認を行う。

5 その他

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。

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。

5.3 報告書の公表

本庁担当部門は、検査指摘事項が「緑」又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応なし）」であり、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。

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。

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。

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

運用の明確化
 ・検査報告書案に対して、事業者からの意見を聴取する手続を明確化

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

別添1 事業所（施設）名及び記号

事業所（施設）名及び記号を別添1として示す。

別添2 原子力規制検査報告書様式

報告書の様式を別添2として示す。

別添3 原子力規制検査報告書記載要領

報告書の記載要領を別添3として示す。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/1	施行	
1		○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	
<u>2</u>		○運用の明確化 ①報告書の案に対して、事業者からの意見を聴取する手続を明確化（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	

別添1 事業所（施設）名及び記号

【実用発電用原子炉施設】

事業所（施設）	記号
泊発電所	J01
東北電力株式会社 東通原子力発電所	J02

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

別添1 事業所（施設）名及び記号

事業所（施設）名及び記号を別添1として示す。

別添2 原子力規制検査報告書様式

報告書の様式を別添2として示す。

別添3 原子力規制検査報告書記載要領

報告書の記載要領を別添3として示す。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/1	施行	
1	2021	○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	

(新設)

別添1 事業所（施設）名及び記号

【実用発電用原子炉施設】

事業所（施設）	記号
泊発電所	J01
東北電力株式会社 東通原子力発電所	J02

改正に伴う修正

東京電力ホールディングス株式会社 東通原子力発電所	J03
女川原子力発電所	J04
柏崎刈羽原子力発電所	J05
福島第二原子力発電所	J06
東海発電所	J07
東海第二発電所	J08
浜岡原子力発電所	J09
志賀原子力発電所	J10
敦賀発電所	J11
美浜発電所	J12
大飯発電所	J13
高浜発電所	J14
島根原子力発電所	J15
伊方発電所	J16
玄海原子力発電所	J17
川内原子力発電所	J18
大間建設所	J19
原子力発電所（その他）	J20

【核燃料施設等】

事業所（施設）	記号
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構	
高速増殖原型炉もんじゅ	K01
新型転換炉原型炉ふげん	K02
大洗研究所	K03
原子力科学研究所	K04
核燃料サイクル工学研究所	K05
人形峠環境技術センター	K06
青森研究開発センター	K07
日本原燃株式会社	
再処理事業所	K08
濃縮・埋設事業所	K09
原子燃料工業株式会社	
熊取事業所	K10
東海事業所	K11
三菱原子燃料株式会社	K12
株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	K13
国立大学法人京都大学複合原子力科学研究所	K14

東京電力ホールディングス株式会社 東通原子力発電所	J03
女川原子力発電所	J04
柏崎刈羽原子力発電所	J05
福島第二原子力発電所	J06
東海発電所	J07
東海第二発電所	J08
浜岡原子力発電所	J09
志賀原子力発電所	J10
敦賀発電所	J11
美浜発電所	J12
大飯発電所	J13
高浜発電所	J14
島根原子力発電所	J15
伊方発電所	J16
玄海原子力発電所	J17
川内原子力発電所	J18
大間建設所	J19
原子力発電所（その他）	J20

【核燃料施設等】

事業所（施設）	記号
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構	
高速増殖原型炉もんじゅ	K01
新型転換炉原型炉ふげん	K02
大洗研究所	K03
原子力科学研究所	K04
核燃料サイクル工学研究所	K05
人形峠環境技術センター	K06
青森研究開発センター	K07
日本原燃株式会社	
再処理事業所	K08
濃縮・埋設事業所	K09
原子燃料工業株式会社	
熊取事業所	K10
東海事業所	K11
三菱原子燃料株式会社	K12
株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	K13
国立大学法人京都大学複合原子力科学研究所	K14

リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センター	K15
東芝エネルギーシステムズ株式会社	K16
学校法人近畿大学原子力研究所	K17
国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻	K18
学校法人五島育英会東京都市大学原子力研究所	K19
株式会社日立製作所王禅寺センタ	K20
学校法人立教学院立教大学原子力研究所	K21
ニュークリア・デベロップメント株式会社	K22
日本核燃料開発株式会社	K23
公益財団法人核物質管理センター	
六ヶ所保障措置センター	K24
東海保障措置センター	K25
核燃料施設等（その他）	K26

別添 2 原子力規制検査報告書様式

〇〇株式会社□〇〇発電所
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関するもの）

令和〇年〇月
原子力規制委員会

リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センター	K15
東芝エネルギーシステムズ株式会社	K16
学校法人近畿大学原子力研究所	K17
国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻	K18
学校法人五島育英会東京都市大学原子力研究所	K19
株式会社日立製作所王禅寺センタ	K20
学校法人立教学院立教大学原子力研究所	K21
ニュークリア・デベロップメント株式会社	K22
日本核燃料開発株式会社	K23
公益財団法人核物質管理センター	
六ヶ所保障措置センター	K24
東海保障措置センター	K25
核燃料施設等（その他）	K26

別添 2 原子力規制検査報告書様式

〇〇株式会社□〇〇発電所
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関するもの）

令和〇年〇月
原子力規制委員会

目次

1. 実施概要
 2. 運転等の状況
 3. 検査結果
 4. 検査内容
 5. 確認資料
 別添1 指摘事項の詳細
 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.....

1. 実施概要
 (1)事業者名:
 (2)事業所名:
 (3)検査実施期間:
 (4)検査実施者:
 検査補助者:
 重要度等評価者:

2. 運転等の状況

号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況

3. 検査結果

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(又は使用者)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。

第〇四半期は、以下のとおりである。

3.1 検査指摘事項

目次

1. 実施概要
 2. 運転等の状況
 3. 検査結果
 4. 検査内容
 5. 確認資料
 別添1 指摘事項の詳細
 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.....

1. 実施概要
 (1)事業者名:
 (2)事業所名:
 (3)検査実施期間:
 (4)検査実施者:
 検査補助者:
 重要度等評価者:

2. 運転等の状況

号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況

3. 検査結果

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(又は使用者)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。

第〇四半期は、以下のとおりである。

3.1 検査指摘事項

重要度及び規制措置が確定した検査指摘事項は、以下のとおりである。
詳細は、別添1参照

(1)

件名	
検査運用ガイド	
概要	
重要度／深刻度	

3.2 未決事項

重要度及び規制措置が未決定である指摘事項は、以下のとおりである。

(1)

件名	
検査運用ガイド	
確認された指摘事項	
確認年月日	
整理番号	

3.3 検査継続案件

検査でパフォーマンスの劣化が確認された(その可能性があるものを含む)が、検査期間内にその事実関係が十分に確認できなかったために、検査を継続している事案は、以下のとおりである。

(1)

件名	
検査運用ガイド	
<u>事象の概要</u>	

4. 検査内容

4.1 日常検査

- (1)ガイド名
検査項目
検査対象

4.2 チーム検査

- (1)ガイド名
検査項目
検査対象

重要度及び規制措置が確定した検査指摘事項は、以下のとおりである。
詳細は、別添1参照

(1)

件名	
検査運用ガイド	
概要	
重要度／深刻度	

3.2 未決事項

重要度及び規制措置が未決定である指摘事項は、以下のとおりである。

(1)

件名	
検査運用ガイド	
確認された指摘事項	
確認年月日	
整理番号	

3.3 検査継続案件

検査でパフォーマンスの劣化が確認されたが、検査期間内にその事実関係が十分に確認できなかったために、確認を継続している事案は、以下のとおりである。

(1)

件名	
検査運用ガイド	
<u>確認されたパフォーマンス劣化</u>	
<u>確認年月日</u>	

4. 検査内容

4.1 日常検査

- (1)ガイド名
検査項目
検査対象

4.2 チーム検査

- (1)ガイド名
検査項目
検査対象

運用の明確化
・検査継続案件として報告書に記載する事案の明確化

5. 確認資料

5.1 日常検査

- (1) ガイド名
 - 検査項目
 - 検査対象
 - 資料名

5.2 チーム検査

- (1) ガイド名
 - 検査項目
 - 検査対象
 - 資料名

別添1 指摘事項の詳細

(1)

件名	
監視領域(小分類)	
検査運用ガイド 検査項目 検査対象	
指摘事項の重要度/ 深刻度	
指摘事項等の概要	
事象の説明	
指摘事項の重要度評 価等	
規制措置	
指摘年月日 整理番号	

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

改善措置活動の実効 性	
他施設における運転 経験及び知見の活用	
マネジメントレビュー等 の自己評価及び監査	
安全文化の育成と維 持に関する活動	

5. 確認資料

5.1 日常検査

- (1) ガイド名
 - 検査項目
 - 検査対象
 - 資料名

5.2 チーム検査

- (1) ガイド名
 - 検査項目
 - 検査対象
 - 資料名

別添1 指摘事項の詳細

(1)

件名	
監視領域(小分類)	
検査運用ガイド 検査項目 検査対象	
指摘事項の重要度/ 深刻度	
指摘事項等の概要	
事象の説明	
指摘事項の重要度評 価等	
規制措置	
指摘年月日 整理番号	

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

改善措置活動の実効 性	
他施設における運転 経験及び知見の活用	
マネジメントレビュー等 の自己評価及び監査	
安全文化の育成と維 持に関する活動	

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関するもの)³

令和〇年〇月

原子力規制委員会

-
- 1 株式会社と発電所名の間は一字空ける。
2 使用者の検査を実施した場合には「使用者名と施設名」を記載する。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。
3 表紙に使用するフォントは「MS UI Gothic」標準 20.0 ポイント（但し、本箇所のみ 16.0 ポイント）とする。

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関するもの)³

令和〇年〇月

原子力規制委員会

-
- 1 株式会社と発電所名の間は一字空ける。
2 使用者の検査を実施した場合には「使用者名と施設名」を記載する。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。
3 表紙に使用するフォントは「MS UI Gothic」標準 20.0 ポイント（但し、本箇所のみ 16.0 ポイント）とする。

目次⁴

1. 実施概要.....	1
2. 運転等の状況.....	2
3. 検査結果.....	3
4. 検査内容.....	4
5. 確認資料.....	7
別添1 指摘事項の詳細.....	別添 1-1
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.....	別添 2-1

⁴ 報告書に使用するフォントは、「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイントとする。

目次⁴

1. 実施概要.....	1
2. 運転等の状況.....	2
3. 検査結果.....	3
4. 検査内容.....	4
5. 確認資料.....	7
別添1 指摘事項の詳細.....	別添 1-1
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.....	別添 2-1

⁴ 報告書に使用するフォントは、「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイントとする。

1. 実施概要

(1) 事業者名⁵: ○○株式会社

(2) 事業所名⁶: ○○発電所及び本店

(3) 検査実施期間⁷: 令和○年○月○日～令和○年○月○日

(4) 検査実施者⁸: ○○原子力規制事務所

○○ ○○

○○ ○○

○○ ○○

○○ ○○

原子力規制部検査グループ実用炉監視部門

○○ ○○

検査補助者⁹: ○○原子力規制事務所

○○ ○○

重要度等評価者¹⁰: 原子力規制部検査グループ検査監督総括課検査評価室

○○ ○○

5 設置許可申請書等に記載されている名称とする。

6 発電所名等を正式名称で記載する。また、施設を判別する必要がある場合には施設名まで記載する。なお、本店、事業本部等で実施した場合には追加して記載する。

7 検査実施期間は、締めくり会議日にかかわらず、各四半期の初日及び最終日を記載する。ただし、非該当使用者等に係る検査については、その実施日を記載する。

8 原子力検査官として期間中に検査に参加した者を部門別に記載する。

9 検査補助者は、原子力検査官以外の者（原子力防災専門官、上席放射線防災専門官等）を記載する。

10 重要度等評価者は、評価が「白」以上または「規制対応あり」となった場合、担当した本庁検査評価室員を記載する。

1. 実施概要

(1) 事業者名⁵: ○○株式会社

(2) 事業所名⁶: ○○発電所及び本店

(3) 検査実施期間⁷: 令和○年○月○日～令和○年○月○日

(4) 検査実施者⁸: ○○原子力規制事務所

○○ ○○

○○ ○○

○○ ○○

○○ ○○

原子力規制部検査グループ実用炉監視部門

○○ ○○

検査補助者⁹: ○○原子力規制事務所

○○ ○○

重要度等評価者¹⁰: 原子力規制部検査グループ検査監督総括課検査評価室

○○ ○○

5 設置許可申請書等に記載されている名称とする。

6 発電所名等を正式名称で記載する。また、施設を判別する必要がある場合には施設名まで記載する。なお、本店、事業本部等で実施した場合には追加して記載する。

7 検査実施期間は、締めくり会議日にかかわらず、各四半期の初日及び最終日を記載する。ただし、非該当使用者等に係る検査については、その実施日を記載する。

8 原子力検査官として期間中に検査に参加した者を部門別に記載する。

9 検査補助者は、原子力検査官以外の者（原子力防災専門官、上席放射線防災専門官等）を記載する。

10 重要度等評価者は、評価が「白」以上または「規制対応あり」となった場合、担当した本庁検査評価室員を記載する。

2. 運転等の状況

号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況 ¹¹
1号機	57.9	廃止措置中(使用済燃料搬出済み) ¹²
2号機	91.2	停止中
3号機	91.2	運転中
4号機	91.2	停止中(○月○日発電停止) ¹³
5号機	91.2	運転中(○月○日発電開始)
6号機	130.0	建設中(○月○日設置許可) ¹⁴

2. 運転等の状況

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

- 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。
- 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。
- 13 停止は解列日、運転(発電開始)は並列日とする。
- 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。
- 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

2. 運転等の状況

号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況 ¹¹
1号機	57.9	廃止措置中(使用済燃料搬出済み) ¹²
2号機	91.2	停止中
3号機	91.2	運転中
4号機	91.2	停止中(○月○日発電停止) ¹³
5号機	91.2	運転中(○月○日発電開始)
6号機	130.0	建設中(○月○日設置許可) ¹⁴

2. 運転等の状況

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

- 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。
- 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。
- 13 停止は解列日、運転(発電開始)は並列日とする。
- 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。
- 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

3. 検査結果

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(又は使用者)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。

第〇四半期の結果は、以下のとおりである。

3.1 検査指摘事項¹⁶

重要度及び規制措置が確定した検査指摘事項は、以下のとおりである。

詳細は、別添1参照

(1)¹⁷〇〇発電所〇号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止

件名 ¹⁸	〇〇発電所〇号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止
検査運用ガイド ¹⁹	BM0110 作業管理
概要 ²⁰	安全系母線の点検に関する配線接続作業中誤って作業対象ではない端子に配線を接続したことにより、供用中の4-3C母線電圧検出回路のヒューズが溶断した。この結果、4-3C母線から給電されている燃料ピット冷却系等の設備が停止した。
重要度/深刻度	緑/SLIV(通知なし ²¹)

16 指摘事項が認められなかった場合は、「指摘事項なし」と記載する。

17 指摘事項は、指摘事項毎に番号を付する。(以下、「未決事項」「検査継続案件」も同様)

18 指摘事項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。

19 検査運用ガイドの管理番号及び名称を記載する。(以下、「未決事項」「検査継続案件」も同様)

20 概要を4~5行で記載する。

21 通知なし：本庁による法令違反又はそれに準ずる事業者の行為の通知文書なし

通知あり：本庁による法令違反又はそれに準ずる事業者の行為の通知文書あり

3. 検査結果

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(又は使用者)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。

第〇四半期の結果は、以下のとおりである。

3.1 検査指摘事項¹⁶

重要度及び規制措置が確定した検査指摘事項は、以下のとおりである。

詳細は、別添1参照

(1)¹⁷〇〇発電所〇号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止

件名 ¹⁸	〇〇発電所〇号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止
検査運用ガイド ¹⁹	BM0110 作業管理
概要 ²⁰	安全系母線の点検に関する配線接続作業中誤って作業対象ではない端子に配線を接続したことにより、供用中の4-3C母線電圧検出回路のヒューズが溶断した。この結果、4-3C母線から給電されている燃料ピット冷却系等の設備が停止した。
重要度/深刻度	緑/SLIV(通知なし ²¹)

16 指摘事項が認められなかった場合は、「指摘事項なし」と記載する。

17 指摘事項は、指摘事項毎に番号を付する。(以下、「未決事項」「検査継続案件」も同様)

18 指摘事項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。

19 検査運用ガイドの管理番号及び名称を記載する。(以下、「未決事項」「検査継続案件」も同様)

20 概要を4~5行で記載する。

21 通知なし：本庁による法令違反又はそれに準ずる事業者の行為の通知文書なし

通知あり：本庁による法令違反又はそれに準ずる事業者の行為の通知文書あり

3.2 未決事項²²

重要度及び規制措置が未決定である指摘事項は、以下のとおりである。

(1)

件名	〇〇〇〇
検査運用ガイド	BM0110 作業管理
確認された指摘事項	〇〇〇〇
確認年月日 ²³	令和〇年〇月〇日
整理番号 ²⁴	Jxx-xxxxxx-xx

3.3 検査継続案件²⁵

検査でパフォーマンスの劣化が確認された(その可能性があるものを含む)が、検査期間内にその事実関係が十分に確認できなかったために、検査を継続している事案は、以下のとおりである。²⁶

(1)

件名	<u>〇〇室における廃棄物容器からの火災について</u>
検査運用ガイド	<u>BE0020 火災防護</u>
事象の概要	<u>令和〇〇年〇〇月〇〇日、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。</u>

なお、令和〇年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を実施した結果、指摘事項に該当しないと判断した。²⁷

22 未決事項がない場合は、「なし」と記載する。

23 事務所等が指摘事項を確認した年月日とする。

24 整理番号は、「事業所（施設）記号（別添1）－確定年月－件数（2桁表示）」とする。

25 検査継続案件がない場合は、「なし」と記載する。

26 「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) 事案がある場合であって、締めくり会議等でその旨を事業者へ伝え、当該事案については継続して検査をおこなうもの。

(削る)

27 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、指摘事項に該当しないことが確認された案件について記載する。

3.2 未決事項²²

重要度及び規制措置が未決定である指摘事項は、以下のとおりである。

(1)

件名	〇〇〇〇
検査運用ガイド	BM0110 作業管理
確認された指摘事項	〇〇〇〇
確認年月日 ²³	令和〇年〇月〇日
整理番号 ²⁴	Jxx-xxxxxx-xx

3.3 検査継続案件²⁵

検査でパフォーマンスの劣化が確認されたが、検査期間内にその事実関係が十分に確認できなかったために、確認を継続している事案は、以下のとおりである。²⁶

(1)

件名	<u>〇〇〇</u>
検査運用ガイド	<u>BM0110 作業管理</u>
確認されたパフォーマンス劣化	<u>〇〇〇〇</u>
<u>確認</u> 年月日 ²⁷	令和〇〇年〇〇月〇〇日

なお、令和〇年〇月〇日にパフォーマンス劣化を確認した検査継続案件「〇〇〇」については、検査による事実確認等を実施した結果、指摘事項に該当しないと判断した。²⁸

22 未決事項がない場合は、「なし」と記載する。

23 事務所等が指摘事項を確認した年月日とする。

24 整理番号は、「事業所（施設）記号（別添1）－確定年月－件数（2桁表示）」とする。

25 検査継続案件がない場合は、「なし」と記載する。

26 「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、検査指摘事項に該当するか判断できない事案がある場合であって、一旦締めくり会議でその旨を事業者へ伝えているもの。

27 事務所等でパフォーマンス劣化を確認した年月日を記載する。

28 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、指摘事項に該当しないことが確認された案件について記載する。

運用の明確化
・検査継続案件として報告書に記載する事案の明確化

4. 検査内容

4.1 日常検査²⁸

(1)BO1020 設備の系統構成

検査項目 標準的系統構成²⁹

検査対象^{30 31 32}

- 1)○号機化学体積制御系統(指摘事項あり)³³
- 2)○号機余熱除去系統

検査項目 包括的系統構成³⁴

検査対象

- 1)○号機原子炉補機冷却海水系統
- 2)○号機補助給水系統

(2)BO1030 原子炉起動・停止

検査項目 原子炉起動停止³⁵

検査対象

- 1)○号機 原子炉の起動操作に係る準備
- 2)○号機 原子炉の起動操作

(3)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用検査項目³⁶

検査項目 半期検査

検査対象

- 1)不適合の傾向分析

²⁸ サンプル数の最小単位である1サンプルに対して、検査が終了した日に該当する四半期の報告書に当該検査結果を記載する。

²⁹ 検査項目は、各検査運用ガイドの別紙「検査要件まとめ表」に掲載されているものを記載する。

³⁰ 検査対象等に原子力略語を極力使用しない。例)×DG→○非常用ディーゼル発電機

³¹ 検査項目に対して、適切な検査対象名となるように記載する。

³² 検査対象である対象施設とサンプル数が原則一致するように記載する。

³³ 検査対象に指摘事項があった場合、「指摘事項あり」を検査名に続けて括弧書きで記載する。なお、「未決事項」「検査継続案件」の場合は記載しない。

³⁴ 検査項目が複数となる場合、並列して記載する。

³⁵ 原子炉起動停止については、検査が長期に渡る可能性があるため、各検査対象が終了した四半期の報告書に記載する。ただし、サンプル数の計上は、検査がすべて終了した日の四半期に行う。

³⁶ 日常観察について、指摘事項がない場合は日常検査の項目への記載はしない。

4. 検査内容

4.1 日常検査²⁹

(1)BO1020 設備の系統構成

検査項目 標準的系統構成³⁰

検査対象^{31 32 33}

- 1)○号機化学体積制御系統(指摘事項あり)³⁴
- 2)○号機余熱除去系統

検査項目 包括的系統構成³⁵

検査対象

- 1)○号機原子炉補機冷却海水系統
- 2)○号機補助給水系統

(2)BO1030 原子炉起動停止

検査項目 原子炉起動停止³⁶

検査対象

- 1)○号機 原子炉の起動操作に係る準備
- 2)○号機 原子炉の起動操作

(3)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用検査項目³⁷

検査項目 半期検査

検査対象

- 1)不適合の傾向分析

²⁹ サンプル数の最小単位である1サンプルに対して、検査が終了した日に該当する四半期の検査結果報告書に当該検査結果を記載する。

³⁰ 検査項目は、各検査運用ガイドの別紙「検査要件まとめ表」に掲載されているものを記載する。

³¹ 検査対象等に原子力略語を極力使用しない。例)×DG→○非常用ディーゼル発電機

³² 検査項目に対して、適切な検査対象名となるように記載する。

³³ 検査対象である対象施設とサンプル数が原則一致するように記載する。

³⁴ 検査対象に指摘事項があった場合、「指摘事項あり」を検査名に続けて括弧書きで記載する。なお、「未決事項」「検査継続案件」の場合は記載しない。

³⁵ 検査項目が複数となる場合、並列して記載する。

³⁶ 原子炉起動停止については、検査が長期に渡る可能性があるため、各検査対象が終了した四半期の報告書に記載する。ただし、サンプル数の計上は、検査がすべて終了した日の四半期に行う。

³⁷ 日常観察について、指摘事項がない場合は日常検査の項目への記載はしない。

<p>(4)BQ0040 安全実績指標の検証³⁷ 検査項目 安全実績指標の検証 検査対象 1)〇～〇号機³⁸〇〇発電所 〇〇年度第〇四半期の安全実績指標(PI)</p> <p>(5)BQ0050 事象発生時の初動対応 検査項目 事象発生時の初動対応 検査対象 1)〇号機 〇〇に係る運転上の制限逸脱時の対応状況(LCO 逸脱発生)³⁹</p> <p>(6)BZ2010 非該当使用者等 検査項目 非該当使用者等 検査対象 1)放射線源貯蔵施設</p> <p>4.2 チーム検査⁴⁰ (1)BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング 検査項目 放射線被ばく評価及び個人モニタリング 検査対象 1)令和〇年度の放射線業務従事者の線量分布 2)〇号機高線量配管の線量評価及び遮へい</p> <p>(2)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用 検査項目 年次検査 検査対象 1)改善措置活動の実効性、他施設における運転経験及び知見の活用、マネジメントレビュー等の自己評価及び監査、安全文化の育成と維持に関する活動 検査内容の詳細は、別添2参照</p> <hr/> <p>³⁷四半期毎に事業者から提出があるが、検査を行った場合に記載する。 ³⁸複数号機検査を行った場合はまとめて1件(1サンプル)とする。 ³⁹検査対象の選定理由として特別な理由があった場合には、その理由(例 選定理由:LCO(運転上の制限)の逸脱発生、異常事象発生等)を検査対象名に続けて括弧書きで記載する。また、当該検査対象に指摘事項があった場合には、その旨(指摘事項あり)を検査対象名に続けて括弧書きで記載する。 ⁴⁰チーム検査を実施していない場合、「なし」と記載する。</p>	<p>(4)BQ0040 安全実績指標の検証³⁸ 検査項目 安全実績指標の検証 検査対象 1)〇～〇号機³⁹〇〇発電所 〇〇年度第〇四半期の安全実績指標(PI)</p> <p>(5)BQ0050 事象発生時の初動対応 検査項目 事象発生時の初動対応 検査対象 1)〇号機 〇〇に係る運転上の制限逸脱時の対応状況(LCO 逸脱発生)⁴⁰</p> <p>(6)BZ2010 非該当使用者等 検査項目 非該当使用者等 検査対象 1)放射線源貯蔵施設</p> <p>4.2 チーム検査⁴¹ (1)BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング 検査項目 放射線被ばく評価及び個人モニタリング 検査対象 1)令和〇年度の放射線業務従事者の線量分布 2)〇号機高線量配管の線量評価及び遮へい</p> <p>(2)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用 検査項目 年次検査 検査対象 1)改善措置活動の実効性、他施設における運転経験及び知見の活用、マネジメントレビュー等の自己評価及び監査、安全文化の育成と維持に関する活動 検査内容の詳細は、別添2参照</p> <hr/> <p>³⁸四半期毎に事業者から提出があるが、検査を行った場合に記載する。 ³⁹複数号機検査を行った場合はまとめて1件(1サンプル)とする。 ⁴⁰検査対象の選定理由として特別な理由があった場合には、その理由(例 選定理由:LCO(運転上の制限)の逸脱発生、異常事象発生等)を検査対象名に続けて括弧書きで記載する。また、当該検査対象に指摘事項があった場合には、その旨(指摘事項あり)を検査対象名に続けて括弧書きで記載する。 ⁴¹チーム検査を実施していない場合、「なし」と記載する。</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
--	--	-------------------------------------

5. 確認資料

5.1 日常検査

(1)BO1020 設備の系統構成

検査項目 標準的系統構成

検査対象

- 1)〇号機化学体積制御系統(指摘事項あり)

資料名 ^{41 42 43}

・〇〇〇

- 2)〇号機余熱除去系統

資料名

・〇〇〇

検査項目 包括的系統構成

検査対象

- 1)〇号機原子炉補機冷却海水系統

資料名

・〇〇〇

- 2)〇号機補助給水系統

資料名

・〇〇〇

(2)BO1030 原子炉⁴¹起動・⁴²停止

検査項目 原子炉起動停止

検査対象

- 1)〇号機 原子炉の起動操作に係る準備

資料名 ※

・〇〇〇

- 2)〇号機 原子炉の起動操作

資料名

・〇〇〇

⁴¹ 確認資料がない場合、「資料なし」と記載する。

⁴² 確認資料のうち、記録関係についてはトレースできる情報(日付等)を記載する。

例)〇〇発電所不適合管理表(2020年〇月〇日~〇月〇日分)

要領書、手順書等は最新のものを使用していることを確認しているという前提で、改訂番号等は記載しなくても良い。

⁴³ 許認可図書や保安規定など、既に規制庁に提出されており検査において確実に確認する書類については記載しなくても良い。

5. 確認資料

5.1 日常検査

(1)BO1020 設備の系統構成

検査項目 標準的系統構成

検査対象

- 1)〇号機化学体積制御系統(指摘事項あり)

資料名 ^{42 43 44}

・〇〇〇

- 2)〇号機余熱除去系統

資料名

・〇〇〇

検査項目 包括的系統構成

検査対象

- 1)〇号機原子炉補機冷却海水系統

資料名

・〇〇〇

- 2)〇号機補助給水系統

資料名

・〇〇〇

(2)BO1030 原子炉⁴²起動⁴³停止

検査項目 原子炉起動停止

検査対象

- 1)〇号機 原子炉の起動操作に係る準備

資料名 ※

・〇〇〇

- 2)〇号機 原子炉の起動操作

資料名

・〇〇〇

⁴² 確認資料がない場合、「資料なし」と記載する。

⁴³ 確認資料のうち、記録関係についてはトレースできる情報(日付等)を記載する。

例)〇〇発電所不適合管理表(2020年〇月〇日~〇月〇日分)

要領書、手順書等は最新のものを使用していることを確認しているという前提で、改訂番号等は記載しなくても良い。

⁴⁴ 許認可図書や保安規定など、既に規制庁に提出されており検査において確実に確認する書類については記載しなくても良い。

<p>(3)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用 検査項目 半期検査 検査対象 1)不適合の傾向分析 資料名 ・〇〇〇</p> <p>(4)BQ0050 事象発生時の初動対応 検査項目 事象発生時の初動対応 検査対象 1)〇号機 〇〇に係る運転上の制限逸脱時の対応状況(LCO 逸脱発生) 資料名 ・〇〇〇</p> <p>(5)BZ2010 非該当使用者等 検査項目 非該当使用者等 検査対象 1)放射線源貯蔵施設 資料名 ・〇〇〇</p> <p>5.2 チーム検査⁴⁴ (1)BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング 検査項目 放射線被ばく評価及び個人モニタリング 検査対象 1)令和〇年度の放射線業務従事者の線量分布 資料名 ・被ばく線量集計及び放射線作業計画に関する情報提示 (〇/〇/〇) 2)〇号機高線量配管の線量評価及び遮へい 資料名 ・〇号機 全域サーベイ測定記録(〇月) ・〇号機 燃料プール冷却浄化系配管計装線図</p> <hr/> <p>⁴⁴ チーム検査を実施していない場合、「なし」と記載する。</p>	<p>(3)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用 検査項目 半期検査 検査対象 1)不適合の傾向分析 資料名 ・〇〇〇</p> <p>(4)BQ0050 事象発生時の初動対応 検査項目 事象発生時の初動対応 検査対象 1)〇号機 〇〇に係る運転上の制限逸脱時の対応状況(LCO 逸脱発生) 資料名 ・〇〇〇</p> <p>(5)BZ2010 非該当使用者等 検査項目 非該当使用者等 検査対象 1)放射線源貯蔵施設 資料名 ・〇〇〇</p> <p>5.2 チーム検査⁴⁵ (1)BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング 検査項目 放射線被ばく評価及び個人モニタリング 検査対象 1)令和〇年度の放射線業務従事者の線量分布 資料名 ・被ばく線量集計及び放射線作業計画に関する情報提示 (〇/〇/〇) 2)〇号機高線量配管の線量評価及び遮へい 資料名 ・〇号機 全域サーベイ測定記録(〇月) ・〇号機 燃料プール冷却浄化系配管計装線図</p> <hr/> <p>⁴⁵ チーム検査を実施していない場合、「なし」と記載する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	-------------------

<p>(2)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用</p> <p>検査項目 年次検査</p> <p>検査対象</p> <p>1)改善措置活動の実効性、他施設における運転経験及び知見の活用、マネジメントレビュー等の自己評価及び監査、安全文化の育成と維持に関する活動</p> <p>資料名</p> <p>・〇〇〇</p> <p>※特定重大事故等対処施設に係る資料名のうち特定重大事故等対処施設の名称等が記載されているものは、令和2年度第36回原子力規制委員会(令和2年11月4日)の原子力規制委員会で決定された「特定重大事故等対処施設に係る法令報告事象等の公表について」の考え方に準拠し非公表とします。⁴⁵</p> <hr/> <p>⁴⁵ 特定重大事故等対処施設に係る資料名のうち、特定重大事故等対処施設の名称等が記載されているものは非公表とし、その検査対象の資料名に※をつける。</p>	<p>(2)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用</p> <p>検査項目 年次検査</p> <p>検査対象</p> <p>1)改善措置活動の実効性、他施設における運転経験及び知見の活用、マネジメントレビュー等の自己評価及び監査、安全文化の育成と維持に関する活動</p> <p>資料名</p> <p>・〇〇〇</p> <p>※特定重大事故等対処施設に係る資料名のうち特定重大事故等対処施設の名称等が記載されているものは、令和2年度第36回原子力規制委員会(令和2年11月4日)の原子力規制委員会で決定された「特定重大事故等対処施設に係る法令報告事象等の公表について」の考え方に準拠し非公表とします。⁴⁶</p> <hr/> <p>⁴⁶ 特定重大事故等対処施設に係る資料名のうち、特定重大事故等対処施設の名称等が記載されているものは非公表とし、その検査対象の資料名に※をつける。</p>	
---	---	--

別添1 指摘事項の詳細⁴⁶

(1)〇〇発電所〇号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止

件名	〇〇発電所〇号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止
監視領域(小分類)	閉じ込めの維持
検査運用ガイド	BM0110 作業管理
検査項目	作業管理
検査対象	安全系母線(4-3C)に係る保全活動
指摘事項の重要度 ／深刻度	緑 / SLIV(通知なし)
指摘事項等の概要 ⁴⁷	<p>原子炉停止中の〇〇発電所〇号機において、安全系母線の点検に関する配線接続作業を実施していた担当者が誤って作業対象ではない端子に配線を接続したことにより、供用中の4-3C母線電圧検出回路のヒューズが溶断した。この結果、4-3C母線の電圧低下を示す警報が発信し、4-3C母線から給電されている燃料ピット冷却系等の設備が停止した。</p> <p>作業計画書では、作業誤りを防止するために養生等を実施することが規定されており、これを十分に履行しなかったことは、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の違反であり、パフォーマンスの劣化に該当する。このパフォーマンスの劣化により燃料ピット冷却系が停止したことは「閉じ込めの維持」の監視領域(小分類)の目的に影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。</p>

⁴⁶ 指摘事項の重要度評価及び規制措置の内容が大部にわたる場合は、「補足情報」と題し添付書類としてまとめる。

⁴⁷ 規制要求に適合しなかった機能要求又は規格の内容、指摘事項の重要度及び事業者が自ら発見したものの可否かを記載する。また、「違反が発生した時期」、「違反が続いた期間(締めくり会議の時点で進行中であればその旨を記載する。)」及び「違反に対して行った事業者の対応」について記載する。

別添1 指摘事項の詳細⁴⁷

(1)〇〇発電所〇号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止

件名	〇〇発電所〇号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止
監視領域(小分類)	閉じ込めの維持
検査運用ガイド	BM0110 作業管理
検査項目	作業管理
検査対象	安全系母線(4-3C)に係る保全活動
指摘事項の重要度 ／深刻度	緑 / SLIV(通知なし)
指摘事項等の概要 ⁴⁸	<p>原子炉停止中の〇〇発電所〇号機において、安全系母線の点検に関する配線接続作業を実施していた担当者が誤って作業対象ではない端子に配線を接続したことにより、供用中の4-3C母線電圧検出回路のヒューズが溶断した。この結果、4-3C母線の電圧低下を示す警報が発信し、4-3C母線から給電されている燃料ピット冷却系等の設備が停止した。</p> <p>作業計画書では、作業誤りを防止するために養生等を実施することが規定されており、これを十分に履行しなかったことは、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の違反であり、パフォーマンスの劣化に該当する。このパフォーマンスの劣化により燃料ピット冷却系が停止したことは「閉じ込めの維持」の監視領域(小分類)の目的に影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。</p>

⁴⁷ 指摘事項の重要度評価及び規制措置の内容が大部にわたる場合は、「補足情報」と題し添付書類としてまとめる。

⁴⁸ 規制要求に適合しなかった機能要求又は規格の内容、指摘事項の重要度及び事業者が自ら発見したものの可否かを記載する。また、「違反が発生した時期」、「違反が続いた期間(締めくり会議の時点で進行中であればその旨を記載する。)」及び「違反に対して行った事業者の対応」について記載する。

<p>事象の説明 ⁴⁸</p>	<p>令和〇年〇月〇日、定期検査のため原子炉停止中の〇〇発電所〇号機において、安全系母線4-3Dの電圧検出回路に関するテスト用配線の接続作業を実施していた担当者が、本来、作業計画書に基づき、養生等を実施して対象の4-3D母線側の端子を明確にしてから配線作業を行うべきところ、これを実施せず、誤って作業対象でない4-3C母線側の端子に配線を接続した。その結果、4-3C母線電圧検出回路の回線保護用ヒューズが溶断し、母線電圧の低下を示す警報「4-3C、D母線電圧低(UV動作)」が発信した。この警報が発信したことにより、4-3C母線から給電していた、A及びB海水ポンプ、A原子炉補機冷却水ポンプ、A燃料ピットポンプ等の設備が停止し、燃料ピット冷却系による燃料ピットの除熱機能が約〇分間喪失した。</p>	<p>事象の説明 ⁴⁹</p>	<p>令和〇年〇月〇日、定期検査のため原子炉停止中の〇〇発電所〇号機において、安全系母線4-3Dの電圧検出回路に関するテスト用配線の接続作業を実施していた担当者が、本来、作業計画書に基づき、養生等を実施して対象の4-3D母線側の端子を明確にしてから配線作業を行うべきところ、これを実施せず、誤って作業対象でない4-3C母線側の端子に配線を接続した。その結果、4-3C母線電圧検出回路の回線保護用ヒューズが溶断し、母線電圧の低下を示す警報「4-3C、D母線電圧低(UV動作)」が発信した。この警報が発信したことにより、4-3C母線から給電していた、A及びB海水ポンプ、A原子炉補機冷却水ポンプ、A燃料ピットポンプ等の設備が停止し、燃料ピット冷却系による燃料ピットの除熱機能が約〇分間喪失した。</p>
<p>指摘事項の重要度評価等</p>	<p>[パフォーマンスの劣化] ⁴⁹ 4-3D母線電圧検出回路に係る点検の作業計画書では、作業誤りを防止するために養生等を実施することが規定されており、作業員が養生等を実施せずに配線接続作業を行ったことは、業務が管理された状態で実施されていたとは言えないことから、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の要求事項に対する違反であり、パフォーマンスの劣化に該当する。</p> <p>[スクリーニング] ⁵⁰ このパフォーマンスの劣化により、4-3C母線から電源を供給されているA系統の設備、特に、燃料ピット冷却系の機能が〇分間停止した。使用済燃料の冷却は被覆管による放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要であることから、パフォーマンスの劣化は「閉じ込めの維持」の監視領域(小分類)の「評価領域(使用済燃料プール冷却系の機能維持)」、「ヒューマン・パフォーマンス」の属性に関係付けられ、当該監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。</p> <p>[重要度評価] ⁵¹ 当該原子炉は定期検査のため停止中であり、燃料集合体は全て炉心から燃料ピットに移動され、燃料ピット冷却系により残留熱の除去が行われていた。 この状態を踏まえると、リスク評価上着目すべき対象は使用済燃料の冷却状態であり、その指摘事項の重要度を評価するため「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」、「附属書1 出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド」、「別紙3-閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問」を適用した。この結果、</p>	<p>指摘事項の重要度評価等</p>	<p>[パフォーマンスの劣化] ⁵⁰ 4-3D母線電圧検出回路に係る点検の作業計画書では、作業誤りを防止するために養生等を実施することが規定されており、作業員が養生等を実施せずに配線接続作業を行ったことは、業務が管理された状態で実施されていたとは言えないことから、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の要求事項に対する違反であり、パフォーマンスの劣化に該当する。</p> <p>[スクリーニング] ⁵¹ このパフォーマンスの劣化により、4-3C母線から電源を供給されているA系統の設備、特に、燃料ピット冷却系の機能が〇分間停止した。使用済燃料の冷却は被覆管による放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要であることから、パフォーマンスの劣化は「閉じ込めの維持」の監視領域(小分類)の「評価領域(使用済燃料プール冷却系の機能維持)」、「ヒューマン・パフォーマンス」の属性に関係付けられ、当該監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。</p> <p>[重要度評価] ⁵² 当該原子炉は定期検査のため停止中であり、燃料集合体は全て炉心から燃料ピットに移動され、燃料ピット冷却系により残留熱の除去が行われていた。 この状態を踏まえると、リスク評価上着目すべき対象は使用済燃料の冷却状態であり、その指摘事項の重要度を評価するため「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」、「附属書1 出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド」、「別紙3-閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問」を適用した。この結果、</p>

	詳細リスク評価の要否を判断するための「D.使用済燃料プール」の質問に対する答えが全て「いいえ」となることから詳細リスク評価は不要と判断し、重要度は「緑」と判定する。
規制措置	[深刻度評価] ⁵³ 検査指摘事項は、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の違反であり、「原子力規制検査における規制措置ガイド」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、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、当該事象は同ガイド「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。
指摘年月日 ⁵³	令和〇年〇月〇日
整理番号 ⁵⁴	Jxx-xxxxxx-xx

	詳細リスク評価の要否を判断するための「D.使用済燃料プール」の質問に対する答えが全て「いいえ」となることから詳細リスク評価は不要と判断し、重要度は「緑」と判定する。
規制措置	[深刻度評価] ⁵³ 検査指摘事項は、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の違反であり、「原子力規制検査における規制措置ガイド」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、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、当該事象は同ガイド「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。
指摘年月日 ⁵⁴	令和〇年〇月〇日
整理番号 ⁵⁵	Jxx-xxxxxx-xx

48 原子力検査官と事業者が問題に気付いた時期を記載する。指摘事項や違反又はその両方に関連する状況を説明し、指摘事項の重要度評価等及び規制措置の項で説明される判断を裏付け、原子力安全及び核物質防護への影響を理解するのに十分な事実情報を記載する。また、必要があれば、その指摘事項や違反に関連する他の検査活動の記録や文書名も記載する。それまで把握されていなかった弱点を原子力検査官が発見したと判断される指摘事項や違反の場合、事前に事業者が問題を発見し、分析、評価又は是正処置を行っていても、事業者は適切に問題を分析、評価又は是正しなかったという証拠を記載する。

49 パフォーマンスの劣化について説明する。適合しなかった規制要件や基準を特定し、事業者がどのように要件を満たさなかったかを説明する。

50 記載されたパフォーマンスの劣化に対して「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき「軽微」を超える根拠を特定し、特定されたスクリーニングの理由を説明する（例えば、監視領域の目的にどのように悪影響を及ぼしたのかについて説明する、是正しないまま放置された場合に、より大きな原子力安全及び核物質防護上の懸念につながる可能性について説明する等）。

51 指摘事項の重要度を決定するために使用された論理について、以下のとおり記載する。

- (1) 全ての重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。
 - a. GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（核物質防護については「核物質防護に係る重要度評価に関するガイド」）
 - b. 決定に使用された a のガイドの附属書
 - c. 決定に使用された仮定（これらの仮定は報告書の添付書類で参照し説明することができる。）
 - d. 結果（実用発電用原子炉施設の場合は色、核燃料施設等の場合は追加対応の有無）
- (2) PRA を活用した場合の重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。
 - a. 指摘事項を「緑」と評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」と判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、指摘事項の重要度と不適切な状況が継続した時間を制限した最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和能力や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。
 - b. 指摘事項を「緑」を超えると評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」を超えると判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、指摘事項の重要度と不適切な状態が継続した時間が最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和機能や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。
- (3) 定性的重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。
 - a. 定性的な評価により付された点数の算出の根拠
 - b. 結論に達するために使用された点数事務所は、「緑」又は「指摘事項（追加対応なし）」を超えるかどうかの初期評価を行う。

49 原子力検査官と事業者が問題に気付いた時期を記載する。指摘事項や違反又はその両方に関連する状況を説明し、指摘事項の重要度評価等及び規制措置の項で説明される判断を裏付け、原子力安全及び核物質防護への影響を理解するのに十分な事実情報を記載する。また、必要があれば、その指摘事項や違反に関連する他の検査活動の記録や文書名も記載する。それまで把握されていなかった弱点を原子力検査官が発見したと判断される指摘事項や違反の場合、事前に事業者が問題を発見し、分析、評価又は是正処置を行っていても、事業者は適切に問題を分析、評価又は是正しなかったという証拠を記載する。

50 パフォーマンスの劣化について説明する。適合しなかった規制要件や基準を特定し、事業者がどのように要件を満たさなかったかを説明する。

51 記載されたパフォーマンスの劣化に対して「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき「軽微」を超える根拠を特定し、特定されたスクリーニングの理由を説明する（例えば、監視領域の目的にどのように悪影響を及ぼしたのかについて説明する、是正しないまま放置された場合に、より大きな原子力安全及び核物質防護上の懸念につながる可能性について説明する等）。

52 指摘事項の重要度を決定するために使用された論理について、以下のとおり記載する。

- (1) 全ての重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。
 - a. GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（核物質防護については「核物質防護に係る重要度評価に関するガイド」）
 - b. 決定に使用された a のガイドの附属書
 - c. 決定に使用された仮定（これらの仮定は報告書の添付書類で参照し説明することができる。）
 - d. 結果（実用発電用原子炉施設の場合は色、核燃料施設等の場合は追加対応の有無）
- (2) PRA を活用した場合の重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。
 - a. 指摘事項を「緑」と評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」と判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、指摘事項の重要度と不適切な状況が継続した時間を制限した最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和能力や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。
 - b. 指摘事項を「緑」を超えると評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」を超えると判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、指摘事項の重要度と不適切な状態が継続した時間が最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和機能や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。
- (3) 定性的重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。
 - a. 定性的な評価により付された点数の算出の根拠
 - b. 結論に達するために使用された点数事務所は、「緑」又は「指摘事項（追加対応なし）」を超えるかどうかの初期評価を行う。

- 52 「GI0004 原子力規制検査における規制措置ガイド」に基づき評価を行う。事務所はSLIVを超えるかどうかの初期評価を行う。
- 53 指摘年月日は、評価が確定した年月日とする。(例：「緑」の場合は事務所が判断した日、「緑を超える」場合は本庁が評価を決定した日)
- 54 整理番号は、「事業所（施設）記号（別添1）－確定年月－件数（2桁表示）」とする。

- 53 「GI0004 原子力規制検査における規制措置ガイド」に基づき評価を行う。事務所はSLIVを超えるかどうかの初期評価を行う。
- 54 指摘年月日は、評価が確定した年月日とする。(例：「緑」の場合は事務所が判断した日、「緑を超える」場合は本庁が評価を決定した日)
- 55 整理番号は、「事業所（施設）記号（別添1）－確定年月－件数（2桁表示）」とする。

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	
改善措置活動の実効性	(1)問題の特定 ⁵⁵ (2)問題の重要度分類及び評価 ⁵⁶ (3)是正処置 ⁵⁷
他施設における運転経験及び知見の活用 ⁵⁸	
マネジメントレビュー等の自己評価及び監査 ⁵⁹	(1)マネジメントレビューの実施状況 (2)内部監査の実施状況
安全文化の育成と維持に関する活動 ⁶⁰	(1)安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 (2)安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価

⁵⁵ 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。

⁵⁶ 問題の重要度分類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。

- ・ 評価及び技術の適切性（必要な場合は根本原因分析を含む。）
- ・ オペラビリティ及びその逸脱等の報告に関する適切な検討
- ・ 問題解決のための重要度分類及び評価に係るリスクの適切な検討

⁵⁷ 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、再発防止のために講じられた是正処置に関連する観察事項を記載する。

⁵⁸ 事業者が他施設の運転経験及び知見について、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、対策を講じているか否かを確認し、その実施状況を記載する。

⁵⁹ 事業者が実施した是正処置、安全活動の自己評価及び内部監査が事業者のパフォーマンスを適切に評価し、改善が必要な分野を特定し、かつ、改善の活動が実施されているか否かを確認し、その実施状況を記載する。

⁶⁰ 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のほか、根本原因分析を実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む。）について、以下の a 及び b の確認を行う。なお、報告書の記載は、「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用(附属書 1 安全文化の育成と維持に関するガイド)」を参照する。

- 安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況
- 安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価

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	
改善措置活動の実効性	(1)問題の特定 ⁵⁶ (2)問題の重要度分類及び評価 ⁵⁷ (3)是正処置 ⁵⁸
他施設における運転経験及び知見の活用 ⁵⁹	
マネジメントレビュー等の自己評価及び監査 ⁶⁰	(1)マネジメントレビューの実施状況 (2)内部監査の実施状況
安全文化の育成と維持に関する活動 ⁶¹	(1)安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 (2)安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価

⁵⁶ 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。

⁵⁷ 問題の重要度分類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。

- ・ 評価及び技術の適切性（必要な場合は根本原因分析を含む。）
- ・ オペラビリティ及びその逸脱等の報告に関する適切な検討
- ・ 問題解決のための重要度分類及び評価に係るリスクの適切な検討

⁵⁸ 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、再発防止のために講じられた是正処置に関連する観察事項を記載する。

⁵⁹ 事業者が他施設の運転経験及び知見について、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、対策を講じているか否かを確認し、その実施状況を記載する。

⁶⁰ 事業者が実施した是正処置、安全活動の自己評価及び内部監査が事業者のパフォーマンスを適切に評価し、改善が必要な分野を特定し、かつ、改善の活動が実施されているか否かを確認し、その実施状況を記載する。

⁶¹ 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のほか、根本原因分析を実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む。）について、以下の a 及び b の確認を行う。なお、報告書の記載は、「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用(附属書 1 安全文化の育成と維持に関するガイド)」を参照する。

- 安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況
- 安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価

安全実績指標に関するガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">安全実績指標に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0006_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;"><u>目次</u></p> <p><u>1</u> 目的 3</p> <p><u>2</u> 適用範囲 3</p> <p><u>3</u> 定義 3</p> <p><u>4</u> 安全実績指標の設定 4</p> <p><u>5</u> 安全実績指標の受理及び手続 5</p> <p><u>6</u> 安全実績指標の検証 5</p> <p><u>7</u> 安全実績指標の変更 6</p> <p><u>別紙 1</u> 安全実績指標 7</p> <p><u>1</u> 目的</p> <p>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条及び原子力規制等実施要領に基づき、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。</p> <p><u>2</u> 適用範囲</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。</p> <p>※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」</p>	<p style="text-align: center;">安全実績指標に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0006_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 style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1</u> 目的 3</p> <p><u>2</u> 適用範囲 3</p> <p><u>3</u> 定義 3</p> <p><u>4</u> 安全実績指標の設定 4</p> <p><u>5</u> 安全実績指標の受理及び手続 5</p> <p><u>6</u> 安全実績指標の検証 5</p> <p><u>7</u> 安全実績指標の変更 6</p> <p><u>別紙 1</u> 安全実績指標 7</p> <p><u>1</u> 目的</p> <p>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条及び原子力規制等実施要領に基づき、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。</p> <p><u>2</u> 適用範囲</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。</p> <p>※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」</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>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。</p> <p>※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。</p> <p>3 定義</p> <p>3.1 長期停止</p> <p>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。</p> <p>3.2 安全実績指標</p> <p>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。</p> <p>4 安全実績指標の設定</p> <p>4.1 安全実績指標設定の考え方</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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}。</p> <p>※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。</p> <p>(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。</p> <p>(3)データは、適時に得られること。</p> <p>(4)指標は、各々独立であること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>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。</p> <p>※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。</p> <p>3 定義</p> <p>3.1 長期停止</p> <p>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。</p> <p>3.2 安全実績指標</p> <p>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。</p> <p>4 安全実績指標の設定</p> <p>4.1 安全実績指標設定の考え方</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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}。</p> <p>※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。</p> <p>(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。</p> <p>(3)データは、適時に得られること。</p> <p>(4)指標は、各々独立であること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
---	---	--

<p>4.2 安全実績指標の設定</p> <p>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。</p> <p>なお、<u>別紙1</u>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。</p> <p>※4 核燃料施設等においては、実用発電用原子炉<u>における</u>4分類のうち、「赤」、「黄」及び「白」を「<u>指摘事項（追加対応あり）</u>」、「緑」を「<u>指摘事項（追加対応なし）</u>」に読み替える。以下同じ。</p> <p>5 安全実績指標の受理及び手続</p> <p>5.1 安全実績指標の受理</p> <p>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。</p> <p>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「ATENA 19-R 01 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」、<u>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」</u>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。</p> <p>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）</p> <p>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。</p> <p>6 安全実績指標の検証</p> <p>事業者から原子力規制庁に<u>報告</u>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<u>から、事業者は完全</u>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。</p> <p>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<u>規制措置</u>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、<u>基本検査運用ガイド「BQ0040 安全実績指標の検証」</u>に基づく確認が実施される。<u>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。</u>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。</p>	<p>4.2 安全実績指標の設定</p> <p>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。</p> <p>なお、<u>別紙1</u>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。</p> <p>※4：核燃料施設等においては、実用発電用原子炉<u>おける</u>4分類のうち、「赤」、「黄」及び「白」を「<u>追加対応あり</u>」、「緑」を「<u>追加対応なし</u>」に読み替える。以下同じ。</p> <p>5. 安全実績指標の受理及び手続</p> <p>5.1 安全実績指標の受理</p> <p>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。</p> <p>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「ATENA 19-R 01 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」<u>等</u>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。</p> <p>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）</p> <p>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。</p> <p>6. 安全実績指標の検証</p> <p>事業者から原子力規制庁に<u>提供</u>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<u>から、完全</u>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。</p> <p>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<u>規制対応措置</u>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、<u>安全実績指標の検証のための検査ガイド</u>に基づく確認が実施される。<u>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を求めている。</u>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。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全実績指標の検証について、確認の観点の明確化。
--	--	---

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。

(別紙1)

安全実績指標

監視領域	安全実績指標	緑	白	黄	赤	定義等	算定方法	必要データ	評価時期	
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	・過去 4 四半期中の原子炉臨界 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)。 ・白/黄及び黄/赤のしきい値は米国と同じ。	・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	○炉ごと ・計画外自動/手動スクラム回数(注2)	・四半期ごと ・評価期間は過去 4 四半期(1年)
								・原子炉臨界時間		
原子力施設安全	発生防止	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	・過去 4 四半期中の原子炉臨界 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)。	・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	○炉ごと ・計画外出力変動回数(5%以上)	・原子炉臨界時間	
							・原子炉臨界時間			

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。

(別紙1)

安全実績指標

監視領域	安全実績指標	緑	白	黄	赤	定義等	算定方法	必要データ	評価時期	
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	・過去 4 四半期中の原子炉臨界 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)。 ・白/黄及び黄/赤のしきい値は米国と同じ。	・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	○炉ごと ・計画外自動/手動スクラム回数(注2)	・四半期ごと ・評価期間は過去 4 四半期(1年)
								・原子炉臨界時間		
原子力施設安全	発生防止	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	・過去 4 四半期中の原子炉臨界 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)。	・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	○炉ごと ・計画外出力変動回数(5%以上)	・原子炉臨界時間	
							・原子炉臨界時間			

																		③追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数	0~1	>1	設定なし	設定なし	・過去4四半期中通常のスクラム時の操作以外に追加的な運転操作が必要となった計画外スクラム回数。 ・緑／白のしきい値は米国と同じ。	・追加的な運転操作が必要となるのはNRCと同様の定義 (IMC0308 Attachment 1)とする。 <PWR> 2本以上の制御棒全挿入失敗、タービントリップの失敗等 <BWR> 冷態停止のための制御棒挿入の失敗、最初のトランジェント時の圧力制御の失敗等	○炉ごと (追加的な運転操作が必要となる計画外スクラム回数)								
影響緩和	④安全系の使用不能時間割合																						・過去12四半期間中に発生した安全系の運転上の制限逸脱時間が過去12四半期間中の原子炉臨界時	・過去3年間における「原子炉臨界時間の合計」に対する「逸脱時間の合計」の比率を四半期ごとに定期的に評価する。	○炉ごと ・運転上の制限逸脱事象に基づく各「機能別の系」における逸脱時間	・四半期ごと ・評価期間は過去12四半期(3年)							
	BWR ●高圧注入系	0~3.4%	>3.4%	>6.8%	設定なし																												

																																		③追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数	0~1	>1	設定なし	設定なし	・過去4四半期中通常のスクラム時の操作以外に追加的な運転操作が必要となった計画外スクラム回数。 ・緑／白のしきい値は米国と同じ。	・追加的な運転操作が必要となるのはNRCと同様の定義 (IMC0308 Attachment 1)とする。 <PWR> 2本以上の制御棒全挿入失敗、タービントリップの失敗等 <BWR> 冷態停止のための制御棒挿入の失敗、最初のトランジェント時の圧力制御の失敗等	○炉ごと (追加的な運転操作が必要となる計画外スクラム回数)							
影響緩和	④安全系の使用不能時間割合																							・過去12四半期間中に発生した安全系の運転上の制限逸脱時間が過去12四半期間中の原子炉臨界時	・過去3年間における「原子炉臨界時間の合計」に対する「逸脱時間の合計」の比率を四半期ごとに定期的に評価する。	○炉ごと ・運転上の制限逸脱事象に基づく各「機能別の系」における逸脱時間	・四半期ごと ・評価期間は過去12四半期(3年)																					
	BWR ●高圧注入系	0~3.4%	>3.4%	>6.8%	設定なし																																											

<p>(高圧炉心スプレイ系(BWR-5)、高圧炉心注水系(ABWR))</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉隔離時冷却系 ● 低圧注水系 (格納容器スプレイ系) ● 非常用交流電源 ● 原子炉補機冷却水系・海水系 		<p>間に対して占める割合。 ・緑／白のしきい値は保安規定に定める運転上の制限を満足していない場合に要求される措置の完了時間(AOT)に基づく(原子炉臨界7,000時間の想定に対する10日(240時間))。</p>	<p>【算定式】(注3) 指標値=(過去12四半期における系統ごとの運転上の制限逸脱時間<*>の合計)／(原子炉臨界時間の合計)×100 <*>・運転上の制限逸脱宣言日時と機能復旧日時に基づくものとする。なお、サベージにおいて発見された機能喪失についても、発見した後の運転上の制限逸脱宣言をした時刻に基づく。 ・同一運転上の制限逸脱で2系統が使用不能となったときには、2系統を独立して算定する。</p> <p>注) 過去12四半期における原子炉臨界時間が7,000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」と記載する。</p>	<p>・原子炉臨界時間</p>		<p>(高圧炉心スプレイ系(BWR-5)、高圧炉心注水系(ABWR))</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉隔離時冷却系 ● 低圧注水系 (格納容器スプレイ系) ● 非常用交流電源 ● 原子炉補機冷却水系・海水系 		<p>間に対して占める割合。 ・緑／白のしきい値は保安規定に定める運転上の制限を満足していない場合に要求される措置の完了時間(AOT)に基づく(原子炉臨界7,000時間の想定に対する10日(240時間))。</p>	<p>【算定式】(注3) 指標値=(過去12四半期における系統ごとの運転上の制限逸脱時間<*>の合計)／(原子炉臨界時間の合計)×100 <*>・運転上の制限逸脱宣言日時と機能復旧日時に基づくものとする。なお、サベージにおいて発見された機能喪失についても、発見した後の運転上の制限逸脱宣言をした時刻に基づく。 ・同一運転上の制限逸脱で2系統が使用不能となったときには、2系統を独立して算定する。</p> <p>注) 過去12四半期における原子炉臨界時間が7,000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」と記載する。</p>	<p>・原子炉臨界時間</p>	
--	--	---	--	-----------------	--	--	--	---	--	-----------------	--

P R	W	<ul style="list-style-type: none"> ●高圧注入系補助給水系 ●低圧注入系非常用交流電源 ●原子炉補機冷却水系 ●海水系 	0~ 3.4 %	> 3.4 %	> 6.8 %	設定 なし												
			⑤安全系の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)	3以 下	4以 上	設定な し	設定 なし	<p>・過去4四半期に異常の影響緩和の機能を有する構造物、機器または系統の安全機能を妨げた、又は妨げる可能性のあった件数。(運転上の制限逸脱件数を安全系の機能故障件数と見なす。)</p> <p>・緑/白のしきい値は、実績値の統計に基づく(平均値+2σ)。</p>	<p>・異常の影響緩和の機能を有する系統の運転上の制限逸脱報告件数を安全系の機能故障件数と見なす。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱に該当する場合は、指標-⑩を確認する。また、当初運転上の制限逸脱と判断したがその後の調査の結果運転上の制限逸脱でないことが明らかとなり運転上の制限逸脱の取り消しがなされた場合には機能故障件数には含まない。</p>	○炉ごと ・運転上の制限逸脱発生件数	<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 R	W	<ul style="list-style-type: none"> ●高圧注入系補助給水系 ●低圧注入系非常用交流電源 ●原子炉補機冷却水系 ●海水系 	0~ 3.4 %	> 3.4 %	> 6.8 %	設定 なし												
			⑤安全系の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)	3以 下	4以 上	設定な し	設定 なし	<p>・過去4四半期に異常の影響緩和の機能を有する構造物、機器または系統の安全機能を妨げた、又は妨げる可能性のあった件数。(運転上の制限逸脱件数を安全系の機能故障件数と見なす。)</p> <p>・緑/白のしきい値は、実績値の統計に基づく(平均値+2σ)。</p>	<p>・異常の影響緩和の機能を有する系統の運転上の制限逸脱報告件数を安全系の機能故障件数と見なす。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱に該当する場合は、指標-⑩を確認する。また、当初運転上の制限逸脱と判断したがその後の調査の結果運転上の制限逸脱でないことが明らかとなり運転上の制限逸脱の取り消しがなされた場合には機能故障件数には含まない。</p>	○炉ごと ・運転上の制限逸脱発生件数	<ul style="list-style-type: none"> ・四半期ごと ・評価期間は過去4四半期(1年) 							

閉じ込めの維持	⑥格納容器内への原子炉冷却材漏えい率 (基準値に対する割合)	0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・パリアの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合。 <p>【算定式】 指標値 = (月間最大原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の測定値) < * > / (保安規定の運転上の制限値) × 100</p> <p>< * > : BWR : 総漏えい率 (m³/h)。 ・PWR : 原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率 (m³/h)</p>	○炉ごと ・漏えい率測定値 ・運転上の制限	
	⑦原子炉冷却材中のよう素131濃度 (基準値に対する割合)	0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・パリアの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素131濃度に関する運転上の制限に対する割合。 <p>【算定式】 指標値 = (月間最大放射能測定値) / (保安規定の運転上の制限値) × 100</p>	○炉ごと ・濃度測定値 ・運転上の制限	
	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)	80.0 %以上	<80.0 %	<60.0 %	設定なし	<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>	○炉ごと ・訓練参加要員数 ・要員数	・訓練サイクルごと ・評価期間は過去1年以内
閉じ込めの維持	⑥格納容器内への原子炉冷却材漏えい率 (基準値に対する割合)	0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・パリアの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合。 <p>【算定式】 指標値 = (月間最大原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の測定値) < * > / (保安規定の運転上の制限値) × 100</p> <p>< * > : BWR : 総漏えい率 (m³/h)。 ・PWR : 原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率 (m³/h)</p>	○炉ごと ・漏えい率測定値 ・運転上の制限	
	⑦原子炉冷却材中のよう素131濃度 (基準値に対する割合)	0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・パリアの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素131濃度に関する運転上の制限に対する割合。 <p>【算定式】 指標値 = (月間最大放射能測定値) / (保安規定の運転上の制限値) × 100</p>	○炉ごと ・濃度測定値 ・運転上の制限	
	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)	80.0 %以上	<80.0 %	<60.0 %	設定なし	<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>	○炉ごと ・訓練参加要員数 ・要員数	・訓練サイクルごと ・評価期間は過去1年以内

損壊 対 処	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）	100 ～ 90.0 %	< 90.0 %	< 70.0 %	設定 なし	・過去1年以内 の保安規定に 基づく重大事 故等対策にお ける操作の 想定時間を満 足した割合。 ・しきい値は米 国の訓練パフ ォーマンスに 関する指標と 同じ。	・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 等対策等の訓 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。 【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 間を設定され ている件数の 合計）×100	○炉ごと ・作業時間 ・想定時間 設定件数	
	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）	3以 下	4以 上	設定な し	設定 なし	・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 等対処設備の 運転上の制限 逸脱件数とし る。 ・しきい値は 指標-④と同 じ	・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。	指標-⑤と同 様 （重大事故 等対処設備）	・四半期 ごと ・評価期 間は過去 4四半期 （1年）
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	・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。	・法令に定める 放出濃度又は 保安規定に定 める管理目標 値を基準とし る。	○炉ごと 又は施設 ごと（注 5） ・事故件数	・年度ご と
	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	・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。	・法令に定める 放出濃度又は 保安規定に定 める管理目標 値を基準とし る。	○炉ごと 又は施設 ごと（注 5） ・事故件数
損壊 対 処	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）	100 ～ 90.0 %	< 90.0 %	< 70.0 %	設定 なし	・過去1年以内 の保安規定に 基づく重大事 故等対策にお ける操作の 想定時間を満 足した割合。 ・しきい値は米 国の訓練パフ ォーマンスに 関する指標と 同じ。	・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 等対策等の訓 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。 【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 間を設定され ている件数の 合計）×100	○炉ごと ・作業時間 ・想定時間 設定件数	
	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）	3以 下	4以 上	設定な し	設定 なし	・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 等対処設備の 運転上の制限 逸脱件数とし る。 ・しきい値は 指標-④と同 じ	・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。	指標-⑤と同 様 （重大事故 等対処設備）	・四半期 ごと ・評価期 間は過去 4四半期 （1年）
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	・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。	・法令に定める 放出濃度又は 保安規定に定 める管理目標 値を基準とし る。	○炉ごと 又は施設 ごと（注 5） ・事故件数	・年度ご と
	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	・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。	・法令に定める 放出濃度又は 保安規定に定 める管理目標 値を基準とし る。	○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（150mSv/年）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（5mSv/3ヶ月）を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度（2mSv）を超えた件数（*2） ●女子の内部被ばく（1mSv）を超えた件数（*2） <p>（*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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 	○炉ごと又は施設ごと ・件数
	⑬事故故障等の報告基準の実効線量（5mSv）を超えた計画外の被ばく発生件数	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（5mSv）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（5mSv）の基準値を超えた件数に基づく。 	○炉ごと又は施設ごと ・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（150mSv/年）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（5mSv/3ヶ月）を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度（2mSv）を超えた件数（*2） ●女子の内部被ばく（1mSv）を超えた件数（*2） <p>（*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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 	○炉ごと又は施設ごと ・件数
	⑬事故故障等の報告基準の実効線量（5mSv）を超えた計画外の被ばく発生件数	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（5mSv）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（5mSv）の基準値を超えた件数に基づく。 	○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~	>	設定なし	設定なし	・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 ・しきい値は米国と同じ。	【算定式】 侵入検知器使用不能指数=(過去4四半期分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) 監視カメラ使用不能指数=(過去4四半期分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) 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	○炉ごと又は施設ごと ・補償時間 ・正規化係数	・四半期ごと 評価期間は過去4四半期(1年)
			0.08	0.08						

- (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「安全系のアンアベイラビリティ」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

(削る)

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○運用の明確化 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	

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~	>	設定なし	設定なし	・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 ・しきい値は米国と同じ。	【算定式】 侵入検知器使用不能指数=(過去4四半期分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) 監視カメラ使用不能指数=(過去4四半期分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) 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	○炉ごと又は施設ごと ・補償時間 ・正規化係数	・四半期ごと 評価期間は過去4四半期(1年)
			0.08	0.08						

- (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「安全系のアンアベイラビリティ」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。

○ 変更履歴

No.	変更日y/m/d	施行日y/m/d	変更概要	備考
0	二	2020/04/01	制定	
1				
2				
3				

(新設)

記載の適正化(誤記)

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 align="center">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007_r1)</p> <p align="center">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p align="center"><u>目次</u></p> <p>1 目的 3</p> <p>2 適用範囲 3</p> <p>3 安全重要度評価区分の考え方 4</p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順 5</p> <p>添付1 検査指摘事項の初期評価 9</p> <p>添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領 16</p> <p>添付3 重要度評価の申立て制度 19</p> <p>添付4 リスク評価担当者に求められる役割 23</p> <p>附属書1 <u>出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書2 <u>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</u></p> <p>附属書3 <u>従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書4 <u>公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書5 <u>火災防護に関する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書6 <u>停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書7 <u>バリア健全性に関する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書8 <u>メンテナンスの際のリスク評価に関する安全重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書9 <u>定性的な判断基準による重要度評価ガイド</u></p> <p><u>1 目的</u></p> <p>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、<u>いずれかの監視領域に関連する検査指摘事項</u>を確認した場合に、追加検査の可否等を判断するために、当該検査指摘事項の安全重要度評価区分の考</p>	<p align="center">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007_r0)</p> <p align="center">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p align="center"><u>目次</u></p> <p>1. 目的 3</p> <p>2. 適用範囲..... 3</p> <p>3. 安全重要度評価区分の考え方..... 4</p> <p>4. 検査指摘事項の重要度評価手順..... 5</p> <p><u>添付：</u></p> <p>—</p> <p>添付1 検査指摘事項の初期評価 9</p> <p>添付2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領 16</p> <p>添付3 重要度評価の申立て制度 20</p> <p>添付4 リスク評価担当者に求められる役割 24</p> <p><u>附属書：</u></p> <p>—</p> <p>附属書1 <u>出力運転時の指摘事項に対する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書2 <u>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</u></p> <p>附属書3 <u>従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書4 <u>公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書5 <u>火災防護に関する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書6 <u>停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書7 <u>バリア健全性に関する重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書8 <u>メンテナンスの際のリスク評価に関する安全重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書9 <u>定性的な判断基準による重要度評価ガイド</u></p> <p><u>1. 目的</u></p> <p>本ガイドは、原子力規制検査によって、<u>いずれかの監視領域に関連する事業者が行う安全活動に劣化</u>を確認した場合に、追加検査の可否等を判断するために、当該劣化（以下、「検査指摘事項」という。）について、</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p>

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に基づく原子力規制検査において、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により、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。安全重要度評価は、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安全重要度評価は、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 安全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。実際の安全重要度評価は、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、定量的な安全重要度評価手法は、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
△CDF > 10⁻⁴ (10⁻⁴を超える)

安全重要度評価区分の考え方及び検査指摘事項の重要度評価に関する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に基づく原子力規制検査における検査指摘事項に対して適用する。原子力規制検査における気付き事項を検査指摘事項とするか否かを判断するため、原子力検査官は「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の有無を判断するとともに、この劣化が軽微を超えるものであるかどうかの判断するためスクリーニングを行う。なお、法令違反であっても事業者のパフォーマンス劣化がないものは検査指摘事項にならないため本ガイドは適用されない。また、意図的な法令違反があるなど、安全上重要な事象が生じた場合であっても事業者のパフォーマンス劣化と関連しないものには本ガイドは適用されない。このような法令違反については本ガイドとは別に、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」により事象の深刻度が評価され、必要な措置を決定することになる。

(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、事業者のパフォーマンス劣化（例えば、不適切なメンテナンス手順）は劣化した状態を引き起こした直接原因ということである。安全重要度評価は、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影響度合いは、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、この結果は、検査指摘事項の安全上の重要度を判断するものではない。原子力施設に関連する検査指摘事項の安全重要度評価は、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 安全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。実際の安全重要度評価は、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、定量的な安全重要度評価手法は、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く、施設の使用などが許容できない水準
△CDF > 10⁻⁴ (10⁻⁴を超える)

記載の適正化（表現の見直し）※本記載内容は気づき事項スクリーニングガイドで既に説明済みのため、削除

記載の適正化（表現の見直し）

記載の適正化（表現の見直し）

記載の適正化
・原子力規制検査等実施要領と整合

<p>$\Delta CFF > 10^{-5}$ (10^{-5}を超える)</p> <p>(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<u>大きい</u>水準 $10^{-5} < \Delta CDF \leq 10^{-4}$ (10^{-5}から10^{-4}までの範囲) $10^{-6} < \Delta CFF \leq 10^{-5}$ (10^{-6}から10^{-5}までの範囲)</p> <p>(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 $10^{-6} < \Delta CDF \leq 10^{-5}$ (10^{-6}から10^{-5}までの範囲) $10^{-7} < \Delta CFF \leq 10^{-6}$ (10^{-7}から10^{-6}までの範囲)</p> <p>(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<u>改善措置活動</u>により改善が<u>見込める</u>水準 $\Delta CDF \leq 10^{-6}$ (10^{-6}以下) $\Delta CFF \leq 10^{-7}$ (10^{-7}以下)</p> <p>3.2 核燃料施設等の場合</p> <p>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、<u>重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）</u>において「追加対応あり」と「追加対応なし」の2区分で評価する。検査指摘事項の区分に関する考え方を別紙2に示す。</p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順</p> <p>4.1 検査指摘事項の初期評価</p> <p>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の手順及び適用可能な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」である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。</p> <p>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、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、検査指摘事項を抽出する際に考慮した監視領域（小分類）の情報を参考に、原子力検査官及び核燃料施設等監視部門が検査評価室と協議の上、初期評価（追加対応の程度の評価）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。</p> <p>4.2 SERP</p> <p>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」以外と判断された場合、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」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 <u>SERP</u> において重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「原子力規制検査における <u>規制措置</u>に関するガイド」に沿って深刻度や<u>規制措置</u>についても検討を行う。</p> <p>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。</p>	<p>$\Delta CFF > 10^{-5}$ (10^{-5}を超える)</p> <p>(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<u>著しい</u>水準 $10^{-5} < \Delta CDF \leq 10^{-4}$ (10^{-5}から10^{-4}までの範囲) $10^{-6} < \Delta CFF \leq 10^{-5}$ (10^{-6}から10^{-5}までの範囲)</p> <p>(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 $10^{-6} < \Delta CDF \leq 10^{-5}$ (10^{-6}から10^{-5}までの範囲) $10^{-7} < \Delta CFF \leq 10^{-6}$ (10^{-7}から10^{-6}までの範囲)</p> <p>(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<u>是正プログラム</u>により改善<u>すべき</u>水準 $\Delta CDF \leq 10^{-6}$ (10^{-6}以下) $\Delta CFF \leq 10^{-7}$ (10^{-7}以下)</p> <p>3.2 核燃料施設等の場合</p> <p>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、<u>重要度評価・規制対応措置会合（SERP）</u>において「追加対応あり」と「追加対応なし」の2区分で評価する。検査指摘事項の区分に関する考え方を別紙2に示す。</p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順</p> <p>4.1 検査指摘事項の初期評価</p> <p>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の手順及び適用可能な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」である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。</p> <p>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、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、検査指摘事項を抽出する際に考慮した監視領域（小分類）の情報を参考に、原子力検査官及び核燃料施設等監視部門が検査評価室と協議の上、初期評価（追加対応の程度の評価）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。</p> <p>4.2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）</p> <p>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」以外と判断された場合、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」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 <u>重要度評価・規制対応措置会合（SERP）</u> において重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「原子力規制検査における <u>規制対応措置</u>ガイド」に沿って深刻度や<u>規制対応措置</u>についても検討を行う。</p> <p>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。</p>	<p>記載の適正化 ・原子力規制検査等実施要領と整合</p> <p>記載の適正化 ・原子力規制検査等実施要領と整合</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

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

検査指摘事項の安全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安全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。

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。

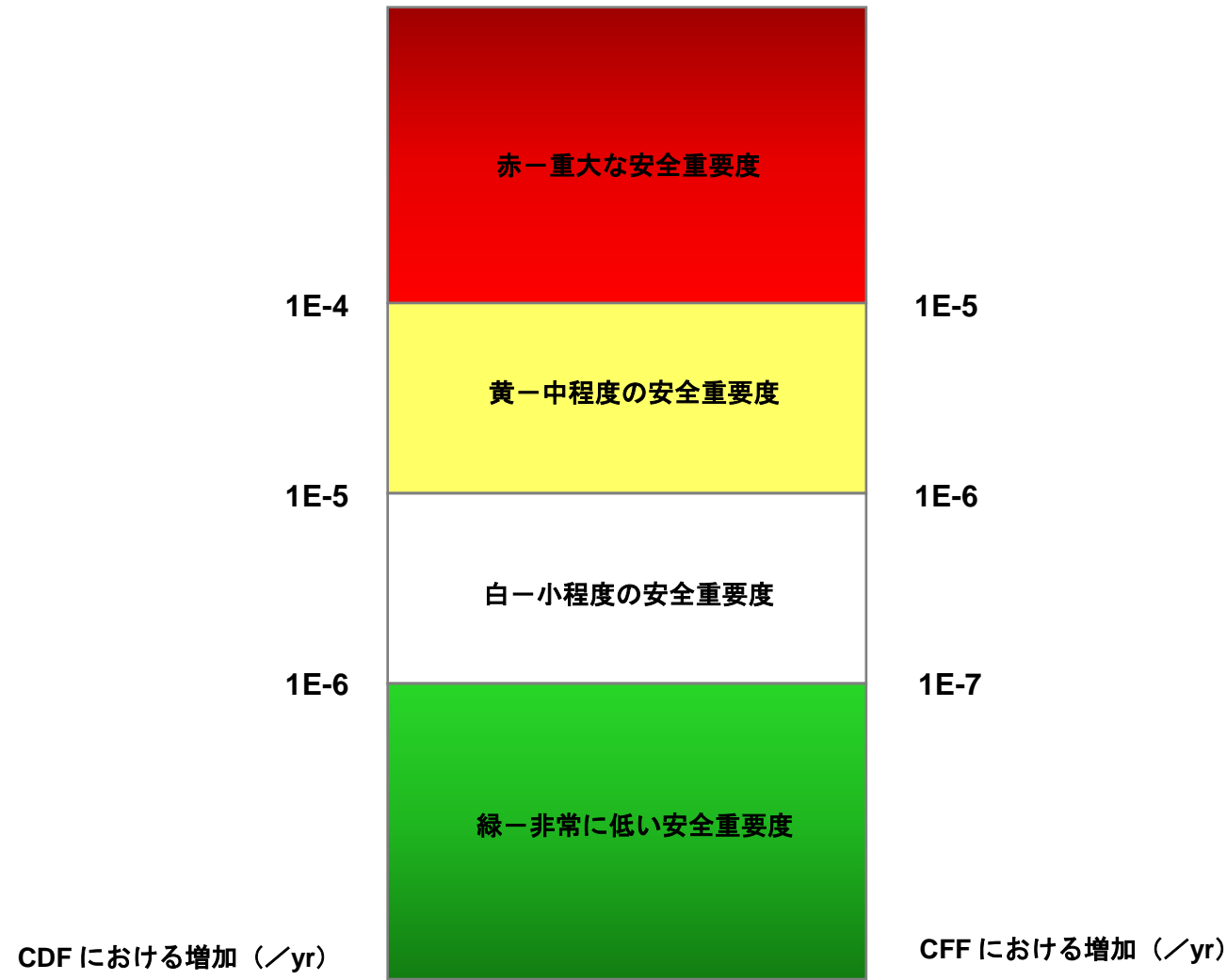
5 留意事項

検査指摘事項の安全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安全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。

¹添付 4 参照。

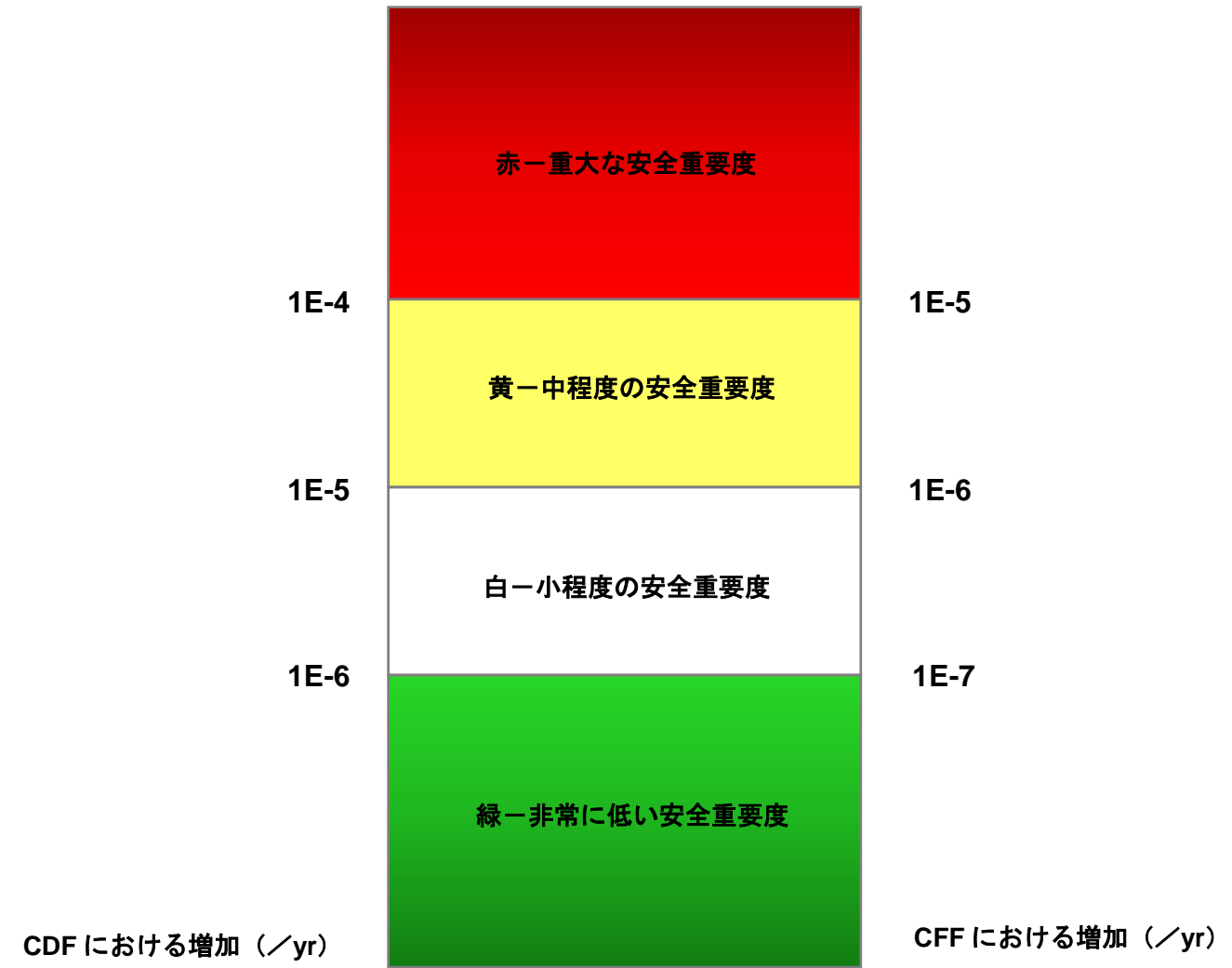
記載の適正化（誤記）

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安全重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない

別紙1：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安全重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない

記載の適正化（誤記）

別紙2 検査指摘事項の取扱い（核燃料施設等）

評価	追加対応の程度
指摘事項 (追加対応あり)	施設の運転が許容されない状態
	追加検査の程度 (軽微な劣化、中程度の劣化又は 長期間にわたる劣化若しくは重大な劣化)
指摘事項 (追加対応なし)	追加検査なし

○ 改正 履歴 改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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	

(削る)

別紙2：指摘事項の取扱い（核燃料施設等）

評価	追加対応の程度
指摘事項 (追加対応あり)	施設の運転が許容されない状態
	追加検査の程度 (軽微な劣化、中程度の劣化又は 長期間にわたる劣化若しくは重大な劣化)
指摘事項 (追加対応なし)	追加検査なし

○ 変更履歴
(新設)

No.	変更日	施行日	変更概要	備考
0	—	2020/04/01	制定	
1				
2				
3				

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

添付1 検査指摘事項の初期評価

1 安全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、安全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安全重要度評価の対象ではない。

2 安全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

「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。

添付1 検査指摘事項の初期評価

1. 安全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、安全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安全重要度評価の対象ではない。

2. 安全重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価

添付1に基づき原子力検査官が検査指摘事項に対する初期の評価（事象の整理）を行う。

2.1 検査指摘事項についての総合的な情報シートの作成（表1）

- (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又は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）が劣化状態又は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

「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。

記載の適正化（誤記）

運用の明確化

・「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、重要度評価の際に必須ではない運用を明確化

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

2.3 適用する安全重要度評価手法（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に基づき適用する安全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、複数の安全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つの安全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つの安全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
関係する文書と参考資料：
検査指摘事項の内容：
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：
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：

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

2.3 適用する安全重要度評価手法（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に基づき適用する安全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、複数の安全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つの安全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つの安全重要度評価手法へのルートしか示されない場合、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
関係する文書と参考資料：
検査指摘事項の内容：
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：
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：

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

記載の適正化（誤記）
 記載の適正化（誤記）
 記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤

(✓) 適切なボックスをチェックすること。			(✓) 適切なボックスをチェックすること。			記) 記載の適正化 (出力運転時ガイドとの表現の統一)
発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持	発生防止	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、 <u>原子炉压力容器貫通配管</u> 、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 <u>LOCA</u> に関する事項など)	<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"/> 一次系 (例、安全注入系 (<u>PWRのみ</u>)、主給水系、 <u>高圧炉心注水系</u> 、 <u>原子炉隔離時冷却系 (BWRのみ)</u> 、 <u>高圧系</u> 、 <u>低圧系 (PWR, BWR 両方)</u>) <input type="checkbox"/> 二次系 (<u>PWRのみ</u>) (例、補助給水系、主給水系、 <u>主蒸気逃し弁</u> など) <input type="checkbox"/> 長期炉心冷却機能の劣化 (例、 <u>ECCS</u> サンプ再循環、圧力抑制プールなど)	<input type="checkbox"/> A. 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 <u>RCS</u> 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"/> A. LOCA の要因 (例、加圧器ヒータースリーブ、 <u>原子炉压力容器配管</u> 、 <u>ペネトレーション</u> 、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 <u>LOCA</u> に関する事項など)	<input type="checkbox"/> A. 緩和システム <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"/> 一次系 (例、安全注入系 (<u>PWR</u>)、主給水系、 <u>HPCI</u> 、 <u>RCIC (BWR)</u> 、 <u>高圧系</u> 、 <u>低圧系</u>) <input type="checkbox"/> 二次系、 <u>PWR</u> のみ (例、補助給水系、主給水系、 <u>ADV</u> など)	<input type="checkbox"/> A. 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 <u>RCS</u> 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。	記載の適正化 (出力運転時ガイドとの表現の見直し)。
<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、主蒸気/給水配管の劣化、 <u>内部火災</u> 、 <u>内部溢水</u> など)	<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"/> B. 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、 <u>貫通部</u> シール、 <u>ISLOCA</u> に関する隔離弁、ベント及びパーージ・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"/> B. 過渡事象の要因 (例、原子炉/タービン・トリップ、 <u>外部電源喪失</u> 、 <u>海水系喪失</u> 、主蒸気/給水配管の劣化など)	<input type="checkbox"/> B. 外部事象緩和システム (例、地震/火災/溢水/異常気象の防護機能の劣化)	<input type="checkbox"/> B. 原子炉格納容器バリアの劣化 <input type="checkbox"/> 実際の破損又はバイパス (例、 <u>貫通</u> シール、 <u>ISLOCA</u> に関する隔離弁、ベント及びパーージ・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システム/機器の故障など)	記載の適正化 (出力運転時ガイドとの表現の統一)
<input type="checkbox"/> C. サポート系統に係る起回事象 (<u>外部電源喪失</u> 、 <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> 、 <u>海水系喪失</u> 及び <u>制御用空気系</u> など)	<input type="checkbox"/> C. 反応度制御系の劣化 (原子炉保護系を含む) <input type="checkbox"/> 制御棒の誤動作 <input type="checkbox"/> 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"/> 反応度管理 (例、許可されている出力限度の超過)	<input type="checkbox"/> C. 制御室、補助建屋/原子炉建屋又は使用済燃料建屋 <input type="checkbox"/> D. 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	<input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断 <input type="checkbox"/> E. 外部事象の起回事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> C. 反応度制御系の劣化 (原子炉保護系を含む) <input type="checkbox"/> 制御棒の誤動作 <input type="checkbox"/> 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"/> 反応度管理 (例、許可されている出力限度の超過)	<input type="checkbox"/> D. 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 (出力運転時ガイドとの表現の統一)
<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"/> D. 消防隊	<input type="checkbox"/> D. 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	<input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断 <input type="checkbox"/> E. 外部事象の起回事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> C. 反応度制御系の劣化 (原子炉保護系を含む) <input type="checkbox"/> 制御棒の誤動作 <input type="checkbox"/> 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"/> 反応度管理 (例、許可されている出力限度の超過)	<input type="checkbox"/> D. 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 (出力運転時ガイドとの表現の統一)
<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起回事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起回事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起回事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起回事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起回事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起回事象 (火災及び内部溢水に限定)	記載の適正化 (出力運転時ガイドとの項目と整合)

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"/> 放射性気体又は廃液の排出管理 <input type="checkbox"/> 放射線環境監視 <input type="checkbox"/> 放射性固体廃棄物管理 <input type="checkbox"/> 放射性物質の輸送
核物質防護		

表3-安全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"> 1. 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。 2. 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。 3. 核燃料施設等の場合は、附属書9に進むこと。 4. 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. <u>重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>：</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係っているか。</p>

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"/> 放射性気体又は廃液の排出管理 <input type="checkbox"/> 放射線環境監視 <input type="checkbox"/> 放射性固体廃棄物管理 <input type="checkbox"/> 放射性物質の輸送
核物質防護		

表3-安全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"> 1. 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。 2. 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。 3. 核燃料施設等の場合は、附属書9に進むこと。 3. 発生防止、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. <u>重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>：</p> <p>検査結果は、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設備、機器、体制及び作業員の線量措置に関係しているか。</p>

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）※附属書2との整合。計画、手順を検査対象とする。

<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> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>D. 火災防護：</p> <p>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。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書1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>2. 検査指摘事項は、以下事項に関係しているか。</p> <p>(1) 仮置可燃物、仮置発火源又は高温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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書5に進むこと。</p> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、附属書1に進むこと。</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、燃料補給及び強制停止：</p> <p>検査結果は、プラントが停止していたときの作業、操作、事象又は劣化状態に関するか。</p> <p>注：附属書6は、燃料取替え又は強制的及び保守のための停止時において、事業者においてRHR運転の条件が整い、RHR冷却が開始された時点で始まり、プラント加熱の間にRHRが確保されている時点までの期間に適用される。</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>検査結果は、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7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>D. 火災防護：</p> <p>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。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書1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>2. 検査指摘事項は、以下事項に関係しているか。</p> <p>(1) 仮置可燃物、仮置発火源又は高温作業による火災の発生防止及び管理統制について十分な実施を怠ったか。</p> <p>(2) 固定式の防火システム、又は、火災を封じ込める能力に影響を及ぼすか。</p> <p>(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。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書5に進むこと。</p> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、附属書1に進むこと。</p>	<p>記載の適正化（誤記）※附属書6との整合。添付1の「1.適用」を引用し、それに伴い適用期間を記載している注を削除。</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	---

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、「追加対応あり又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。SERPは、重要度を暫定的に評価する予備会合と、事業者からの意見を踏まえ重要度を最終的に評価する本会合を行う。

2 SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 予備会合の実施

- (1) 予備会合は、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、安全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) 予備会合の結果、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、「重要度評価等に係る事務手順運用ガイド」の様式に沿って安全重要度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 予備会合における評価結果の通知

- (1) 予備会合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、暫定的な安全重要度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 本会合の実施

添付2：重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領

1. 重要度評価・規制対応措置会合の開催

「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、「追加対応あり又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・規制対応措置会合（以下、「SERP」という。）を開催する。SERPは、重要度を暫定的に評価する予備会合と、事業者からの意見を踏まえ重要度を最終的に評価する本会合を行う。

2. SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 予備会合の実施

- (1) 予備会合は、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、安全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、深刻度及び規制対応措置についても検討を行う。
- (2) 予備会合の結果、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で規制対応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、重要度評価等に係る事務手順ガイドの様式に沿って安全重要度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 予備会合における評価結果の通知

- (1) 予備会合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、暫定的な安全重要度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 本会合の実施

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

<p>意見聴取会又は事業者からの意見を踏まえ、重要度評価、深刻度又は安全重要度評価書を変更する必要があるかどうか及び<u>規制措置</u>を検討するため本会合を開催する。</p> <p>2.5 本会合における評価結果の通知</p> <p>(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、その了承を得た上で、事業者に対して書面により通知する。</p> <p>(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。</p> <p>3 規制措置の検討について</p> <p>検査指摘事項の評価結果等に基づき、<u>法</u>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<u>規制措置</u>を行う場合には、<u>「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」</u>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。</p> <p>4 SERP における検討期間について</p> <p>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の通知を行うべく、検討の計画を行う。</p>	<p>意見聴取会又は事業者からの意見を踏まえ、重要度評価、深刻度又は安全重要度評価書を変更する必要があるかどうか及び<u>規制対応措置</u>を検討するため本会合を開催する。</p> <p>2.5 本会合における評価結果の通知</p> <p>(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、その了承を得た上で、事業者に対して書面により通知する。</p> <p>(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。</p> <p>3. 規制対応措置の検討について</p> <p>検査指摘事項の評価結果等に基づき、<u>法令</u>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<u>規制対応措置</u>を行う場合には、<u>原子力規制検査における規制対応措置ガイド</u>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。</p> <p>4. SERP における検討期間について</p> <p>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の通知を行うべく、検討の計画を行う。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（ガイド名の修正）</p>
<p style="text-align: right;">別紙</p>	<p style="text-align: right;">別紙</p>	
<p style="text-align: center;"><u>重要度評価・規制措置会合</u>（SERP）の開催について</p>	<p style="text-align: center;"><u>重要度評価・規制対応措置会合</u>（SERP）の開催について</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>1 趣旨</p> <p>令和2年4月から施行される改正法では、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。</p> <p>このため、「緑」を超える可能性がある検査指摘事項の重要度及び深刻度を評価するとともに、<u>規制措置</u>に関する検討を行うため、<u>「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」</u>に基づき<u>重要度評価・規制措置会合</u>（以下「SERP」という。）を開催する。</p> <p>2 検討事項</p> <p><u>「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」</u>に基づき、以下の事項について検討を行う。</p> <p>(1)「緑」を超える又は追加対応のある検査指摘事項の重要度評価及び深刻度</p>	<p>1. 趣旨</p> <p>令和2年4月から施行される改正法では、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。</p> <p>このため、「緑」を超える可能性がある検査指摘事項の重要度及び深刻度を評価するとともに、<u>規制対応措置</u>に関する検討を行うため、<u>安全重要度評価プロセスに関するガイド</u>に基づき<u>重要度評価・規制対応措置会合</u>（SERP）を開催する。</p> <p>2. 検討事項</p> <p><u>安全重要度評価プロセスに関するガイド</u>に基づき、以下の事項について検討を行う。</p> <p>(1)「緑」を超える又は追加対応のある検査指摘事項の重要度評価及び深刻度</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p><u>(2)</u>重要度評価結果に基づく<u>規制措置</u>の案 <u>(3)</u>対応区分の変更（判断が困難な事例に限る。） <u>(4)</u>その他</p> <p>3 構成員</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○担当部門管理官（主査） ○検査監督総括課長 ○検査評価室長 <p style="text-align: center;">添付3 重要度評価の申立て制度</p> <p>1 目的</p> <p>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。</p> <p>2 申立ての前提</p> <p>原子力規制庁は、検査指摘事項の最終的な安全重要度評価の結果に関して、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。</p> <ol style="list-style-type: none"> (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と判断。 (2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な安全重要度評価ガイドの附属書を用いて<u>検査</u>指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「<u>緑</u>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、<u>重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）</u>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。 <p>3 申立ての要件</p> <p><u>「2 申立ての前提」</u>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。</p>	<p><u>(2)</u>重要度評価結果に基づく<u>規制対応措置</u>の案 <u>(3)</u>対応区分の変更（判断が困難な事例に限る。） <u>(4)</u>その他</p> <p>3. 構成員</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○担当部門管理官（主査） ○検査監督総括課長 ○検査評価室長 <p style="text-align: center;">添付3：重要度評価の申立て制度</p> <p>1. 目的</p> <p>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。</p> <p>2. 申立ての前提</p> <p>原子力規制庁は、検査指摘事項の最終的な安全重要度評価の結果に関して、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。</p> <ol style="list-style-type: none"> (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と判断。 (2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な安全重要度評価ガイドの附属書を用いて<u>指摘事項</u>に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「<u>緑</u>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、<u>重要度評価・規制対応措置会合</u>（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。 <p>3. 申立ての要件</p> <p><u>2の前提</u>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。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

- (1) 原子力規制庁による重要度評価のプロセスが、「[原子力安全に係る重要度評価に関するガイド](#)」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) 重要度評価結果の記載に不十分な点があるため、当該重要度評価結果についてより詳細な説明が必要
- (3) 重要度評価の過程に問題があり、当該重要度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 会合を開催して、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。

- (1) 原子力規制庁による重要度評価のプロセスが、「[安全重要度評価プロセスに関するガイド](#)」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. 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) 重要度評価結果の記載に不十分な点があるため、当該重要度評価結果についてより詳細な説明が必要
- (3) 重要度評価の過程に問題があり、当該重要度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 会合を開催して、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。

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安全重要度について、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。

安全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、「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

「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

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安全重要度について、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。

安全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、安全重要度評価のプロセス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

安全重要度評価のプロセス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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

<p>る。</p> <p>2 リスク情報を活用した重要度評価の実施</p> <p>(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安全重要度を評価する。</p> <p>(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安全重要度評価結果を取りまとめる。</p> <p>(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、安全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。</p> <p>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</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>4 重要度評価プログラムの継続的改善</p> <p>(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。</p> <p>(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> <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>る。</p> <p>2. リスク情報を活用した重要度評価の実施</p> <p>(1) 定量的及び定性的な評価手法と適用可能なガイドラインを使用して、原子力規制検査における検査指摘事項の安全性の重要度を評価する。</p> <p>(2) SERP での重要度の評価のために、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安全重要度評価結果を取りまとめる。</p> <p>(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、安全性の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。</p> <p>3. 検査官を含む原子力規制庁職員への支援の提供</p> <p>(1) リスク情報を使用した検査計画及び関連するガイドライン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。</p> <p>(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。</p> <p>4. 重要度評価プログラムの継続的改善</p> <p>(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。</p> <p>(2) 重要度評価関連のガイドラインの改善、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> <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>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>
---	--	--

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
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
(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 1</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;"><u>(GI0007_附属書 1_r01)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1 適用範囲</u> 3</p> <p><u>2 開始条件</u> 3</p> <p>別紙 <u>1</u> 発生防止のスクリーニングに関する質問 4</p> <p>別紙 <u>2</u> 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問 6</p> <p>別紙 <u>3</u> 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問 9</p> <p>別紙 <u>4</u> 外部事象のスクリーニングに関する質問 11</p> <p><u>1 適用範囲</u></p> <p>本附属書は、原子力検査官が、プラント出力運転時に影響を及ぼす検査指摘事項に対して、スクリーニングに関する質問を使用し、重要度評価で「緑」と判断できるか、詳細リスク評価が必要か、又は、他の適用可能な附属書へ移行するかを判断するための簡易的な方法<u>及び</u>基準を示すものである。</p> <p>本附属書に示す重要度評価の方法は、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に該当する出力運転時の検査指摘事項に適用されるものである。</p> <p><u>2 開始条件</u></p> <p>本附属書に記述される重要度評価は、「<u>GI0007</u> 原子力<u>安全</u>に係る重要度評価に関するガイド」添付 <u>1</u>「検査指摘事項の初期評価」の手順を経た後に実施される。</p> <p>別紙 <u>1</u> 発生防止のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 <u>2</u> 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 <u>3</u> 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 <u>4</u> 外部事象のスクリーニングに関する質問</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 1</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">(新設)</p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 適用範囲</u> 3</p> <p><u>2. 開始条件</u>..... 3</p> <p>別紙 <u>1</u> 発生防止のスクリーニングに関する質問..... 4</p> <p>別紙 <u>2</u> 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問..... 6</p> <p>別紙 <u>3</u> 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問..... 9</p> <p>別紙 <u>4</u> 外部事象のスクリーニングに関する質問 11</p> <p><u>1. 適用範囲</u></p> <p>本附属書は、原子力検査官が、プラント出力運転時に影響を及ぼす検査指摘事項に対して、スクリーニングに関する質問を使用し、重要度評価で「緑」と判断できるか、詳細リスク評価が必要か、又は、他の適用可能な附属書へ移行するかを判断するための簡易的な方法<u>及</u>基準を示すものである。</p> <p>本附属書に示す重要度評価の方法は、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に該当する出力運転時の検査指摘事項に適用されるものである。</p> <p><u>2. 開始条件</u></p> <p>本附属書に記述される重要度評価は、「原子力<u>検査</u>に係る重要度評価に関するガイド」添付 <u>1</u>「検査指摘事項の初期評価」の手順を経た後に実施される。</p> <p>別紙 <u>1</u>-発生防止のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 <u>2</u>-拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 <u>3</u>-閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 <u>4</u>-外部事象のスクリーニングに関する質問</p>	<p>改正に伴う修正※ 附属書の構成見直し</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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	

別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）の起因となる事象

1. 劣化事象を合理的に評価した結果、当該検査指摘事項は小 LOCA に対する原子炉冷却材漏えい率（通常の充てん流量を超える漏えい率）を引き起こす可能性があったか。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 次へ進む

2. 劣化事象を合理的に評価した結果、当該検査指摘事項は、LOCA の緩和に使用される系統とは別の系統に影響を与え、結果として LOCA の緩和機能を全喪失させる可能性があるか。（例えば、インターフェースシステム LOCA）

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

B. 過渡事象の起因となる事象

検査指摘事項は、原子炉トリップを引き起こし、かつプラントのトリップから安定停止状態への移行の間に必要な緩和機器の喪失を引き起こしたか（例えば、復水器の喪失、給水の喪失）。このほかの事象として、高エネルギー配管破断、内部溢水及び火災を含む。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

C. サポート系統に係る起因事象

（新設）

別紙 1-発生防止のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）の起因となる事象

1. 劣化事象に対する合理的な評価を経て、当該検査指摘事項は小 LOCA に対する原子炉冷却材漏えい率を超過することになり得たか。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 次へ進む

2. 劣化事象に対する合理的な評価を経て、当該検査指摘事項は、LOCA の影響緩和のために用いられるシステムに影響を及ぼしそれらの機能の全損を生じさせる LOCA（例えば、インターフェースシステム LOCA）を緩和するために使用される影響を受けた可能性があるほかのシステムを有することができるか。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

B. 過渡事象の起因となる事象

検査指摘事項は、原子炉トリップかつプラントのトリップ開始から安定停止状態への移行において期待される緩和機器の喪失を引き起こしたか（例えば、コンデンサの喪失、給水の喪失）。このほかの事象として、高エネルギー電線破断、内部浸水及び火災を含む。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

C. サポート系に係る起因事象

検査指摘事項は、起因事象の可能性又は原因に寄与し、かつ緩和機器に影響を及ぼすサポート系の完全又

改正に伴う修正※
附属書の構成見直し

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（表現の充実）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（誤

<p>検査指摘事項は、起因事象の可能性又は原因に寄与し、かつ緩和機器に影響を及ぼすサポート系統の完全又は部分的な喪失を含むか。サポート系統の起因事象の例は、外部電源喪失、<u>直流電源</u>喪失、<u>交流電源</u>喪失、補機<u>冷却水系</u>喪失、海水系喪失及び制御用空気系喪失である。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>D. <u>蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象</u></p> <p>検査指摘事項は、蒸気発生器の <u>1</u> 本の伝熱管が、通常の定格出力での<u>内外差圧の 3 倍</u> (3ΔPN0) を持続できない劣化状態を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → <u>「緑」とする</u></p> <p>E. <u>外部事象に係る起因事象</u></p> <p>検査指摘事項は、火災又は内部溢水の起因事象の頻度に影響するか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>は部分的な喪失を含むか。サポート系の起因事象の例は、外部電源喪失、<u>直流母線</u>喪失、<u>交流母線</u>喪失、補機<u>冷却水</u>喪失、海水系喪失及び制御用空気系喪失である。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>D. <u>蒸気発生器伝熱管破断</u></p> <p>検査指摘事項は、蒸気発生器の <u>1</u> 本の伝熱管が、通常の定格出力での<u>一定運転における内外差圧の 3 倍</u> (3ΔPN0) を持続できない劣化状態を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → <u>次へ進む</u></p> <p>E. <u>外部事象に係る起因事象</u></p> <p>検査指摘事項は、火災又は内部溢水の起因事象の頻度に影響するか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>記)</p> <p>記載の適正化 (表現の統一)</p> <p>記載の適正化 (表現の簡素化)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p style="text-align: center;">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</p> <p>A. <u>緩和系の構築物・系統・機器 (SSC) 及び機能性 (反応度制御<u>系統</u>を除く)</u></p> <p>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。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 「緑」とする <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、<u>系統</u>又は機能、あるいは両方の喪失を示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、少なくとも <u>1</u> 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、<u>2</u> つの<u>分離された</u>安全システムがその AOT を超えて<u>供用外</u>になっている</p>	<p style="text-align: center;">別紙 2-1 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. <u>緩和系の構築物・系統・機器 (SSC) 及び機能性 (反応度制御<u>系</u>を除く)</u></p> <p>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。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 「緑」とする <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、<u>システム</u>又は機能、あるいは両方の喪失を示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、少なくとも <u>1</u> 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、<u>2</u> つの<u>個別の (分離された)</u>安全システムが AOT を超えて<u>動作不能</u>にな</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (表現の統一)</p> <p>記載の適正化 (表現の統一)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>

<p>ことを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>4. 検査指摘事項は、事業者の保全プログラムにおいて、<u>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。</u></p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>B. <u>外部事象緩和システム（地震、火災、溢水又は悪天候による劣化）</u></p> <p>検査指摘事項は、地震、溢水また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、<u>溢水バリア</u>又は竜巻用扉）の喪失又は劣化に関するものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 別紙4へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>C. <u>反応度制御系統</u></p> <p>1. 検査指摘事項は、原子炉スクラムの<u>起因となる1つの</u>原子炉保護系（RPS）トリップ信号に影響を与え<u>るとともに、他の多重性のある</u>トリップの機能又は原子炉停止に係る<u>多様性のある</u>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）<u>に対して影響を与えたか。</u></p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、意図<u>せず</u>正の反応度が添加される運転操作（例えば、ヒューマンエラーによるホウ素の誤希釈、冷水注入、制御棒の誤操作、再循環ポンプ速度制御）に関するものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、運転員による反応度<u>管理の失敗という結果になったものか</u>（例えば、<u>原子炉出力が制限値を超えている、又は運転員が運転中に反応度の変化を予測し、制御できない。</u>）</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>D. 消防隊</p>	<p>っていることを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>4. 検査指摘事項は、事業者の保全プログラムにおいて、<u>原子炉施設の安全性を確保する上で重要と判断（例、保全計画において保全重要度高に設定）され、保安規定に規定されていない機器の二つ以上のトレインの安全機能が24時間を超えて実際に喪失していることを示しているか。</u></p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>B. <u>外部事象緩和システム（地震、溢水又は悪天候に対する防護）</u></p> <p>検査指摘事項は、地震、溢水また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、<u>浸水バリア</u>又は竜巻用扉）の喪失又は劣化に関するものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 別紙4へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>C. <u>反応度制御系</u></p> <p>1. 検査指摘事項は、原子炉スクラムを<u>開始するための単一の</u>原子炉保護系（RPS）トリップ信号に影響を与え、<u>かつ、ほかの冗長な</u>トリップの機能又は原子炉停止の<u>多様な方法に対して影響を与えたか</u>（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）。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、意図<u>しないで</u>正の反応度を加えた制御操作に関するものか（例えば、なホウ素の誤希釈、冷水注入、制御棒の誤作動、再循環ポンプ速度制御）。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、運転員による反応度の<u>誤った管理をもたらしたか</u>（例えば、<u>認可された出力上限を超える原子炉出力、若しくは要員運転中に反応度の変化を予期及び制御できない。</u>）</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>D. 消防隊</p>	<p>記載の適正化（表現の簡素化）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	--

<p>1. 検査指摘事項は、消防隊の訓練及び資格要件、又は<u>要員の配置</u>に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が <u>1</u>つ以上該当するかチェックする：</p> <p><input type="checkbox"/> 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、<u>そして</u>当該検査指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。</p> <p><input type="checkbox"/> 消防隊の要員が<u>不足していた</u>全体の時間（暴露時間）は短かった（<u>2</u>時間未満であった）。</p> <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも <u>1</u>つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. <u>検査指摘事項</u>は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が <u>1</u>つ以上該当するかチェックする：</p> <p><input type="checkbox"/> 消防隊の対応時間は、<u>その他の深層防護の要素により緩和された。（区域の可燃物持込み制限を超過しなかった、火災検知システムが機能した、安全停止の代替手段が影響を受けなかったなどの要素）</u></p> <p><input type="checkbox"/> 当該検査指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に<u>関するものであった</u>。</p> <p><input type="checkbox"/> 事業者は、適切な火災防護<u>補完</u>措置を<u>整備していた</u>。</p> <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも <u>1</u>つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が <u>1</u>つ以上該当するかチェックする：</p> <p><input type="checkbox"/> 劣化した火災バリアはなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。</p> <p><input type="checkbox"/> 消火器又は<u>消火</u>ホースが<u>所在不明</u>となった時間は短く、ほかの消火器又は消火ホース格納庫が近くにあった。</p> <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも <u>1</u>つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. D. 1. a、D. 2. a または D. 3. a の下のボックスのいずれにも該当しない → <u>附属書 9</u>へ進む。</p> <p style="text-align: center;">別紙 3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 原子炉<u>冷却材系統</u>（RCS）バウンダリ（例えば、加圧熱衝撃問題）</p> <p><input type="checkbox"/> RCS バウンダリに該当する場合は、詳細なリスク評価部へ進む</p>	<p>1. 検査指摘事項は、消防隊の訓練及び資格要件、又は<u>消防隊要員の配属</u>に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が <u>1</u>つ以上該当するかチェックする：</p> <p><input type="checkbox"/> 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、<u>又</u>当該検査指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。</p> <p><input type="checkbox"/> 消防隊の要員が<u>足りていなかった</u>全体の時間（暴露時間）は短かった（<u>三</u>時間未満であった）。</p> <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも <u>二</u>つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. <u>指摘事情</u>は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が <u>1</u>つ以上該当するかチェックする：</p> <p><input type="checkbox"/> 消防隊の対応時間が、<u>区域可燃物量制限を超過しなかった、設置されている火災検知器が機能した及び安全停止の代替手段が影響を受けなかったその他の深層防護の要素により緩和された。</u></p> <p><input type="checkbox"/> 当該検査指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に<u>関わった</u>。</p> <p><input type="checkbox"/> 事業者が適切な火災防護<u>補償</u>措置を<u>講じた</u>。</p> <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも <u>二</u>つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が <u>1</u>つ以上該当するかチェックする：</p> <p><input type="checkbox"/> 劣化した火災バリアはなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。</p> <p><input type="checkbox"/> 消火器又は<u>火災</u>ホースが<u>不明</u>となった時間は短く、ほかの消火器又は消火ホース格納庫が近くにあった。</p> <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも <u>二</u>つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. D. 1. a、D. 2. a または D. 3. a の下のボックスのいずれにも該当しない → <u>定性的基準を用いる安全重要度評価</u>へ進む</p> <p style="text-align: center;">別紙 3-1 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 原子炉<u>冷却系</u>（RCS）バウンダリ（例えば、加圧熱衝撃問題）</p> <p><input type="checkbox"/> RCS バウンダリに該当する場合は、詳細なリスク評価部へ進む</p>	<p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p>
--	---	---

<p>B. <u>原子炉格納容器の閉じ込め</u></p> <p>1. 検査指摘事項は、原子炉格納容器における貫通部、開口部（バルブ又はエアロック等）格納容器隔離システム（論理回路と計装）及び格納容器熱除去設備に関するものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、原子炉格納容器内の水素イグナイター等の水素対策設備の機能低下を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>B. <u>原子炉閉じ込め</u></p> <p>1. 検査指摘事項は、原子炉の物理的な閉じ込めが求められる状態で実際に開いた経路（バルブ又はエアロック等）、閉じ込め隔離システム（論理と計測）及び熱除去構成機器を示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、原子炉格納容器内の水素イグナイター等の水素対策設備の機能における実際の低下を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p>
<p>C. <u>制御室、補助建屋、原子炉建屋又は使用済燃料プール建屋</u></p> <p>1. 検査指摘事項は、制御室、補助建屋、原子炉建屋、使用済燃料プール建屋又は非常用ガス処理系統（BWR）の放射線バリア機能の劣化のみを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 「緑」とする <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、煙または有毒ガスに対する制御室のバリア機能の低下を示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>C. <u>制御室、補助または使用済燃料プール建屋</u></p> <p>1. 検査指摘事項は、制御室、補助建屋、使用済燃料プール、又は非常用ガス処理系（BWR）のために提供された放射線バリア機能の低下のみを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 「緑」とする <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、煙または有毒大気に対する制御室のバリア機能の低下を示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p>
<p>D. <u>使用済燃料プール（SFP）</u></p> <p>1. 検査指摘事項は、使用済燃料プールの温度が、保安規定の運転上の制限に定める制限値を超過するような使用済燃料プールからの崩壊熱除去機能に悪影響を及ぼすか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、燃料取り扱いミス、燃料集合体の落下、キャスクの落下又は SFP 上のクレーン操作が元となって、燃料被覆管が機械的損傷を起こし、有意な放射性核種の放出を引き起すようなものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む（適用可能な場合は附属書 3 を参照） <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p>	<p>D. <u>使用済燃料プール（SFP）</u></p> <p>1. 検査指摘事項は、使用済燃料プールの温度が、施設固有の許認可条件における最大の分析温度制限を超過するような使用済燃料プールからの崩壊熱除去機能に悪影響を及ぼすか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、燃料取り扱いミス、落下した燃料アセンブリ、落下した格納キャスク又は SFP 上のクレーン操作が元となって、燃料被ふく管への機械的損傷及び放射性核種が検出される放出を引き起したか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む（適用可能な場合は附属書 3 を参照） <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p>	<p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し）</p>

<p>3. 検査指摘事項は、<u>保安規定の運転上の制限に定める水位の制限値を下回るような</u>使用済燃料プール水の<u>減少</u>をもたらすか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>4. 検査指摘事項は、SFP 中性子吸収材、<u>燃料集合体配置ミス</u>（すなわち、燃料<u>装荷</u>パターンエラー）又は<u>ホウ素</u>濃度（PWR のみ）に影響を与えるか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>3. 検査指摘事項は、<u>施設固有の許認可条件における最小の分析レベルの制限以下の減少に至る</u>使用済燃料プール水の<u>供給の喪失</u>をもたらすか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>4. 検査指摘事項は、SFP 中性子吸収材、<u>燃料束置き違い</u>（すなわち、燃料<u>負荷</u>パターンエラー）又は<u>溶解</u><u>ホウ素</u>濃度（PWR のみ）に影響を与えるか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>記載の適正化（表現の見直し） 記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し） 記載の適正化（誤記）</p>
<p>別紙 4 外部事象のスクリーニングに関する質問</p>	<p>別紙 4-外部事象のスクリーニングに関する質問</p>	
<p>1. 機器又は安全機能が、完全に故障した又は利用不能であると仮定した場合、以下の<u>3</u>つの状態の<u>いずれかに該当するか。</u></p> <p><u>外部事象の発生中において、影響緩和として意図されていた機器又は機能そのものが喪失したことは、</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラントトリップまたは起因事象を引き起こし得る。 ・<u>複数から成る</u>トレインの<u>系統</u>又は機能のうちの<u>2</u>つ以上のトレインを劣化させ得る。 ・リスク上重要な<u>系統</u>又は機能をサポートする<u>系統の 1</u>つ以上のトレインを劣化させ得る。 <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、<u>事業者が PRA や類似の分析で特定した、外部事象による</u>炉心損傷事故シーケンス（すなわち、地震、溢水又は悪天候事象<u>によって</u>発生）に寄与する<u>安全機能</u>の全喪失を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>1. 機器又は安全機能が、完全に故障した又は利用不能であると仮定した場合、以下の<u>3</u>つの状態の<u>いずれかが該当するか。外部の起因事象の発生において、その機器又は機能そのものが喪失し、それは影響緩和として考えられていた。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラントトリップまたは起因事象を引き起こし得る。 ・<u>複数</u>トレイン<u>システム</u>又は機能のうちの<u>2</u>つ以上のトレインを劣化させ得る。 ・リスク上重要な<u>システム</u>又は機能をサポートする<u>ためのシステムの 1</u>つ以上のトレインを劣化させ得る。 <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、<u>PRA や類似の分析をと</u>おして事業者によって特定された、<u>外部事象起因の</u>炉心損傷事故シーケンス（すなわち、地震、溢水又は悪天候事象<u>が起因となって</u>発生）に寄与する<u>いずれか安全機能</u>の全喪失を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（表現の見直し） 記載の適正化（誤記）</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 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</p> <p style="text-align: center;"><u>(GI0007_附属書2_r01)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1 適用範囲</u> 3</p> <p><u>2 法令等により事業者が要求されている事項</u> 3</p> <p><u>2.1 設備・機器及び体制の整備</u> 3</p> <p><u>2.2 施設の保全のための活動</u> 3</p> <p><u>3 安全重要度評価の基本的考え方</u> 4</p> <p><u>4 安全重要度評価の方法</u> 5</p> <p><u>4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合</u> 5</p> <p><u>4.2 運用手順等に基づく活動の不実施</u> 6</p> <p><u>1 適用範囲</u></p> <p>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安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、以下に関する安全重要度の評価に適用する。</p> <p>○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</p> <p>○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</p> <p><u>2 法令等により事業者が要求されている事項</u></p> <p><u>2.1 設備・機器及び体制の整備</u></p> <p>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。</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>(3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年<u>1</u>回以上定期的に実施すること</p> <p>(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、<u>消火ホース</u>その他の資機材を備え付けること</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 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</p> <p style="text-align: center;">(新設)</p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 適用範囲</u> 3</p> <p><u>2. 法令等により事業者が要求されている事項</u>..... 3</p> <p><u>2.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング</u>..... 3</p> <p><u>2.2 事案の深刻度の評価</u>..... 3</p> <p><u>3. 安全重要度評価の基本的考え方</u>..... 4</p> <p><u>4. 安全重要度評価の方法</u>5</p> <p><u>4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合</u>..... 5</p> <p><u>4.2 運用手順等に基づく活動の不実施</u> 6</p> <p><u>1. 適用範囲</u></p> <p>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安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、以下に関する安全重要度の評価に適用する。</p> <p>○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</p> <p>○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</p> <p><u>2. 法令等により事業者が要求されている事項</u></p> <p><u>2.1 設備・機器及び体制の整備</u></p> <p>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。</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>(3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年<u>一</u>回以上定期的に実施すること</p> <p>(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、<u>消火ホース</u>その他の資機材を備え付けること</p>	<p>改正に伴う修正※ 附属書の構成見直し</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

- (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溶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
- 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
- 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

- (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
- 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等
- 原子炉格納容器下部の溶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
- 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
- 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

記載の適正化（誤記）

<p>・放射性物質の放出を低減するための対策</p> <p>・重大事故等対策における要求事項の一部手順</p> <p>・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</p> <p>3 安全重要度評価の基本的考え方</p> <p>「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。</p> <p>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。</p> <p>4 安全重要度評価の方法</p> <p>4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合</p> <p>「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安全重要度について以下のとおり評価を行う。</p> <p>(1) 評価の基準</p> <p>a. 防止等措置に係る指摘事項の場合</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・附属書 1 出力運転時の検査指摘事項に対する安全重要度評価ガイド ・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安全重要度評価ガイド ・附属書 7 バリア健全性に関する安全重要度評価ガイド ・附属書 9 定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド <p>附属書の選定にあたっては、「GI0007 原子力安全に係る安全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。</p> <p>b. 防止等措置以外に係る検査指摘事項の場合</p> <p>以下の基準で評価を行う。</p> <p><「白」と評価></p> <p>○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。</p> <p><「緑」と評価></p> <p>○上記以外の場合。</p> <p>(2) 重要度の判定</p>	<p>・放射性物質の放出を低減するための対策</p> <p>・重大事故等対策における要求事項の一部手順</p> <p>・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</p> <p>3. 安全重要度評価の基本的考え方</p> <p>2.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。</p> <p>その他、防止等措置以外の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。</p> <p>4. 安全重要度評価の方法</p> <p>4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合</p> <p>2.1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指摘事項に関する安全重要度について以下のとおり評価を行う。</p> <p>(1) 評価の基準</p> <p>a. 防止等措置に係る指摘事項の場合</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・附属書 1 出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド ・附属書 5 火災防護に関する安全重要度評価ガイド ・附属書 6 停止時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド ・附属書 7 バリア健全性に関する安全重要度評価ガイド ・附属書 9 定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド <p>附属書の選定にあたっては、「安全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。</p> <p>b. 防止等措置以外に係る指摘事項の場合</p> <p>以下の基準で評価を行う。</p> <p><「白」と評価></p> <p>○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。</p> <p><「緑」と評価。></p> <p>○上記以外の場合。</p> <p>(2) 重要度の判定</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<p>以下の手順で安全重要度の判定を行う (☒参照)。</p> <p>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安全重要度を評価 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、安全重要度を「白」と評価</p> <p>4.2 運用手順等に基づく活動の不実施</p> <p><u>「2.2 施設の保全のための活動」</u>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、<u>「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」</u>により安全重要度評価が可能なものについては、<u>「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」</u>による手法で評価を行うものとする。</p> <p>(1) 評価の基準 安全重要度の評価は、以下の基準で判断を行う。</p> <p>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つたと判断する場合</p> <p>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つたと判断する場合</p> <p>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つたが、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</p> <p>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</p> <p>(2) 安全重要度の判定 以下の手順で安全重要度の判定を行う。</p> <p>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<u>検査指摘事項</u>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. その影響の安全重要度を評価する</p>	<p>以下の手順で安全重要度の判定を行う (☒1参照)。</p> <p>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安全重要度を評価 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、安全重要度を「白」と評価</p> <p>4.2 運用手順等に基づく活動の不実施</p> <p><u>2.2</u>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、<u>4.1</u>により安全重要度評価が可能なものについては、<u>4.1</u>による手法で評価を行うものとする。</p> <p>(1) 評価の基準 安全重要度の評価は、以下の基準で判断を行う。</p> <p>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つたと判断する場合</p> <p>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つたと判断する場合</p> <p>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つたが、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</p> <p>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</p> <p>(2) 安全重要度の判定 以下の手順で安全重要度の判定を行う。</p> <p>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<u>指摘事項</u>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. その影響の安全重要度を評価する</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
--	---	--

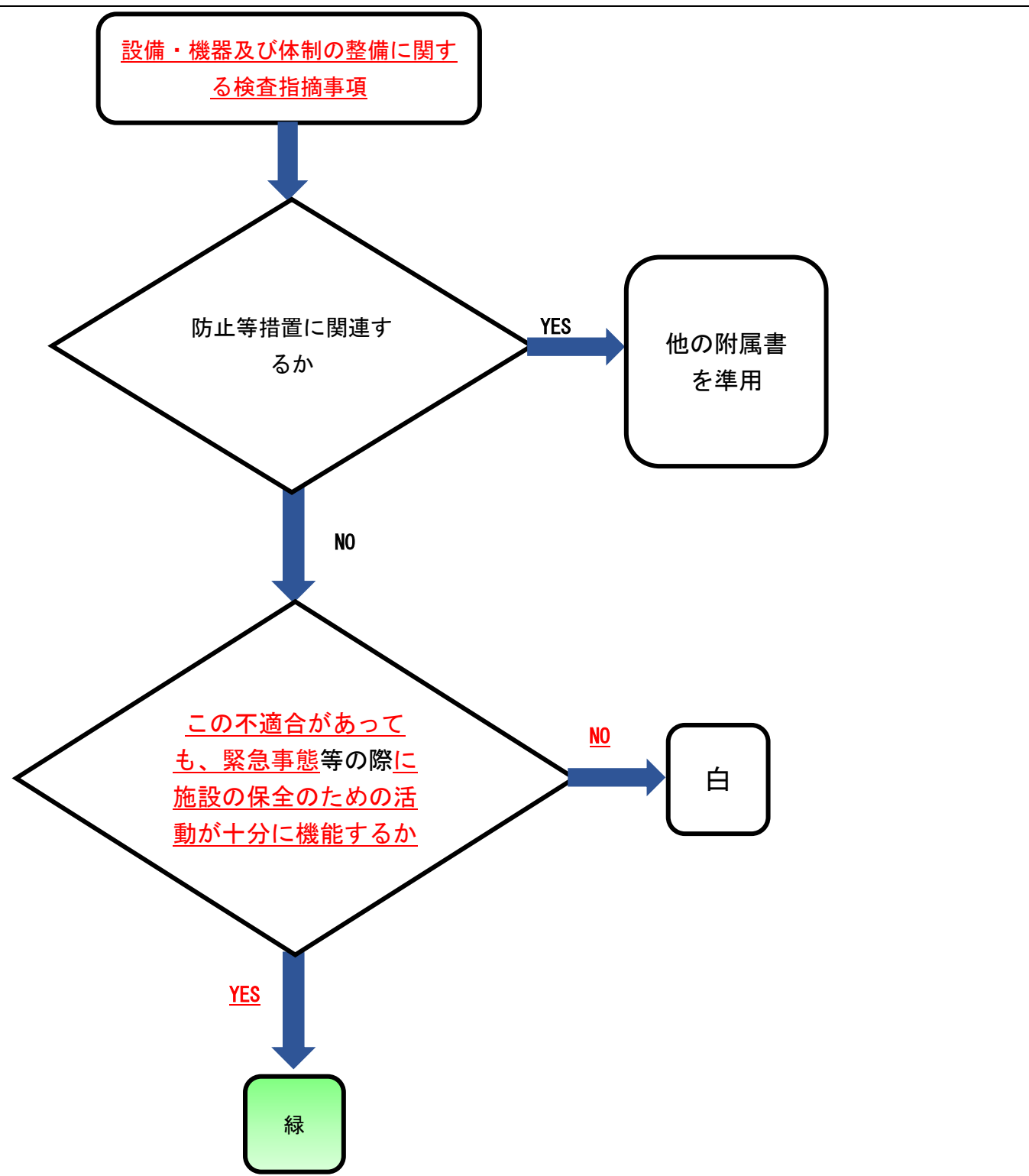


図 設備・機器及び体制の整備に関する不適合に対する安全重要度評価フロー

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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）	

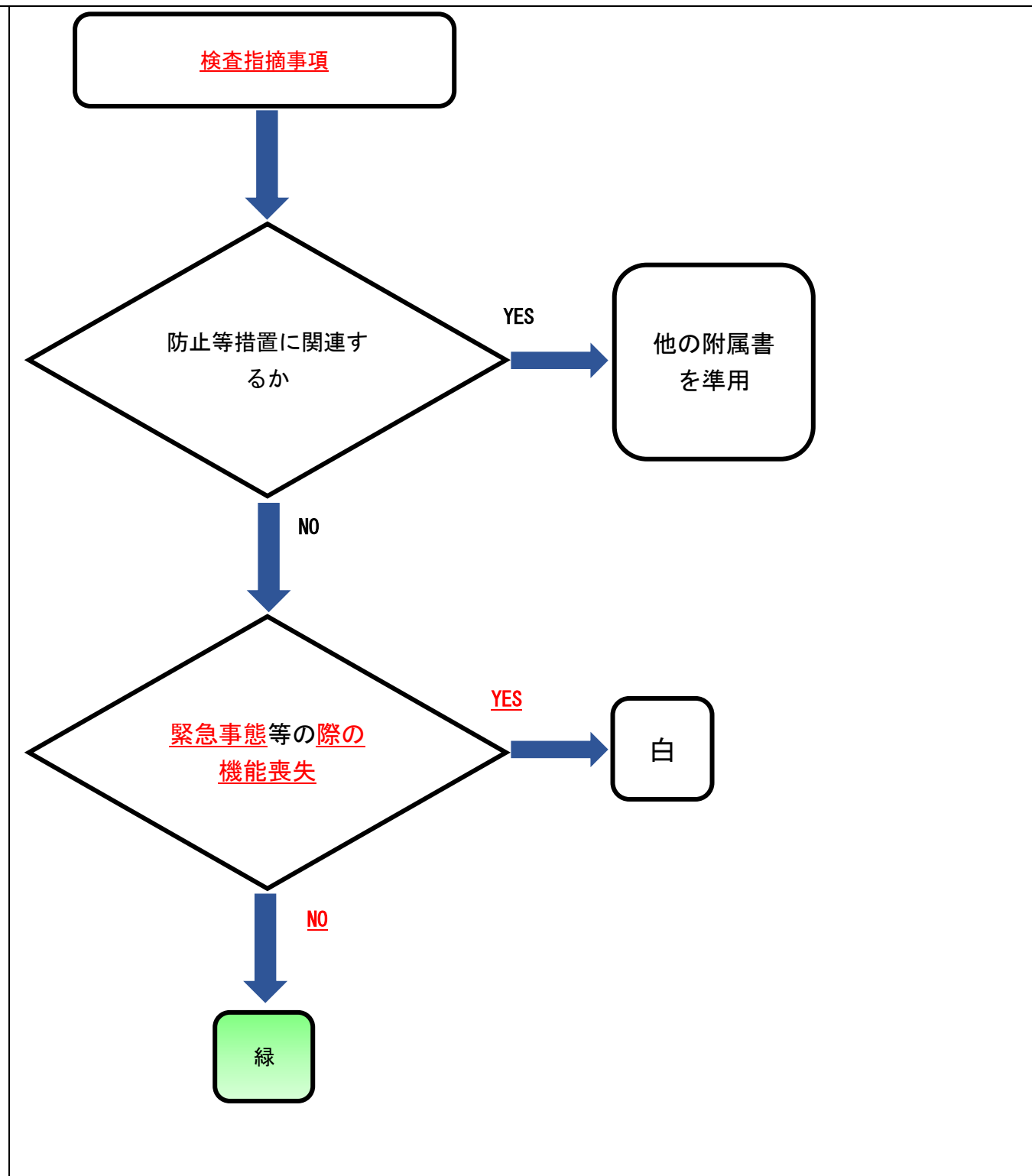


図1. 要求事項の不適合に対する安全重要度評価フロー

(新設)

記載の適正化（主旨の明確化）

記載の適正化（主旨の明確化）

記載の適正化（誤記）

改正に伴う修正※
附属書の構成見直し

	○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 3
従業員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>原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p>附属書3</p> <p>従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p><u>(GI0007_附属書3_r01)</u></p> <p><u>目次</u></p> <p><u>1 適用範囲 3</u></p> <p><u>2 放射線被ばく線量低減活動 (ALARA) の安全重要度評価 3</u></p> <p><u>2.1 平均集団線量の評価 3</u></p> <p><u>2.2 作業活動における集団線量の評価 3</u></p> <p><u>3 放射線被ばく管理の安全重要度評価 3</u></p> <p><u>3.1 線量限度及び等価線量の超過の評価 3</u></p> <p><u>3.2 線量限度超過の可能性における評価 4</u></p> <p><u>3.3 線量の評価能力に関する評価 4</u></p> <p><u>1 適用範囲</u></p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、従業員に対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</p>	<p>原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p>附属書3</p> <p>従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p>(新設)</p> <p><u>目次</u></p> <p><u>1. 適用範囲 3</u></p> <p><u>2. 放射線被ばく線量低減活動 (ALARA) の安全重要度評価.....3</u></p> <p><u>2.1 平均集団線量の評価.....3</u></p> <p><u>2.2 作業活動における集団線量の評価.....3</u></p> <p><u>3. 放射線被ばく管理.....3</u></p> <p><u>3.1 線量限度及び等価線量の超過.....3</u></p> <p><u>3.2 線量限度超過の可能性における安全重要度評価.....4</u></p> <p><u>3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価.....4</u></p> <p><u>1. 適用範囲</u></p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、従業員に対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</p>	<p>改正に伴う修正※ 附属書の構成見直し</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化(表現の整合)</p> <p>記載の適正化(表現の整合)</p> <p>記載の適正化(表現の整合)</p> <p>記載の適正化(表現の整合)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>

<p>事業者は従業員の放射線安全について、合理的に達成可能な限り低い従業員の被ばく線量を達成するために、法令等により放射線防護を行うことが要求されている。</p> <p>原子力規制検査においては、事業者が従業員の被ばくを低減するために<u>適切な対策の実施状況又は被ばくを低減する可能性のある方法の使用状況</u>について事業者のパフォーマンスを検査する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書により安全重要度の評価を行う。</p> <p>2. 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価</p> <p>2.1 平均集団線量の評価（別紙1参照）</p> <p>(1) 安全重要度評価に当たっては、まず事業者の直近の過去3年の平均集団線量と、過去10年間（1999年～2008年）における1基当たりの年間集団線量（中央値）の平均値と比較し、事業者の全体的なALARAのパフォーマンスを評価する。</p> <p>(2) 当該過去3年の平均集団線量が、PWRについて1.07人・Sv/基又はBWRについて1.22人・Sv/基を下回る場合には、安全重要度は「緑」と評価する。この数値を超える場合には、次のステップに進む。</p> <p>2.2 作業活動における集団線量の評価</p> <p>(1) ALARA計画又は作業管理のために関連業務をグループ化した作業活動における実際の集団線量を基に評価を行う。この作業活動における実際の集団線量が、0.25人・Svを超える場合には、「白」と評価する。作業活動における実際の集団線量が0.25人・Sv以下の場合には、次のステップに進む。</p> <p>(2) 評価期間中（過去2年）、実際の集団線量が0.05人・Svを超え、かつ計画された線量の50%を超える作業活動の件数が5件を超える場合には、「白」、4件以下の場合には「緑」と評価する。</p> <p>(3) なお、評価に当たっては、恣意的に作業活動を分割していないか、前例や作業の状況等を踏まえ事業者が適切に作業活動を設定しているか留意する。</p> <p>3. 放射線被ばく管理の安全重要度評価</p> <p>3.1 線量限度及び等価線量の<u>超過の評価</u></p> <p>従業員の被ばく管理等が不適切であったため、法令に定める線量限度を超過した場合は、安全重要度は最低でも「白」と評価される。</p>	<p>事業者は従業員の放射線安全について、合理的に達成可能な限り低い従業員の被ばく線量を達成するために、法令等により放射線防護を行うことが要求されている。</p> <p>原子力規制検査においては、事業者が従業員の被ばくを低減するために<u>適切な対策の実施状況又は被ばくを低減するための可能性のある方法の使用状況</u>について事業者のパフォーマンスを検査する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書により安全重要度の評価を行う。</p> <p>2. 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価</p> <p>2.1 平均集団線量の評価（別紙1参照）</p> <p>(1) 安全重要度評価に当たっては、まず事業者の直近の過去3年の平均集団線量と、過去10年間（1999年～2008年）における1基当たりの年間集団線量（中央値）の平均値と比較し、事業者の全体的なALARAのパフォーマンスを評価する。</p> <p>(2) 当該過去3年の平均集団線量が、PWRについて1.07人・Sv/基又はBWRについて1.22人・Sv/基を下回る場合には、安全重要度は「緑」と評価する。この数値を超える場合には、次のステップに進む。</p> <p>2.2 作業活動における集団線量の評価</p> <p>(1) ALARA計画又は作業管理のために関連業務をグループ化した作業活動における実際の集団線量を基に評価を行う。この作業活動における実際の集団線量が、0.25人・Svを超える場合には、「白」と評価する。作業活動における実際の集団線量が0.25人・Sv以下の場合には、次のステップに進む。</p> <p>(2) 評価期間中（過去2年）、実際の集団線量が0.05人・Svを超え、かつ計画された線量の50%を超える作業活動の件数が5件を超える場合には、「白」、4件以下の場合には「緑」と評価する。</p> <p>(3) なお、評価に当たっては、恣意的に作業活動を分割していないか、前例や作業の状況等を踏まえ事業者が適切に作業活動を設定しているか留意する。</p> <p>3. 放射線被ばく管理</p> <p>3.1 線量限度及び等価線量の<u>超過</u></p> <p>従業員の被ばく管理等が不適切であったため、法令に定める線量限度を超過した場合は、安全重要度は最低でも「白」と評価される。</p>	<p>記載の適正化（表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（表現の整合）</p> <p>記載の適正化（表現の整合）</p>
---	---	---

<p>(1)「白」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は<u>等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）</u>を超えたが、その限度の2倍以下である場合（管理区域内における高い放射線量又は汚染により<u>特別措置</u>が必要な区域（以下、「<u>高放射線汚染区域</u>」という。）を除く。）</p> <p>b. 皮膚の被ばくに関しては、<u>法令に定める等価線量限度等価線量限度</u>を超えたが、その5倍以下である場合</p> <p>(2)「黄」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は<u>等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）</u>の2倍を超えたが、その限度の5倍以下である場合</p> <p>b. <u>高放射線汚染区域</u>において、法令に定める線量限度又は<u>等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）</u>を超えたが、その限度の2倍以下である場合</p> <p>c. 皮膚被ばくに関しては、<u>法令に定める等価線量限度等価線量限度</u>の5倍を超える場合</p> <p>(3)「赤」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）の5倍を超える場合</p> <p>3.2 線量限度超過の可能性における<u>評価</u></p> <p>従業員の被ばくについて、<u>結果的に法令</u>に定める線量限度及び等価線量限度<u>を超えなくとも</u>、超える可能性があった場合は、安全重要度が高いと判断される場合がある。事業者が状況に応じて線量限度を超えないよう十分な管理を実施したかという問題であり、評価に当たっては以下について考慮する。</p> <p>○時 間：被ばく時間が相当程度長くなる可能性が<u>あったか</u></p> <p>○放射線源強度：放射線源がかなり強い可能性が<u>あったか</u></p> <p>○距 離：従業員が、放射線源に<u>近づく</u>可能性が<u>あったか</u></p> <p>○遮へい：意図しない<u>遮へい（例えば、線源を遮っている機器類）</u>が合理的に取り除かれる可能性が<u>あったか</u></p>	<p>(1)「白」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は<u>等価線量限度</u>を超えたが、その限度の2倍以内である場合（管理区域内における高い放射線量又は汚染により<u>追加防護</u>が必要な区域（以下、「<u>追加防護区域</u>」という。）を除く。）</p> <p>b. 皮膚の被ばくに関しては、<u>等価線量限度</u>を超えたが、その5倍以内である場合</p> <p>(2)「黄」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は<u>等価線量限度</u>の2倍を超えたが、その限度の5倍以内である場合</p> <p>b. <u>追加防護区域</u>において、法令に定める線量限度又は<u>等価線量限度</u>を超えたが、その限度の2倍以内である場合</p> <p>c. 皮膚被ばくに関しては、<u>等価線量限度</u>の5倍を超える場合</p> <p>(3)「赤」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）の5倍を超える場合</p> <p>3.2 線量限度超過の可能性における<u>安全重要度評価</u></p> <p>従業員の被ばくについて、<u>法令</u>に定める線量限度及び等価線量限度<u>を超える可能性があった場合は</u>、安全重要度が高いと判断される場合がある。事業者が状況に応じて線量限度を超えないよう十分な管理を実施したかという問題であり、評価に当たっては以下について考慮する。</p> <p>○時 間：被ばく時間が相当程度長くなった可能性が<u>あるか</u></p> <p>○放射線源強度：放射線源はかなり強かった可能性が<u>あるか</u></p> <p>○距 離：従業員が、放射線源に<u>近づいた</u>可能性が<u>あるか</u></p> <p>○遮へい：意図しない<u>遮へい</u>が合理的に取り除かれた可能性が<u>あるか</u></p>	<p>記載の適正化 （誤記）※皮膚被ばくはb.で規定しているため。</p> <p>記載の適正化 （保安規定の表現との整合）</p> <p>記載の適正化 （区域表現の見直し）</p> <p>記載の適正化 （誤記）※皮膚被ばくはb.で規定しているため。</p> <p>記載の適正化 （保安規定の表現との整合）</p> <p>記載の適正化 （区域表現の見直し）</p> <p>記載の適正化（表現の整合）</p> <p>記載の適正化 （主旨の明確化）</p> <p>記載の適正化 （誤記）</p> <p>記載の適正化 （NRCの例示を追記）</p>
--	--	--

実際の安全重要度評価においては、皮膚の等価線量限度を超過する可能性があった場合は「緑」と判断する。その他の線量限度及び等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）を超過する可能性があった場合は「白」、高放射線汚染区域における線量超過の可能性があった場合は「黄」と判断する。

3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価

線量計の故障又は線量計の校正が不適切であった、線量の評価が適切にできなかった及び線量の記録が適切にできなかったなど、放射線監視及び従業員に対する放射線測定が適切に実施されず、事業者の総合的な線量評価能力が不十分と判断される場合は「白」と評価される。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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線量の評価能力に関する重要度評価について、個別の不備ではなく、事業者の総合的な線量評価能力を評価する項目であることを明記（附属書3 3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価） ○記載の適正化	

別紙1 実用発電用原子炉施設1基当たりの集団線量の推移

<BWR>

(人・Sv/基)

	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
最大値	5.31	4.64	3.26	4.12	5.47	8.65	5.91	4.53	4.59	4.62
最小値	0.49	0.30	0.51	0.18	0.19	0.04	0.02	0.00	0.06	0.09
平均値	2.14	1.96	1.68	2.10	2.38	1.58	1.39	1.33	1.47	1.45
中央値	0.87	0.95	1.17	1.56	2.21	1.14	0.72	1.32	1.09	1.17

実際の安全重要度評価においては、皮膚の等価線量限度を超過する可能性があった場合は「緑」と判断する。その他の線量限度及び等価線量限度を超過する可能性があった場合は「白」、追加防護区域における線量超過の可能性があった場合は「黄」と判断する。

3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価

線量計の故障又は線量計の校正が不適切であった、線量の記録ができなかったなど、放射線監視及び従業員に対する放射線測定が適切に実施されなかった場合は「白」と評価される。

(新設)

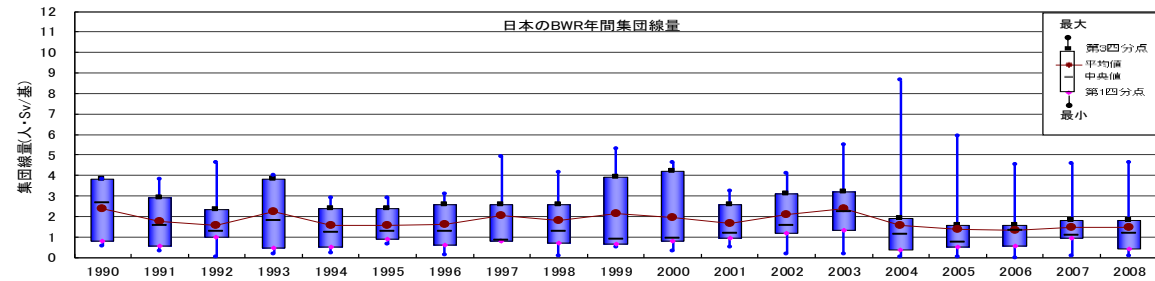
別紙1 実用発電用原子炉施設1基当たりの集団線量の推移

<BWR>

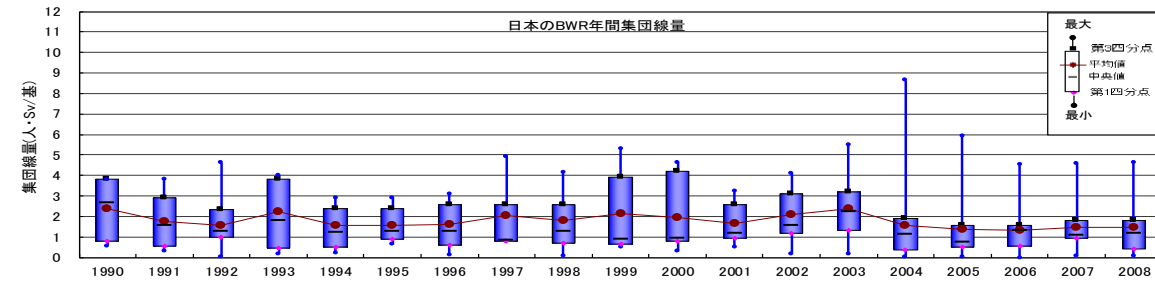
(人・Sv/基)

	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
最大値	5.31	4.64	3.26	4.12	5.47	8.65	5.91	4.53	4.59	4.62
最小値	0.49	0.30	0.51	0.18	0.19	0.04	0.02	0.00	0.06	0.09
平均値	2.14	1.96	1.68	2.10	2.38	1.58	1.39	1.33	1.47	1.45
中央値	0.87	0.95	1.17	1.56	2.21	1.14	0.72	1.32	1.09	1.17

記載の適正化
 (誤記) ※皮膚被ばくはb.で規定しているため。
 記載の適正化
 (区域表現の見直し)
 運用の明確化
 ・個別の不備ではなく、事業者の総合的な線量評価能力を評価する項目であることを明記
 改正に伴う修正※
 附属書の構成見直し



出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

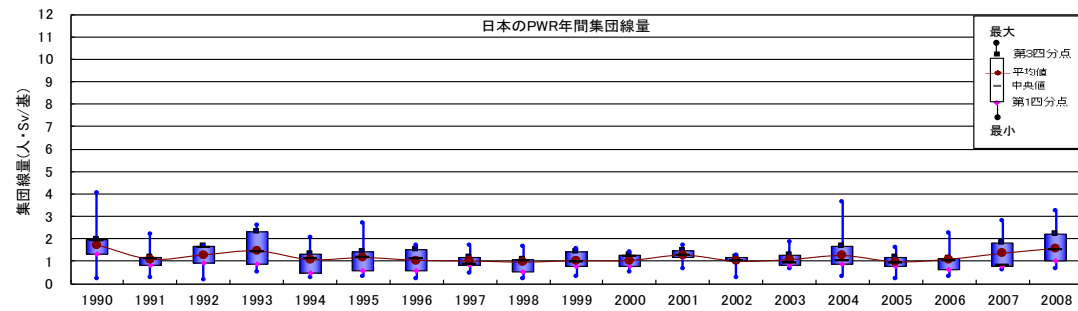


出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

<PWR>

(人・Sv/基)

	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
最大値	1.57	1.42	1.72	1.27	1.84	3.66	1.59	2.24	2.80	3.27
最小値	0.32	0.51	0.69	0.30	0.65	0.34	0.22	0.33	0.63	0.69
平均値	1.02	1.03	1.27	1.00	1.07	1.25	0.97	1.09	1.35	1.57
中央値	0.96	1.21	1.27	1.02	0.93	1.01	0.91	1.03	0.82	1.52



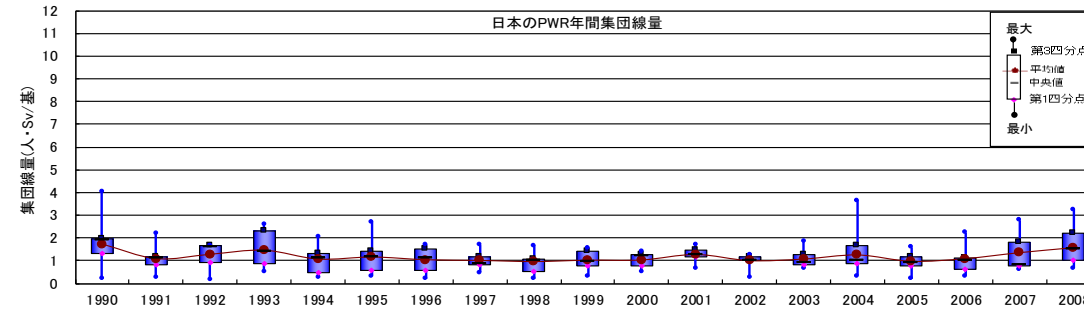
出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

別紙2 安全重要度評価のフロー図

<PWR>

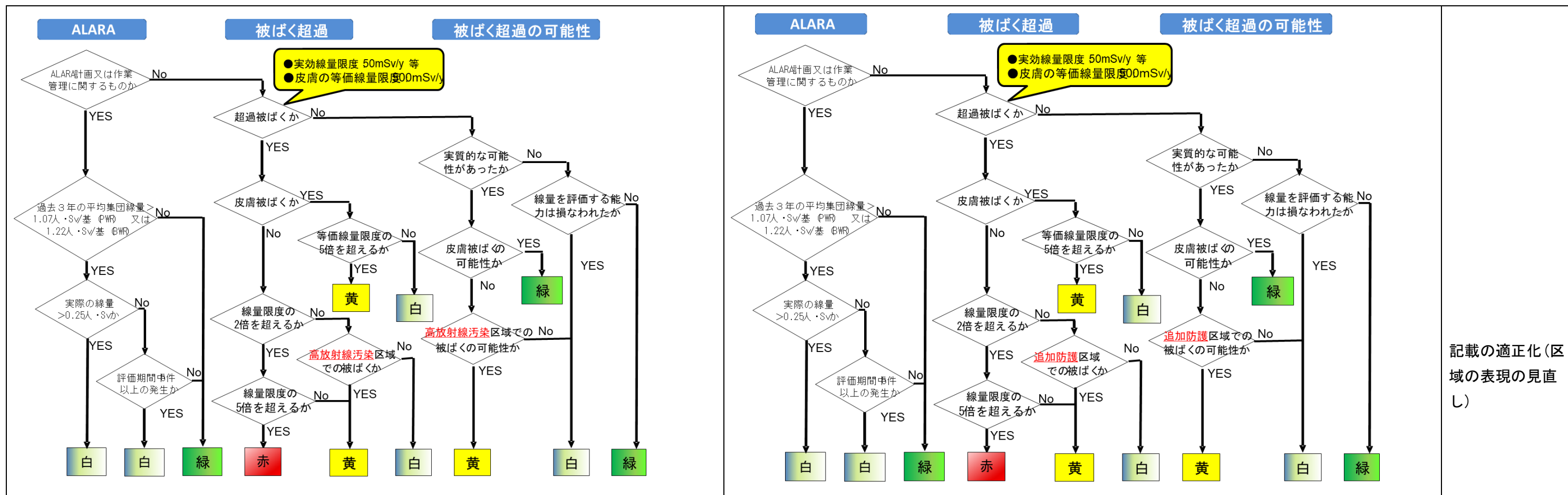
(人・Sv/基)

	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
最大値	1.57	1.42	1.72	1.27	1.84	3.66	1.59	2.24	2.80	3.27
最小値	0.32	0.51	0.69	0.30	0.65	0.34	0.22	0.33	0.63	0.69
平均値	1.02	1.03	1.27	1.00	1.07	1.25	0.97	1.09	1.35	1.57
中央値	0.96	1.21	1.27	1.02	0.93	1.01	0.91	1.03	0.82	1.52



出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

別紙2 安全重要度評価のフロー図



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 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 style="text-align: center;"><u>(GI0007_附属書4_r01)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>適用範囲</u> 3</p> <p><u>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</u>..... 3</p> <p><u>1.1 目的</u> 3</p> <p><u>1.2 安全重要度評価プロセス</u> 3</p> <p><u>2 放射性固体廃棄物の管理</u> 4</p> <p><u>2.1 目的</u> 4</p> <p><u>2.2 安全重要度評価プロセス</u> 5</p> <p><u>3 運搬</u> 5</p> <p><u>3.1 目的</u> 5</p> <p><u>3.2 安全重要度評価プロセス</u> 6</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安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、公衆被ばくに対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</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、施設周辺の一般公衆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 <u>に対し、合理的に達成可能な限り低く</u> (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安全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安全重要度評価を行う。</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4 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;">(新設)</p> <p><u>目次</u></p> <p><u>適用範囲</u> 3</p> <p><u>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</u>..... 3</p> <p><u>1.1 目的</u>.....3</p> <p><u>1.2 安全重要度評価プロセス</u>.....3</p> <p><u>2. 放射性固体廃棄物の管理</u>.....4</p> <p><u>2.1 目的</u>.....4</p> <p><u>2.2 安全重要度評価プロセス</u>.....5</p> <p><u>3. 運搬</u>.....5</p> <p><u>3.1 目的</u>.....5</p> <p><u>3.2 安全重要度評価プロセス</u>.....6</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安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、公衆被ばくに対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</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</p> <p>1.1 目的</p> <p>原子力施設においては、施設周辺の一般公衆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 <u>よりはるかに低く、更に合理的に達成可能な限り低く</u> (ALARA) 維持するために、放射性気体廃棄物及び放射性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安全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安全重要度評価を行う。</p>	<p>改正に伴う修正※ 附属書の構成見直し</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (表現の見直し)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (表現の見直し)</p> <p>記載の適正化 (表現統一)</p>

1.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

- 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
- 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
- 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、「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（50マイクロシーベルト/年）を目安に定めた50マイクロシーベルト以下の場合。
- 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

(2) 「白」と判断される場合

- 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・手法による公衆への被ばく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。

<重大な不備例>

- ✓ 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、被ばくの程度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
 - ✓ 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいにより、公衆が被ばくした放射線量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
- 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が、50マイクロシーベルトを超えるが、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1ミリシーベルト以下である場合。

(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放射性物質の線量が1ミリシーベルトを超え、「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

1.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

- 事業者の放射性気体廃棄物及び放射性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
- 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排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
- 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいによる公衆の放射線量が、「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（50マイクロシーベルト/年）より小さい場合。
- 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

(2) 「白」と判断される場合

- 事業者が、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいに気付かず、決められた手順・手法による公衆への被ばくや環境に対する影響を評価できない等、これら排出管理に重大な不備がある場合。

<重大な不備例>

- ✓ 事業者が定める手順どおりに、排出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、排出し又は漏えいした放射性気体廃棄物及び放射性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）放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、被ばくの程度が著しく低く見積もられている場合
 - ✓ 排出又は漏えいした放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の測定機器等に重大な欠陥があり、その結果、放射性廃液排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
 - ✓ 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいにより、公衆が被ばくした放射線量の評価するためのデータ（計測データ、サンプルデータ等）が存在しない場合
- 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいによる放射性物質の線量が、「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（50マイクロシーベルト/年）を超えるが、1ミリシーベルト未満である場合。

(3) 「黄」と判断される場合

放射性気体及び液体廃棄物の排出又は漏えいによる放射性物質の線量が1ミリシーベルトを超え、5ミリシーベルト未満である場合。

記載の適正化（誤記）※主語の誤り
記載の適正化（表現の見直し）

記載の適正化
・指針値は目安であり、年間の被ばく量ではない旨を明記

記載の適正化
・評価の不備であり排出管理の不備でないことを明記。
・不備例は例示であり、これらに限定しないことを明記

記載の適正化（表現の見直し）

記載の適正化（表現の見直し）

記載の適正化（表現の見直し）

記載の適正化
・線量の判断基準の根拠を追記
記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・線量の判断基準の根拠を追記

<p>いて事故時の放射線被ばくの判断基準値を目安に定めた5ミリシーベルト以下である場合。</p> <p>(4)「赤」と判断される場合</p> <p>放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が5ミリシーベルトを超える場合。</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、本附属書を用いて安全重要度評価を行う。</p> <p>2.2 安全重要度評価プロセス</p> <p>(1)「緑」と判断される場合</p> <p>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放出管理の手順等に違反があり、当該放射線に係る公衆に対する実効線量が50マイクロシーベルト以下の場合。</p> <p>(2)「白」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が、50マイクロ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。</p> <p>(3)「黄」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が、1ミリシーベルトを超え、5ミリシーベルト以下である場合。</p> <p>(4)「赤」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が、5ミリシーベルトを超える場合。</p> <p>3 運搬</p> <p>3.1 目的</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>(4)「赤」と判断される場合</p> <p>放射性気体及び液体廃棄物の排出又は漏えいによる放射性物質の線量が5ミリシーベルトを超える場合。</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され、施設構内において運搬又は施設構外へ搬出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、本附属書を用いて安全重要度評価を行う。</p> <p>2.2 安全重要度評価プロセス</p> <p>(1)「緑」と判断される場合</p> <p>事業者の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放出管理の手順等に違反があり、当該放射線に係る公衆に対する実効線量当量が50マイクロシーベルトより小さい場合。</p> <p>(2)「白」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量当量が、「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(50マイクロシーベルト/年)を超えるが、1ミリシーベルト未満である場合。</p> <p>(3)「黄」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量当量が、施設の周辺監視区域における線量限度の1ミリシーベルトを超え、5ミリシーベルト未満である場合。</p> <p>(4)「赤」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量当量が、施設の周辺監視区域の原子力規制委員会が認めた場合における線量限度5ミリシーベルトを超える場合。</p> <p>3. 運搬</p> <p>3.1 目的</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(表現の見直し)</p> <p>記載の適正化 ・運搬については、本項に無く、3項で記載があるので削除</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化 ・数値の根拠は記載済みのため削除</p> <p>記載の適正化 ・数値の根拠は記載済みのため削除</p> <p>記載の適正化 ・数値の根拠は記載済みのため削除</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
--	--	--

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安全重要度評価を行う。

3.2 安全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。安全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。
- ✓ 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. 以下の場合は「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. 以下の場合は「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. 以下の場合は「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。

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安全重要度評価を行う。

3.2 安全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。安全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。
- ✓ 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. 以下の場合は「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. 以下の場合は「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. 以下の場合は「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指摘事項に適用される。

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

<p>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。</p> <p>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<u>1</u>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。</p> <p>c. 以下の場合には「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が高まっていると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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<u>1</u>ミリシーベルト以下である場合、又は従業員<u>1</u>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 <p>d. 以下の場合には「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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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<u>1</u>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 	<p>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。</p> <p>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<u>1</u>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。</p> <p>c. 以下の場合には「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が高まっていると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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<u>1</u>ミリシーベルト以下である場合、又は従業員<u>1</u>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 <p>d. 以下の場合には「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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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<u>1</u>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 	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
<p>(3) 法令等の遵守違反</p> <p>a. 設計承認、車両運搬確認、積載方法承認に係る事項</p> <p><設計文書の不備></p> <p>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。</p> <p><輸送物及び容器の保守及び使用に係る不備></p> <p>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。</p>	<p>(3) 法令等の遵守違反</p> <p>a. 設計承認、車両運搬確認、積載方法承認に係る事項</p> <p><設計文書の不備></p> <p>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。</p> <p><輸送物及び容器の保守及び使用に係る不備></p> <p>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。</p>	

<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つの場合は安全重要度を「白」、2つ以上の場合は、安全重要度を「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、安全重要度を「白」と評価する。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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	

<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つの場合は安全重要度を「白」、2つ以上の場合は、安全重要度を「黄」と評価する。

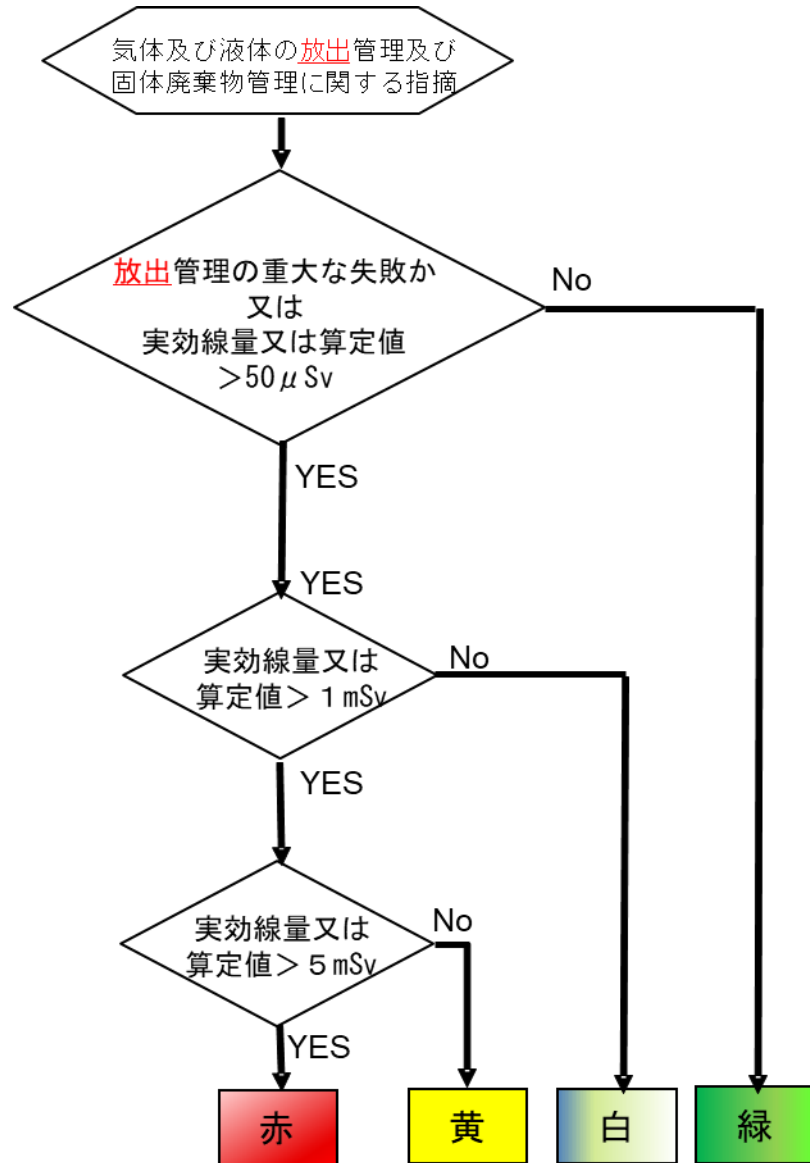
b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

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、安全重要度を「白」と評価する。

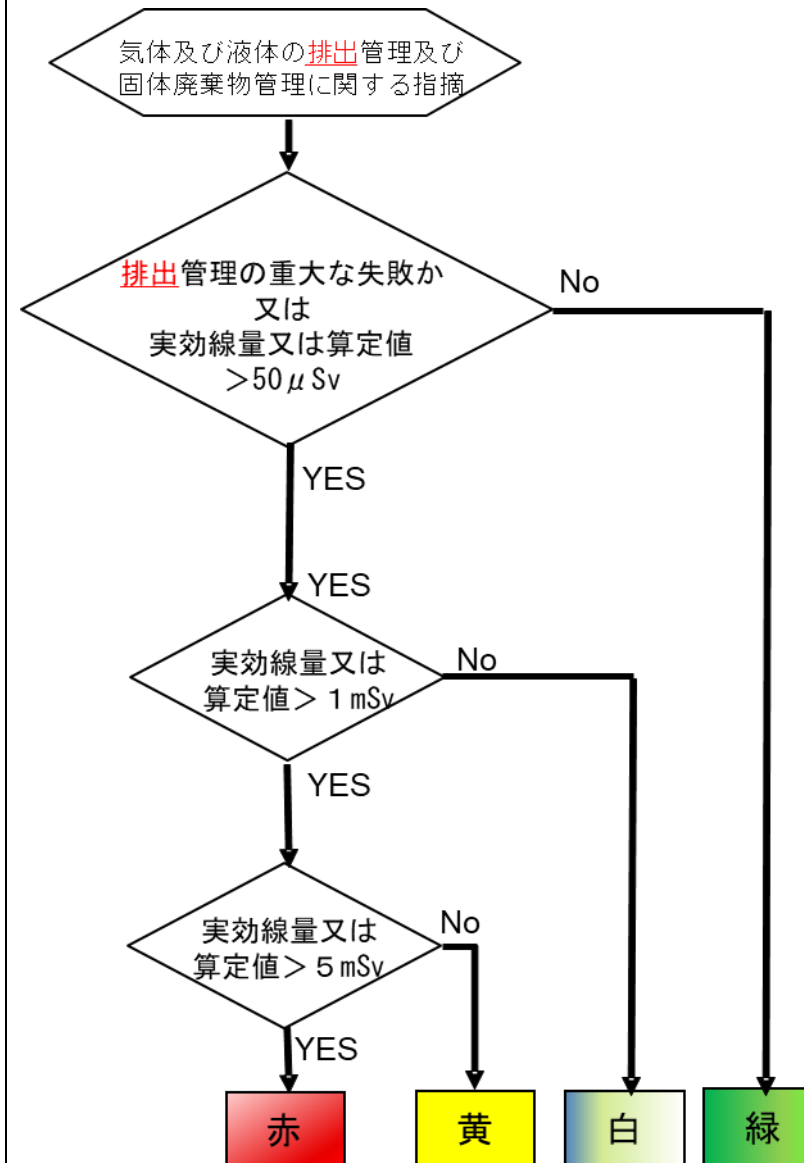
(新設)

改正に伴う修正※
附属書の構成見直し

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



別紙1 放射性気体及び液体廃棄物の排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

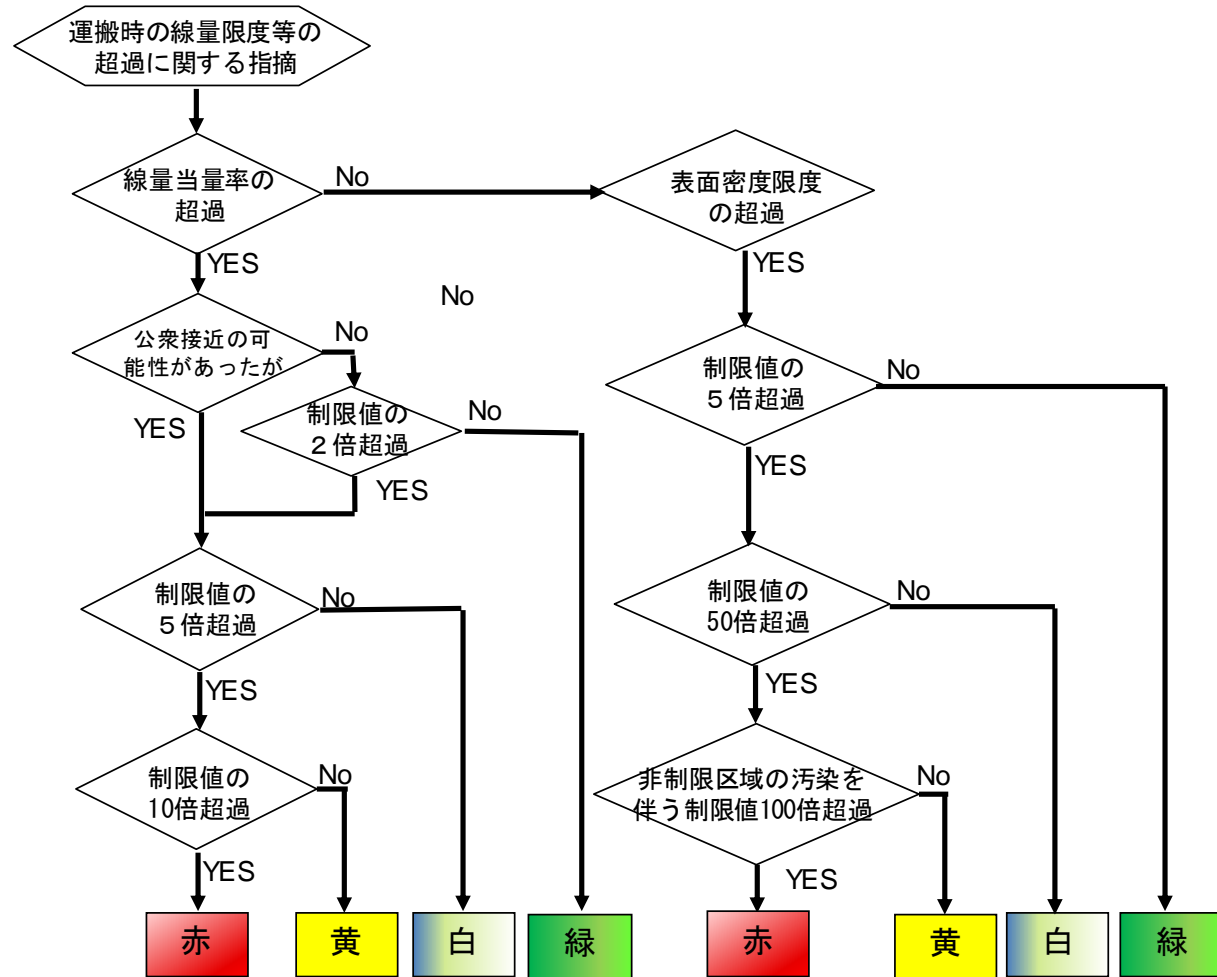


記載の適正化（表現の見直し）

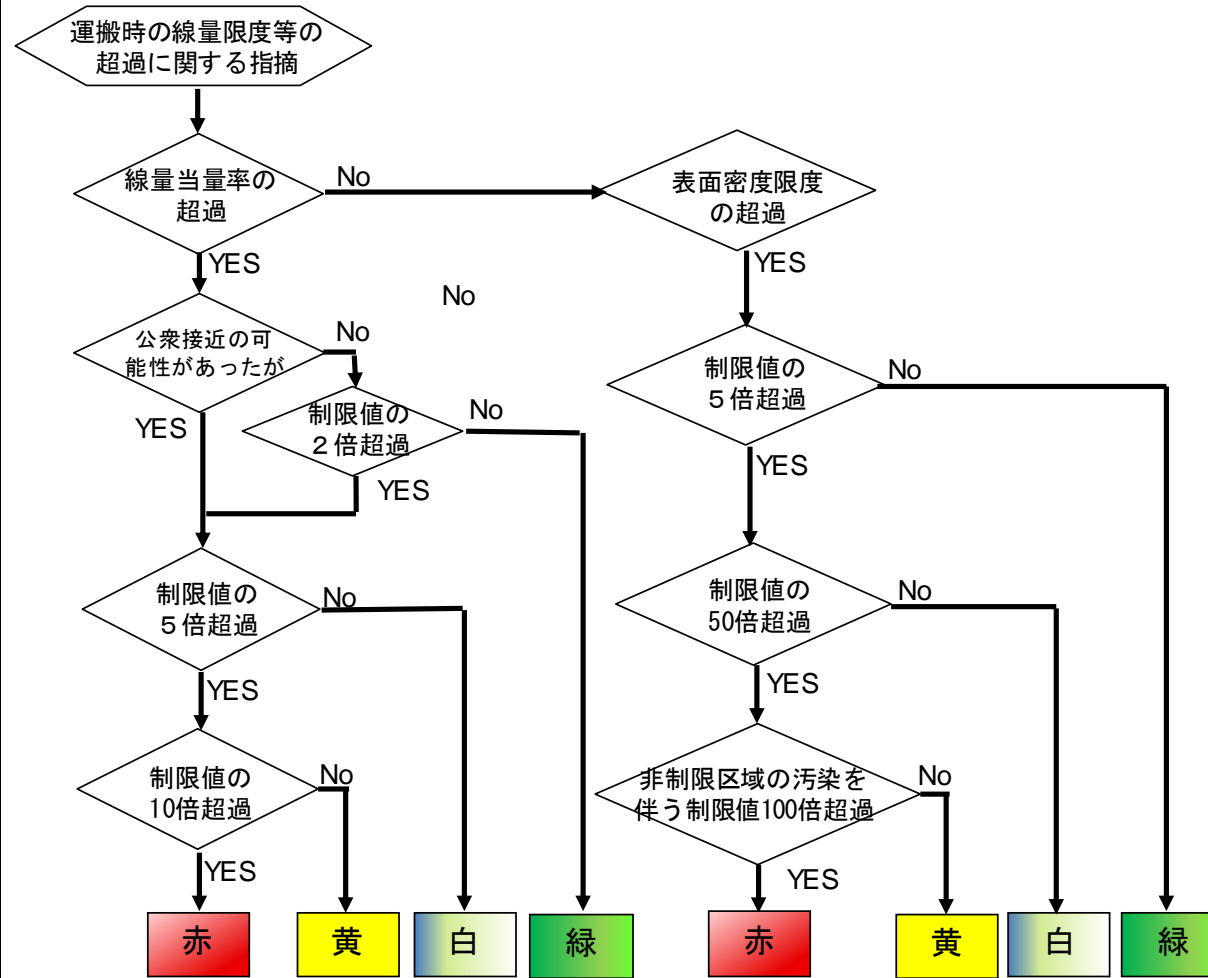
記載の適正化（表現の見直し）

記載の適正化（表現の見直し）

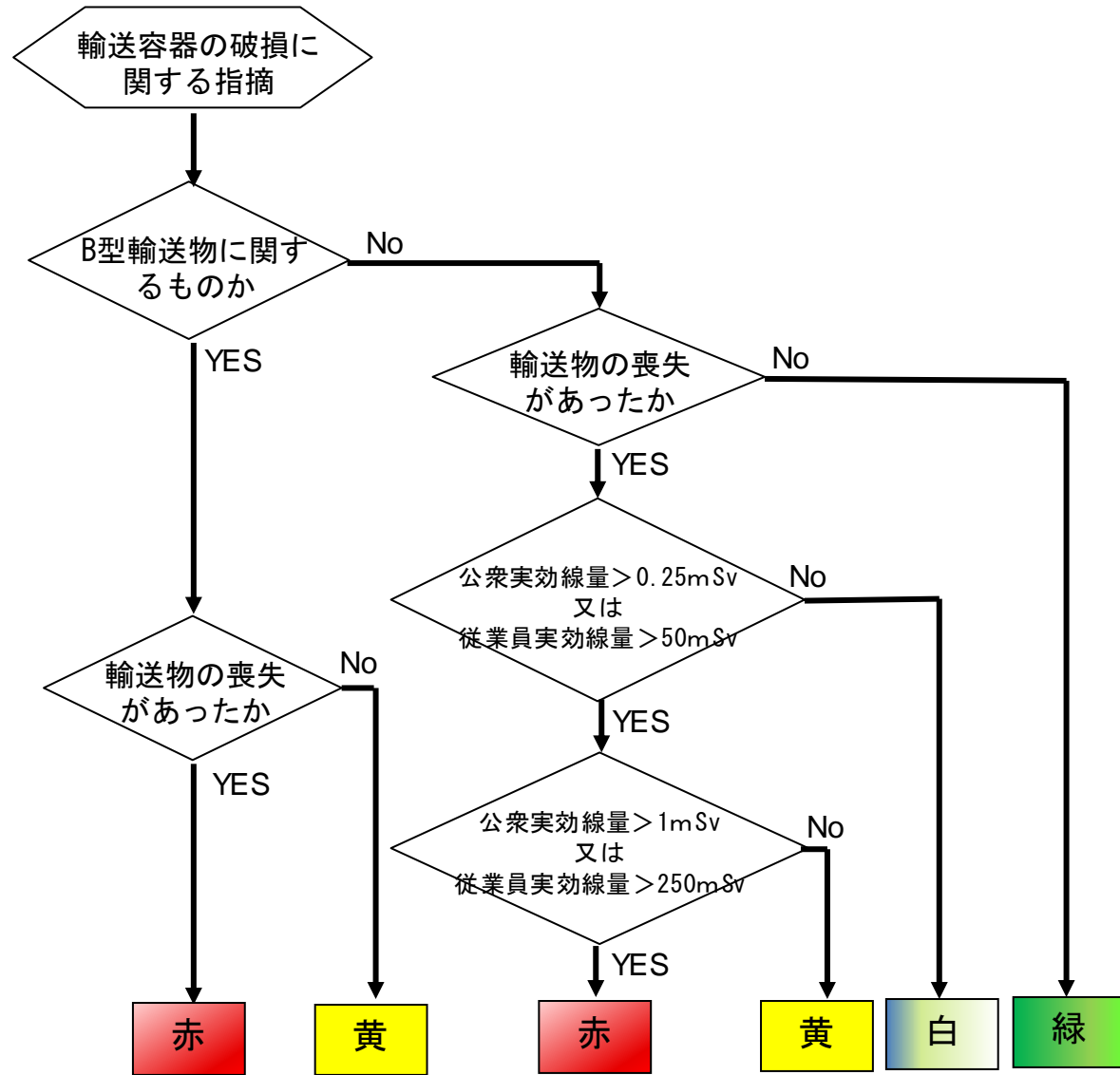
別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図



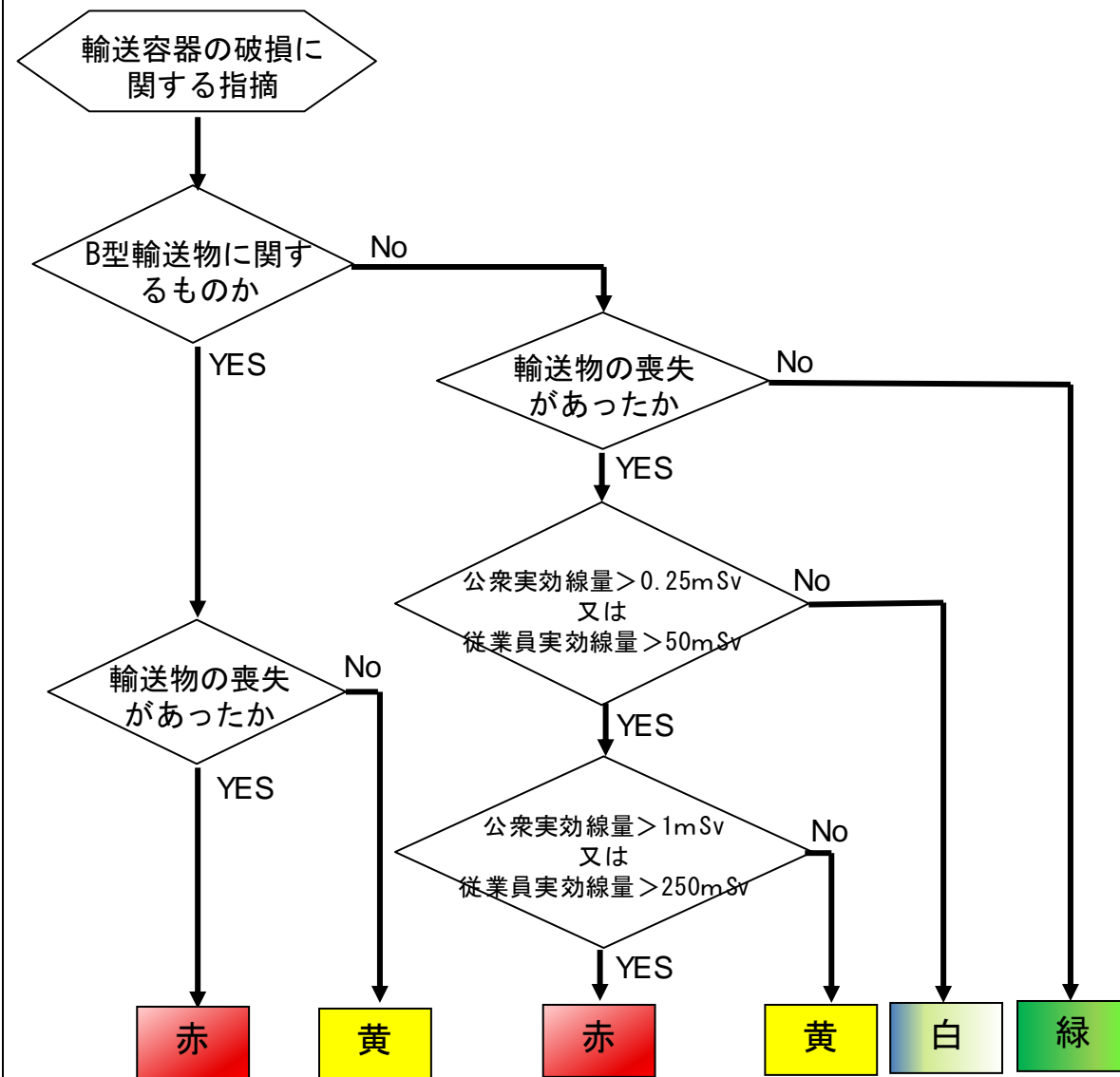
別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図



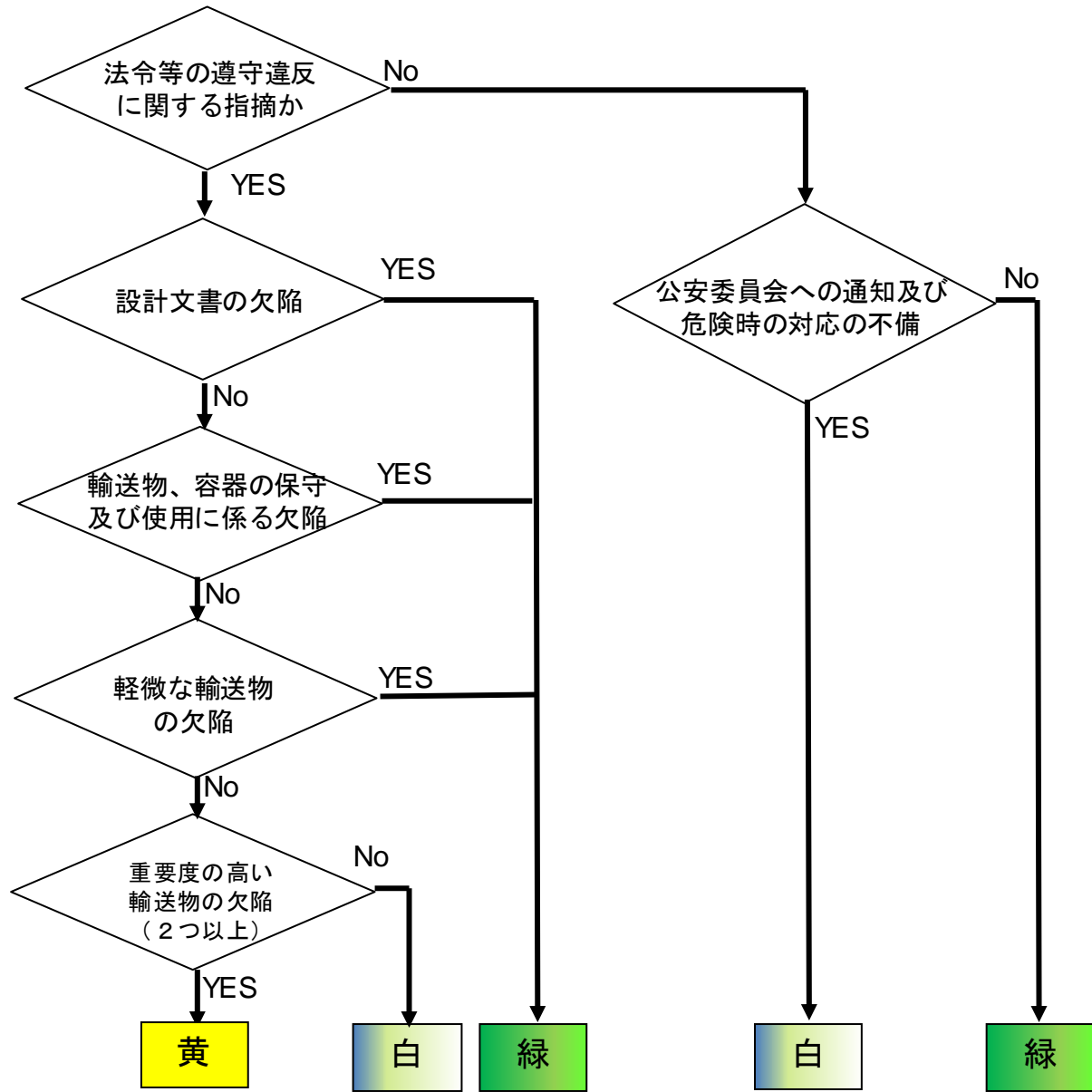
別紙3 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



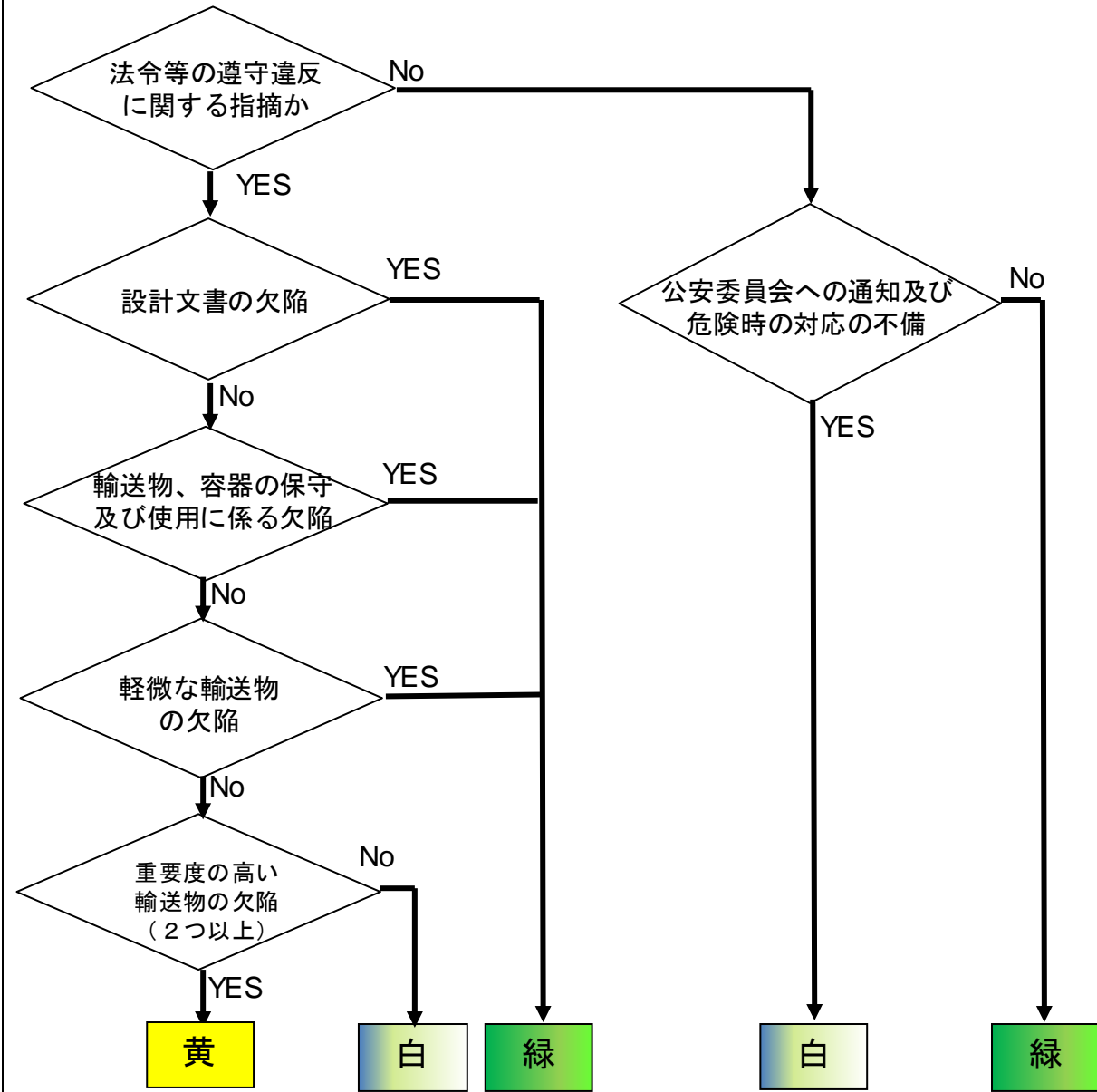
別紙3 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



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



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



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)

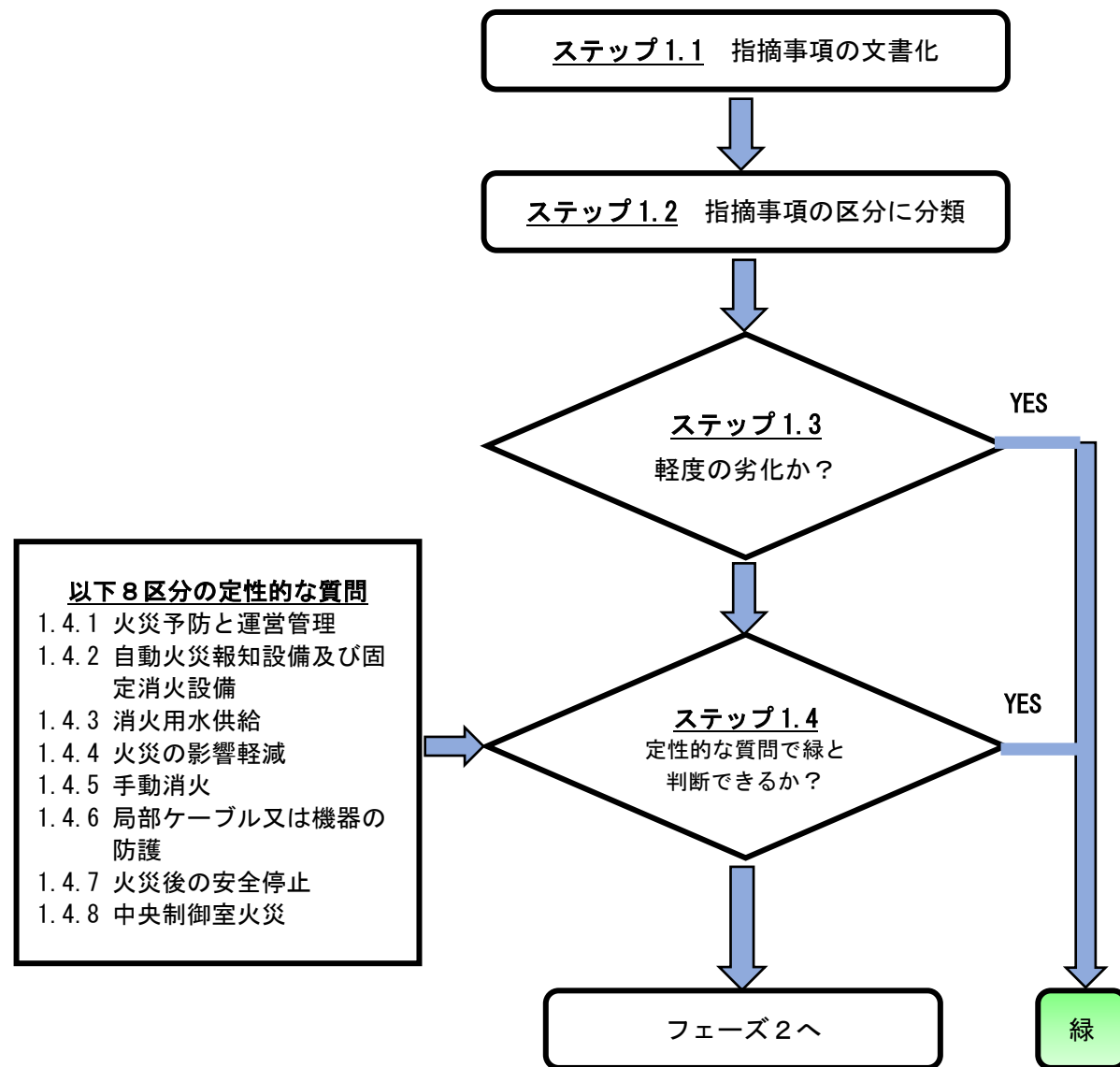
改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;"><u>(GI0007_附属書5_r01)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1</u> 適用範囲 3</p> <p><u>2</u> 安全重要度評価の手順 3</p> <p><u>3</u> 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ1） 3</p> <p>3.1 <u>概要</u> 3</p> <p>3.2 フェーズ1のスクリーニング 5</p> <p><u>4</u> 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ2） 12</p> <p>4.1 <u>概要</u> 12</p> <p>4.2 定量評価の位置付け 12</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価） 12</p> <p>添付 <u>1</u> 火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート 22</p> <p>添付 <u>2</u> 劣化評価指針 28</p> <p><u>1</u> 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安全重要度評価の対象となっ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安全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 <u>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</u> <p><u>2</u> 安全重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する安全重要度評価は、フェーズ<u>1</u>とフェーズ<u>2</u>からなる。</p> <p>フェーズ<u>1</u>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、非常に低い安全重要度（緑）に相当する可能性がある<u>火災に係る検査指摘事項</u>を選別する。フェーズ<u>1</u>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<u>2</u>へと続く。</p> <p>フェーズ<u>2</u>では、<u>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 の情報をを用いた</u>定量的な手法に基づき安全重要度評価を行う。</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5 火災防護に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(新設)</p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1</u> 適用範囲 3</p> <p><u>2</u> 安全重要度評価の手順 3</p> <p><u>3</u> 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ1） 3</p> <p>3.1 <u>概要</u> 3</p> <p>3.2 フェーズ1のスクリーニング 5</p> <p><u>4</u> 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ2） 12</p> <p>4.1 <u>概要</u> 12</p> <p>4.2 定量評価の位置付け 12</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価） 12</p> <p>添付 <u>1</u>: 火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート 22</p> <p>添付 <u>2</u>: 劣化評価指針 28</p> <p><u>1</u> 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安全重要度評価の対象となっ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安全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 <u>消火活動により速やかに鎮火しない事態においても、原子炉の高温停止及び低温停止の機能が確保されるように、当該安全機能を有する構築物、系統及び機器を防護すること</u> <p><u>2</u> 安全重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する安全重要度評価は、フェーズ<u>1</u>とフェーズ<u>2</u>からなる。</p> <p>フェーズ<u>1</u>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、非常に低い安全重要度（緑）に相当する可能性がある<u>火災指摘事項</u>を選別する。フェーズ<u>1</u>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<u>2</u>へと続く。</p> <p>フェーズ<u>2</u>では、<u>典型的な火災確率論的リスク評価（PRA）を簡易化した</u>定量的な手法に基づき安全重要度評価を行う。</p>	<p>改正に伴う修正※ 附属書の構成見直し</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（趣旨の明確化）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（趣旨の明確化）</p>

3 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ 1）

3.1 概要

フェーズ 1 では、原子力検査官が非常に低い安全重要度（緑）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、さらに安全重要度の評価を行う。

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評価が低いものであるか否かが判定評価され、劣化評価の低い検査指摘事項は緑に選別される（ステップ 1.3）。検査指摘事項の劣化評価が低い場合は、次のステップ（ステップ 1.4）において、ステップ 1.2 で指定された検査指摘事項の区分に基づき一連の定性的質問を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。

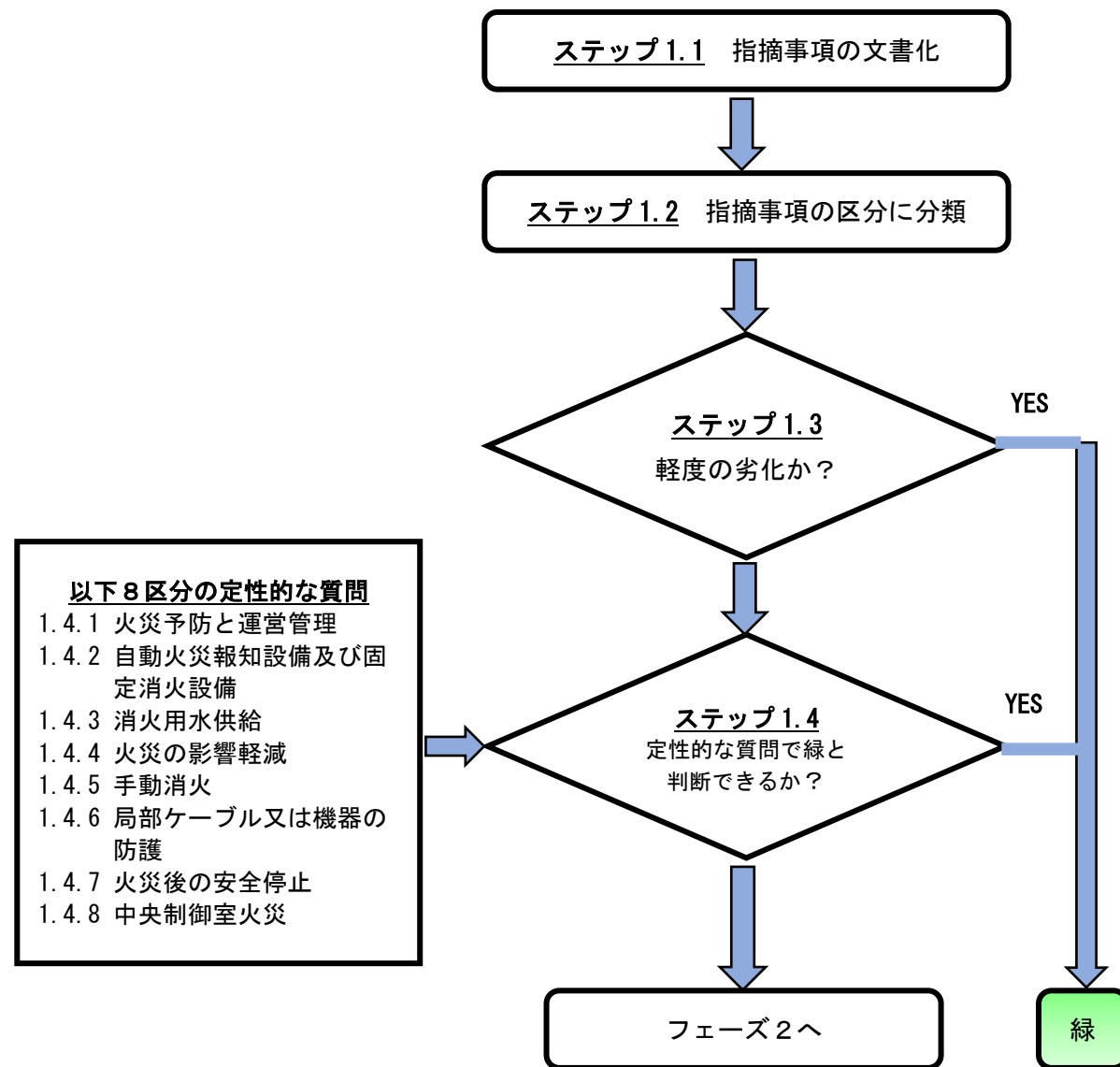


3 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ 1）

3.1 概要

フェーズ 1 では、原子力検査官が非常に低い安全重要度（緑）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、さらに安全重要度の評価を行う。

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評価が低いものであるか否かが判定評価され、劣化評価の低い検査指摘事項は緑に選別される（ステップ 1.3）。検査指摘事項の劣化評価が低い場合は、次のステップ（ステップ 1.4）において、ステップ 1.2 で指定された指摘事項区分に基づき一連の定性的質問を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。



記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

図1 フェーズ1のフローチャート

3.2 フェーズ1のスクリーニング

火災防護に関する安全重要度評価のフェーズ1では、非常に低い安全重要度「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」により軽微を越えると判断されたときに開始される。

火災防護に関する安全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。

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 火災予防と運営管理	<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 ● 高温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 自動火災報知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災検出システム ● 火災消火システム（自動又は固定） ● 自動火災防護システムの停止や代替措置として取り付けられた火災報知器
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

図1. フェーズ1のフローチャート

3.2 フェーズ1のスクリーニング

火災防護に関する安全重要度評価のフェーズ1では、非常に低い安全重要度「緑」の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上の欠陥が明記され、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により軽微より大きいと判断されたときに開始される。

火災防護に関する安全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。分類した指摘事項区分を添付1に記録する。

表1. 火災指摘事項の区分

指摘事項の区分	各区分において適用される要素
1.4.1 火災予防と運営管理	<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 ● 高温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 自動火災報知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災検出システム ● 火災消火システム（自動又は固定） ● 自動火災防護システムの停止や代替措置として取り付けられた火災報知器
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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

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

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—緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
- No—ステップ 1.4 へ続く。

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

ステップ 1.2 で指定された検査指摘事項区分に対応するステップへ進み、スクリーニング質問に回答し、非常に低い安全重要度（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が設定する。

- 火災の発火予防
 - 1.4.1. 火災予防と運営管理
- 発生した火災の迅速な検知及び消火
 - 1.4.2. 自動火災報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	<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 局部 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 ● 回路故障モードの影響（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

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—緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
- No—ステップ 1.4 へ続く。

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

ステップ 1.2 で指定された検査指摘事項区分に対応するステップへ進み、スクリーニング質問に回答し、非常に低い安全重要度（緑）であるかを決定する。以下、**8** つの **指摘事項** 区分それぞれにスクリーニング質問が設定する。

- 火災の発火予防
 - 1.4.1. 火災予防と運営管理
- 発生した火災の迅速な検知及び消火
 - 1.4.2. 自動火災報知設備及び固定消火設備
 - 1.4.3. 消火用水供給

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

<p>1.4.4. 火災の影響軽減 1.4.5. 手動消火</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 <p>1.4.6. <u>局所的な</u>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> <p><u>検査指摘事項</u>区分のスクリーニング質問のみを用いて<u>検査指摘事項</u>を評価する。質問が当該<u>検査指摘事項</u>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</u>区分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 <u>2</u>に進む。添付 <u>1</u>の○にチェックを入れることで各質問に回答する。添付 <u>1</u>に選択した回答の論理的根拠を説明する。</p> <p>ステップ 1.4.1：火災予防と運営管理</p> <p>1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、<u>火災の可能性を高め、火災感知を遅らせ得るもの、又は認められた安全停止の手段に悪影響を及ぼすような</u>これまでに評価されていたよりもさらに<u>重大な火災に至りうる</u>ものか。 ○Yes—次の質問へ。 ○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の整った <u>1つの区域</u>に悪影響を及ぼすか。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ <u>2</u>へ。</p> <p>ステップ 1.4.2：自動火災報知設備及び固定消火設備</p> <p>1.4.2-A 質問：劣化した又は機能しない火災の感知又は消火システムが、安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか。 ○Yes—フェーズ <u>2</u>へ。 ○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ 1.4.3：消火用水供給</p> <p>1.4.3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために必要な容量の消火水（要求圧力）が確保され、施設内で最も厳しい場所においても要求圧力が確保されるか。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ <u>2</u>へ。</p> <p>ステップ 1.4.4：火災の影響軽減</p> <p>1.4.4-A 質問：火災区域にある安全停止に必要な機器の位置を考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により、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など）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。</p>	<p>1.4.4. 火災の影響軽減 1.4.5. 手動消火</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 <p>1.4.6. <u>局部</u>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> <p><u>指摘事項</u>区分のスクリーニング質問のみを用いて<u>指摘事項</u>を評価する。質問が当該<u>指摘事項</u>に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該<u>指摘事項</u>区分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 <u>2</u>に進む。添付 <u>1</u>の○にチェックを入れることで各質問に回答する。添付 <u>1</u>に選択した回答の論理的根拠を説明する。</p> <p>ステップ 1.4.1：火災予防と運営管理</p> <p>1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、<u>火災、火災感知の遅延又は信用のある安全停止機能に悪影響を及ぼすなど、</u>これまでに評価されていたよりもさらに<u>重大な結果をもたらす確率を高める</u>ものか。 ○Yes—次の質問へ。 ○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の整った <u>区域</u>に悪影響を及ぼすか。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ <u>2</u>へ。</p> <p>ステップ 1.4.2：自動火災報知設備及び固定消火設備</p> <p>1.4.2-A 質問：劣化した又は機能しない火災の感知又は消火システムが、安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか。 ○Yes—フェーズ <u>2</u>へ。 ○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ 1.4.3：消火用水供給</p> <p>1.4.3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために必要な容量の消火水（要求圧力）が確保され、施設内で最も厳しい場所においても要求圧力が確保されるか。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ <u>2</u>へ。</p> <p>ステップ 1.4.4：火災の影響軽減</p> <p>1.4.4-A 質問：火災区域にある安全停止に必要な機器の位置を考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により、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など）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。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（趣旨の明確化）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

<p>1. 4. 4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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。</p> <p>○Yes－次の質問へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉を正しく閉め機能に影響しなかった場合、防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するか。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め機能の劣化が原因で、火災が <u>1</u> 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。</p> <p>○Yes－次の質問へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（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。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 5：手動消火</p> <p>1. 4. 5-A 質問：検査指摘事項は、高温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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、完全な自動又は手動消火設備により保護されているか？</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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な方法で消火できる手動消火が利用できるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p>	<p>1. 4. 4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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。</p> <p>○Yes－次の質問へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉を正しく閉め機能に影響しなかった場合、防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するか。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め機能の劣化が原因で、火災が <u>1</u> 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。</p> <p>○Yes－次の質問へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（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。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 5：手動消火</p> <p>1. 4. 5-A 質問：検査指摘事項は、高温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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、完全な自動又は手動消火設備により保護されているか？</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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な方法で消火できる手動消火が利用できるか。</p> <p>○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（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<p>○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1.4.6：局所的なケーブル又は機器の防護</p> <p>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防護されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>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、標的に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災報知設備及び耐火被覆によって防護されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1.4.7：火災後の安全停止</p> <p>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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>1.4.7-B 質問：検査指摘事項の影響は、信用のある安全停止成功パスには必要とされない機器に限定されるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1.4.7-C 質問：検査指摘事項は、信用ある安全停止成功パスを用いた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。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ 1.4.8：中央制御室火災</p> <p>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。</p> <p>1.4.8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された <u>2</u> 機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、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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>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 <u>2</u> 機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キャビネット内に設置されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p>	<p>○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1.4.6：局部ケーブル又は機器の防護</p> <p>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防護されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>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、標的に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災報知設備及び耐火被覆によって防護されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1.4.7：火災後の安全停止</p> <p>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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>1.4.7-B 質問：検査指摘事項の影響は、信用のある安全停止成功パスには必要とされない機器に限定されるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1.4.7-C 質問：検査指摘事項は、信用ある安全停止成功パスを用いた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。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ 1.4.8：中央制御室火災</p> <p>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。</p> <p>1.4.8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された <u>2</u> 機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、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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>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 <u>2</u> 機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キャビネット内に設置されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<p>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<u>1</u>時間以下か。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－フェーズ<u>2</u>へ。</p>	<p>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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－フェーズ<u>2</u>へ。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>4 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ<u>2</u>）</p> <p>4.1 概要</p> <p>安全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。</p> <p>4.2 定量評価の位置付け</p> <p>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。</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）</p> <p>(1) 火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー</p> <p>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。</p> <p>(2) 火災の検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</p> <p>火災の検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に火災の検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。</p> <p>(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価</p> <p>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。</p> <p>(4) 詳細評価</p> <p>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。</p> <p>(5) 簡易火災影響評価ツールによる火災影響評価</p> <p>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 (FDTs(Fire Dynamics Tools)) を用いた火災影響を実施する。以下の FDTs の入力データ例を図6に、計算結果例を図7に示す。</p>	<p>4. 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ<u>2</u>）</p> <p>4.1 概要</p> <p>安全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。</p> <p>4.2 定量評価の位置付け</p> <p>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。</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）</p> <p>(1) 火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー</p> <p>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。</p> <p>(2) 火災の検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</p> <p>火災の検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に火災の検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。</p> <p>(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価</p> <p>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。</p> <p>(4) 詳細評価</p> <p>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。</p> <p>(5) 簡易火災影響評価ツールによる火災影響評価</p> <p>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 (FDTs(Fire Dynamics Tools)) を用いた火災影響を実施する。以下の FDTs の入力データ例を図6に、計算結果例を図7に示す。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

(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。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
<u>0</u>	<u>2020/04/01</u>	<u>施行</u>	
<u>1</u>		<u>○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)</u> <u>○記載の適正化</u>	

(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。

(新設)

改正に伴う修正※
附属書の構成見直し

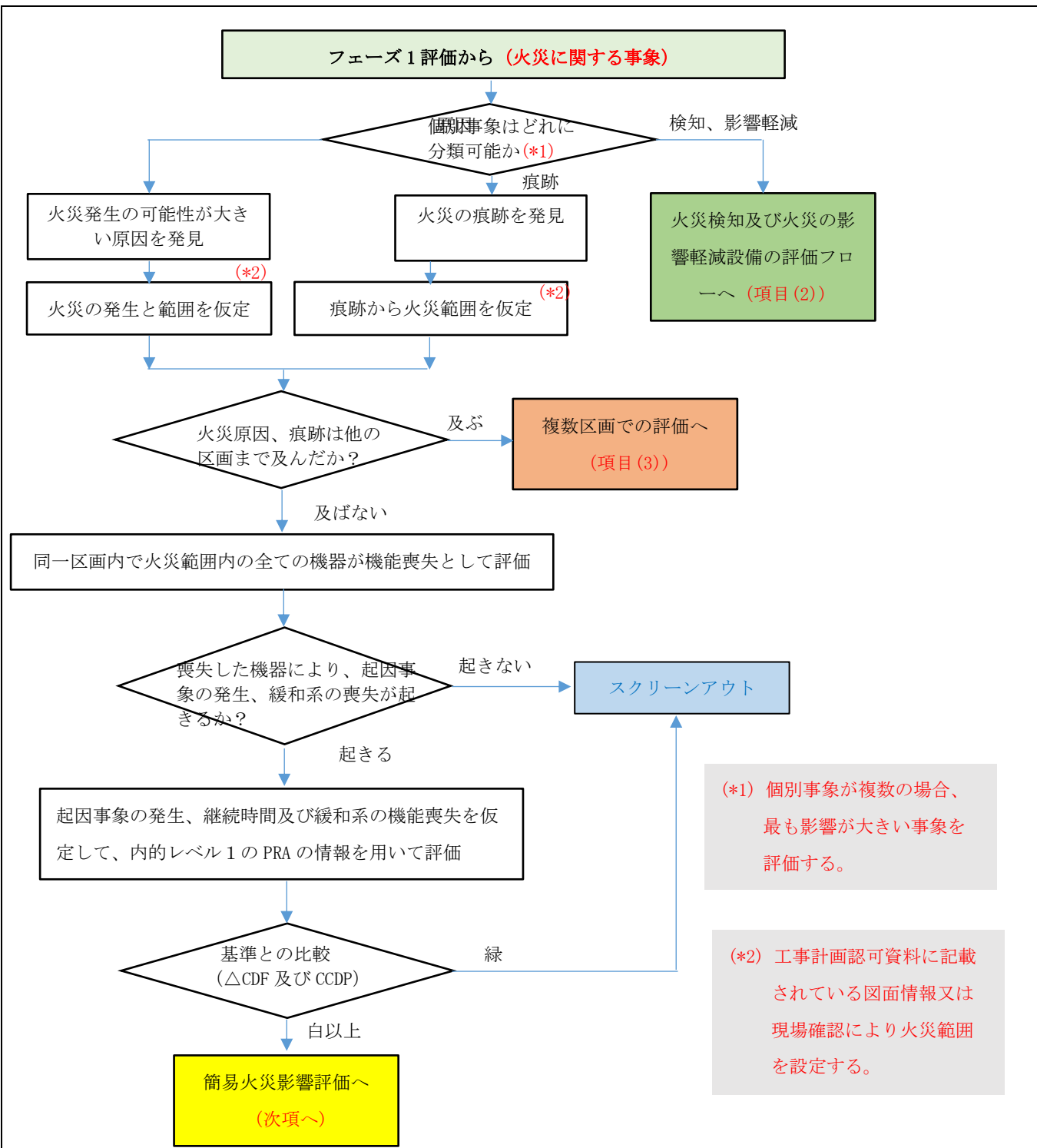


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)

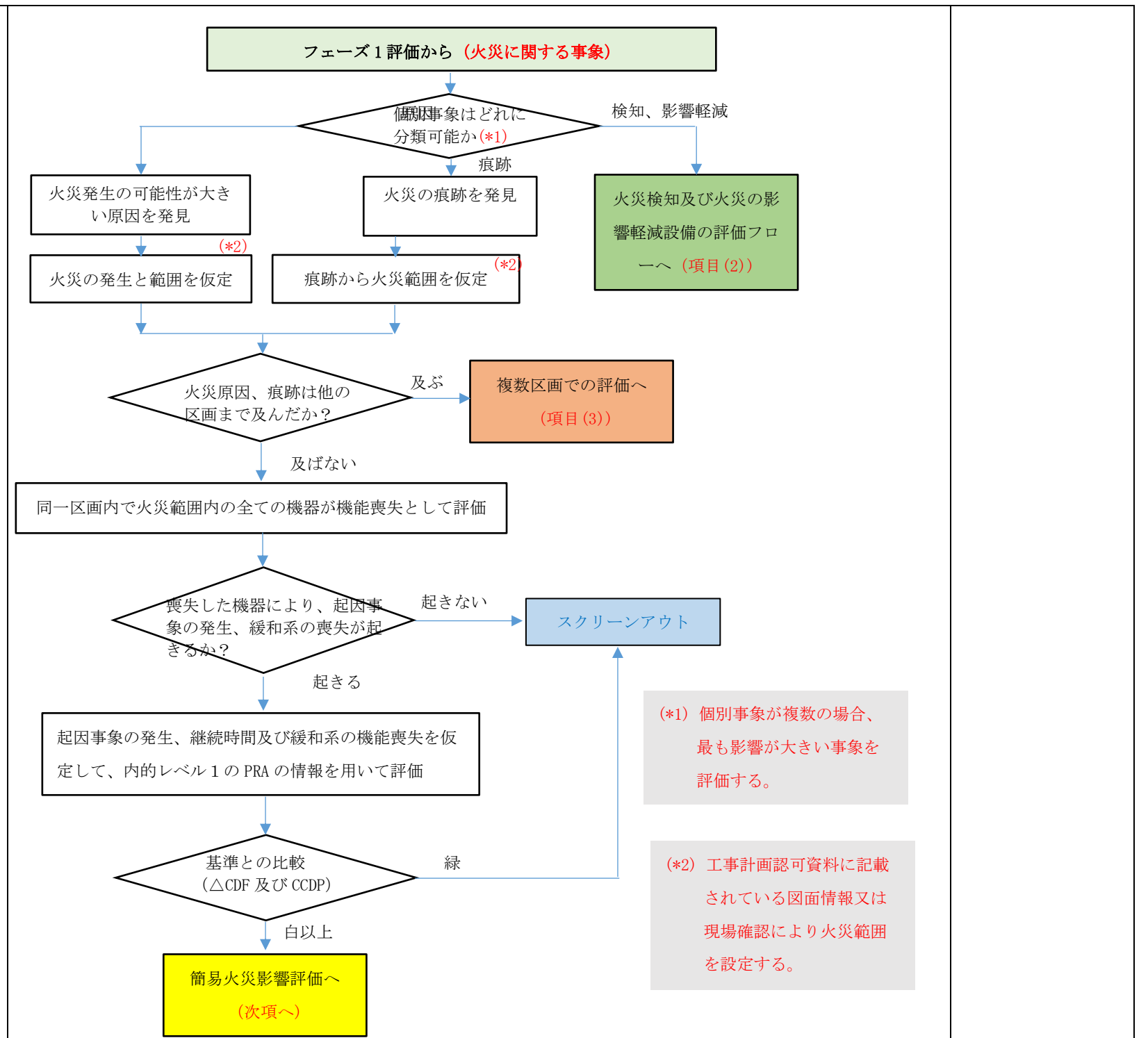


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)

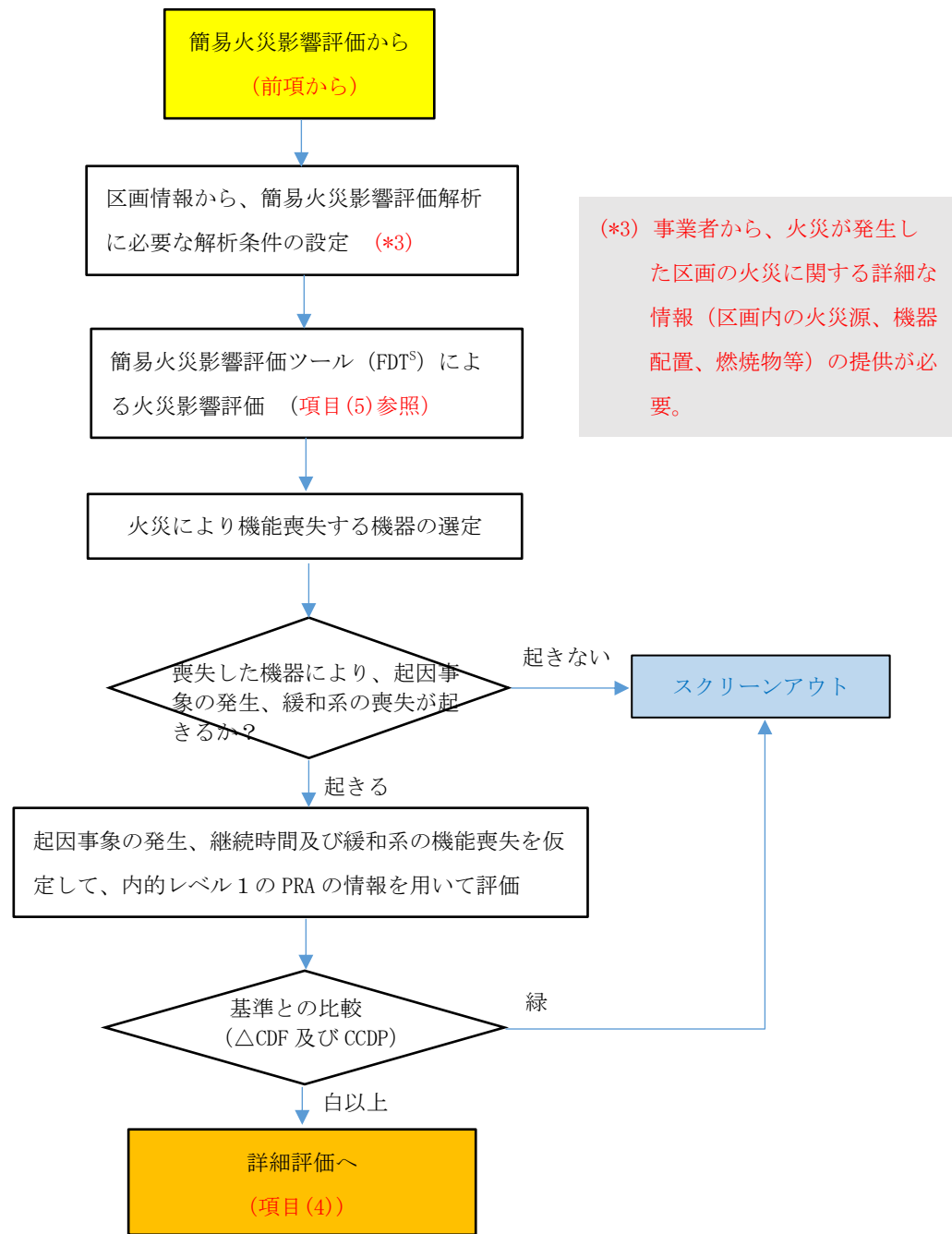


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (2/2)

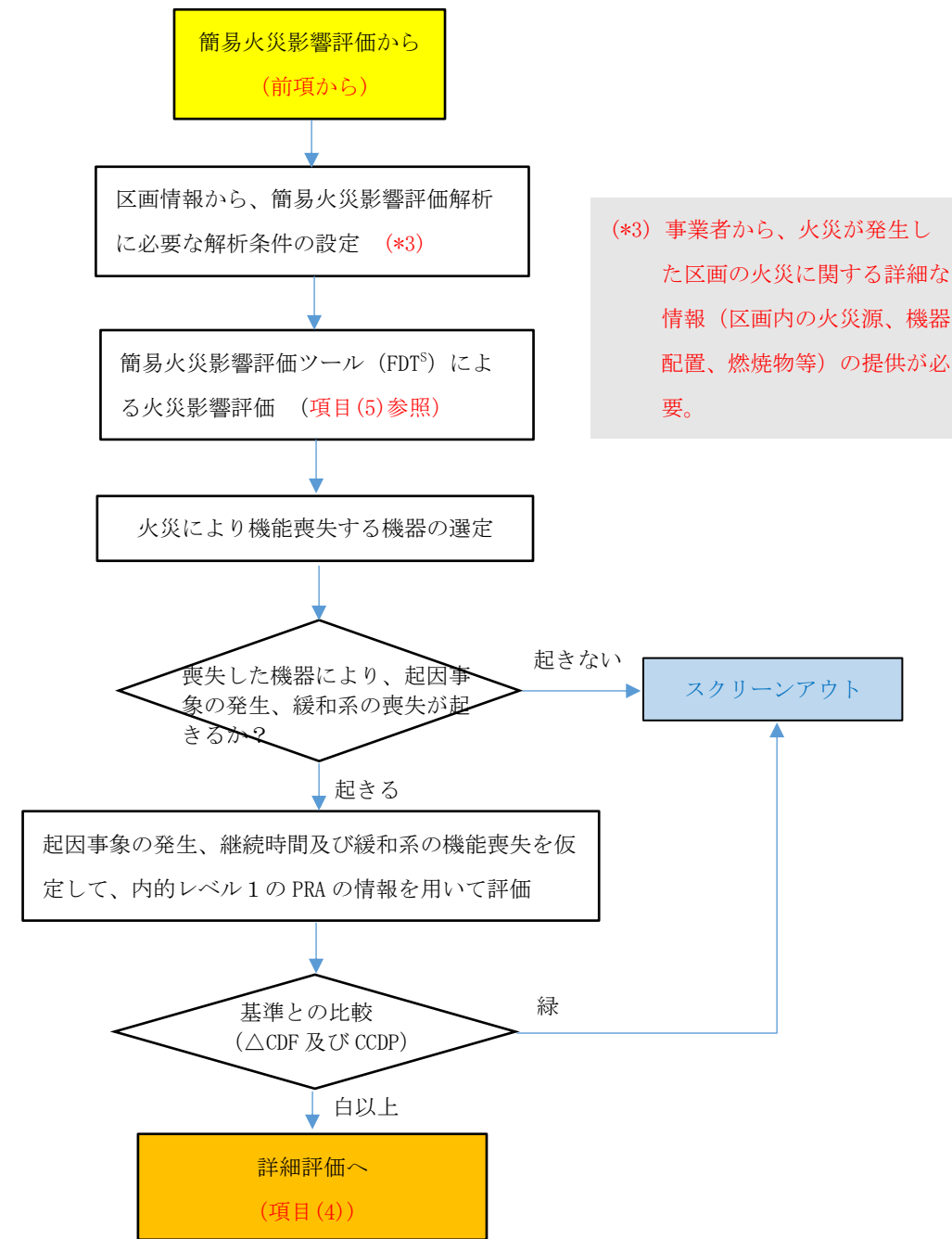


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (2/2)

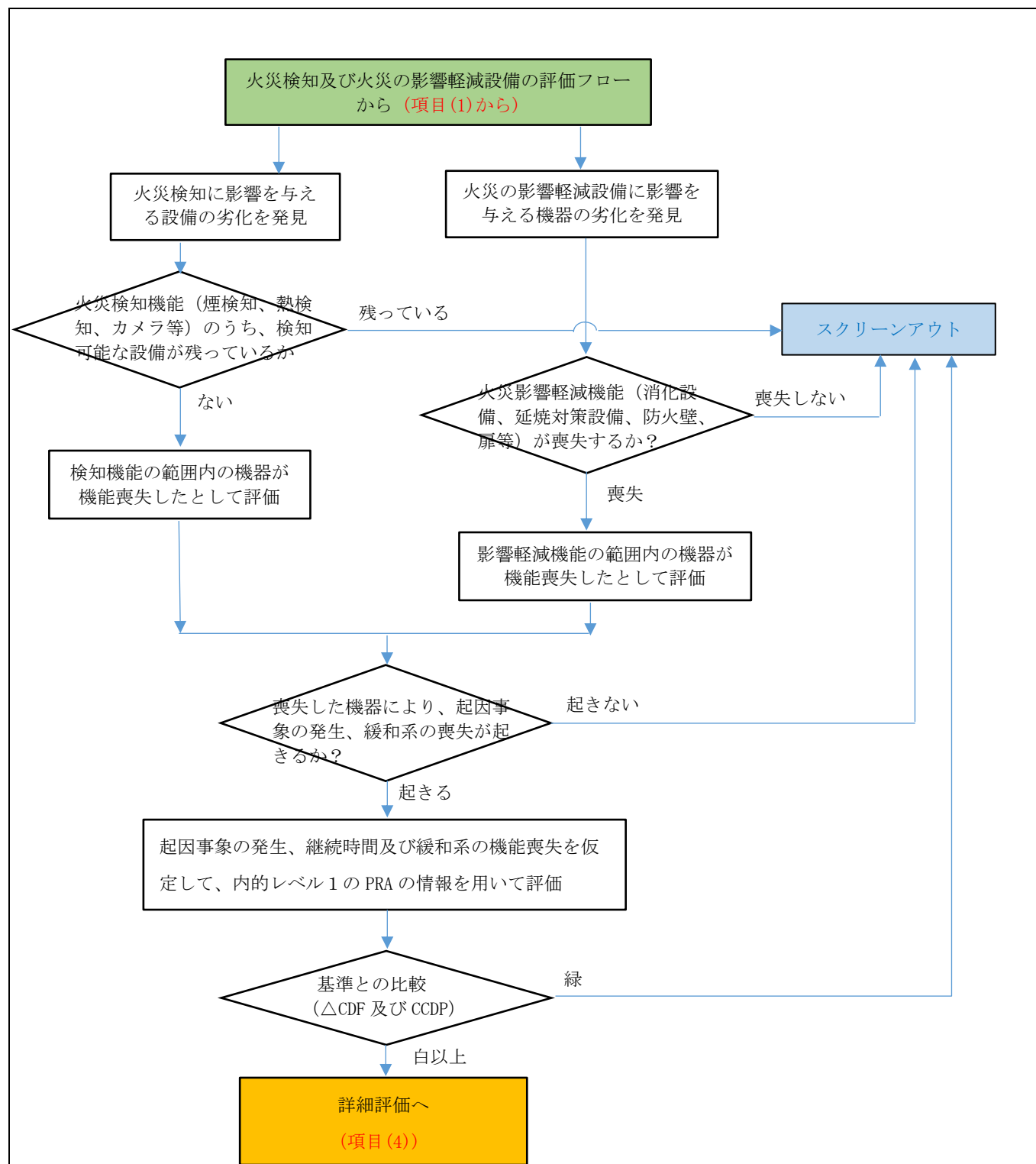


図3 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

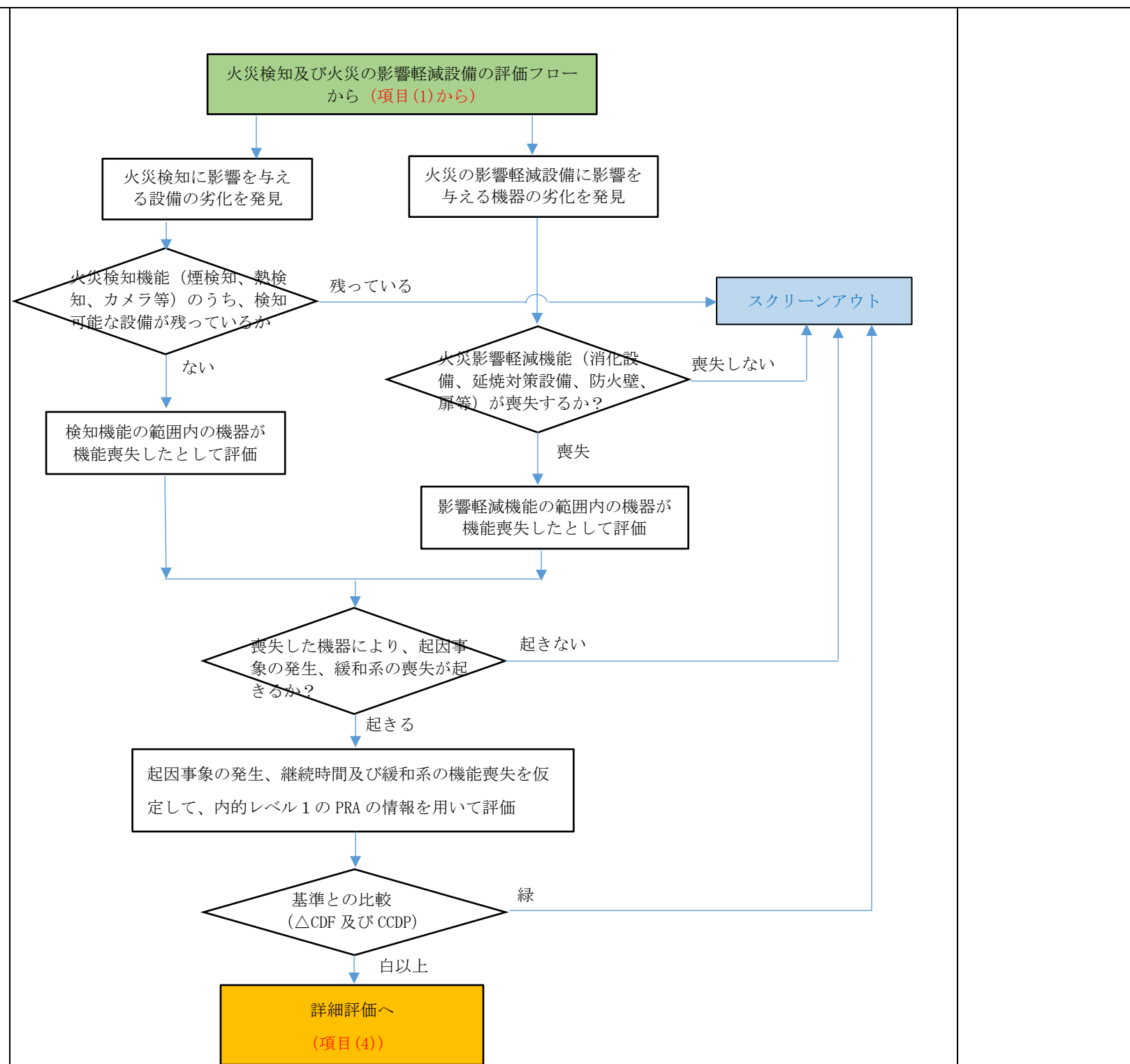


図3 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

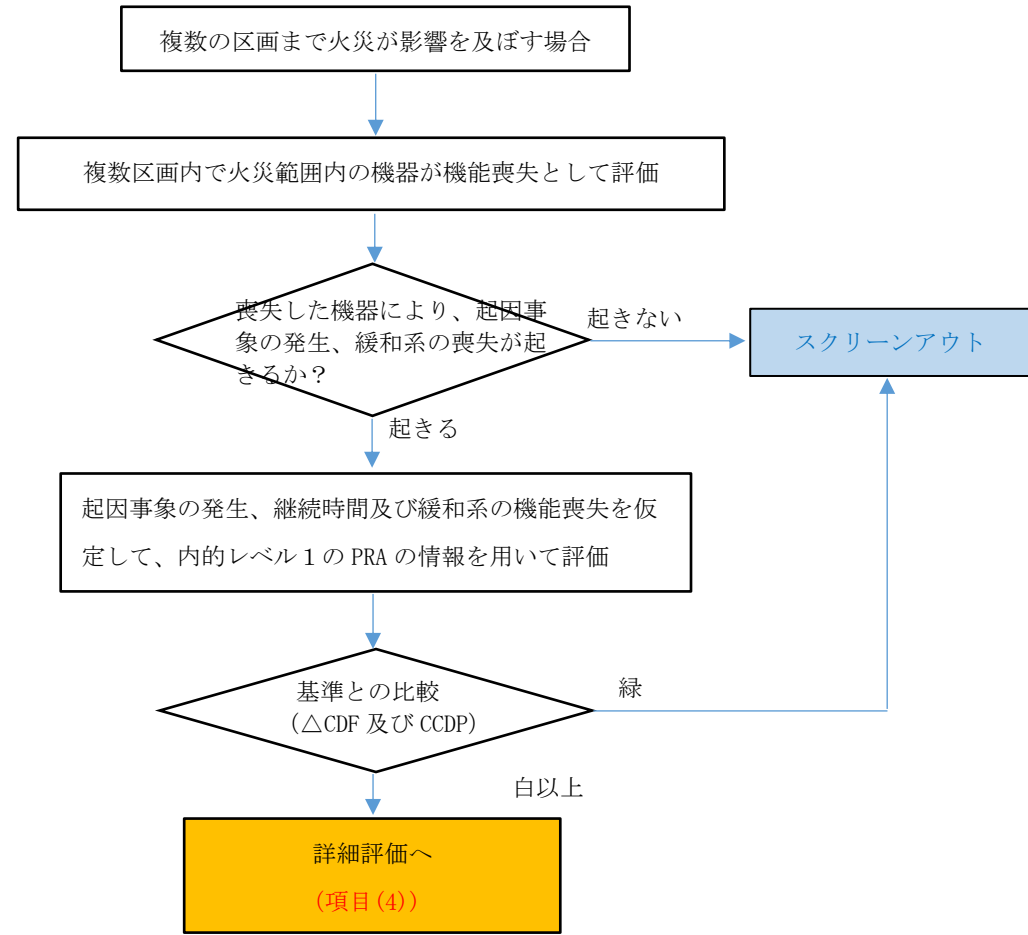


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

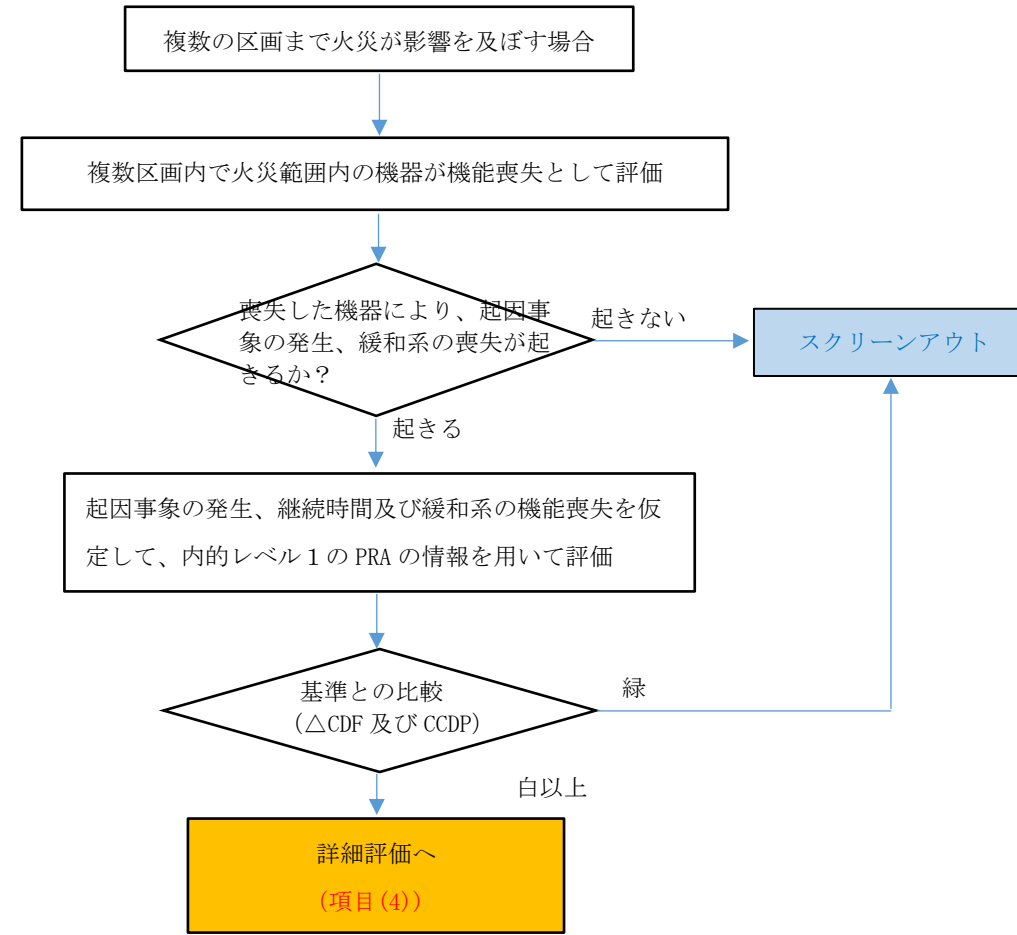


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

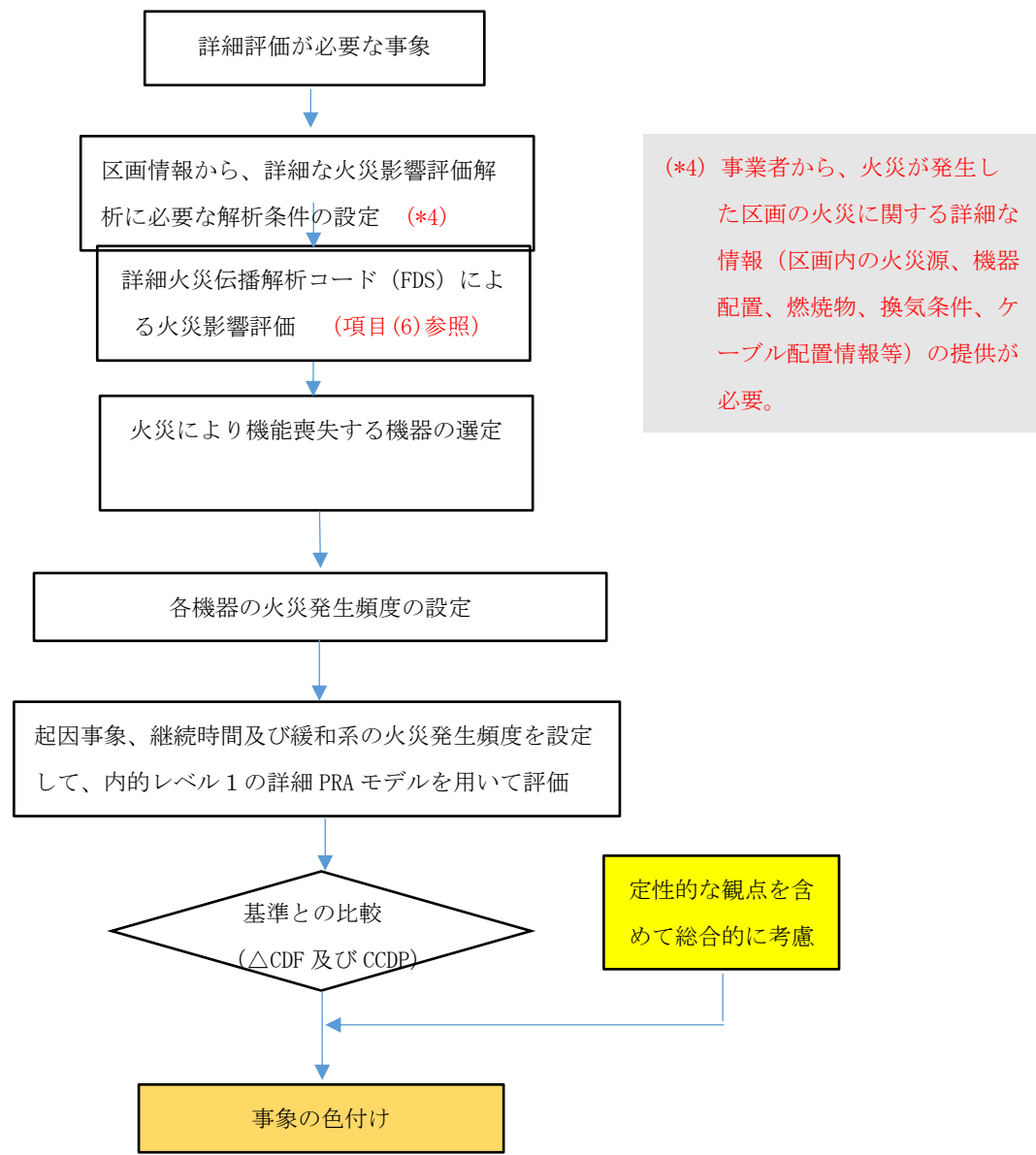


図5 詳細評価の評価フロー

(*4) 事業者から、火災が発生した区画の火災に関する詳細な情報（区画内の火災源、機器配置、燃焼物、換気条件、ケーブル配置情報等）の提供が必要。

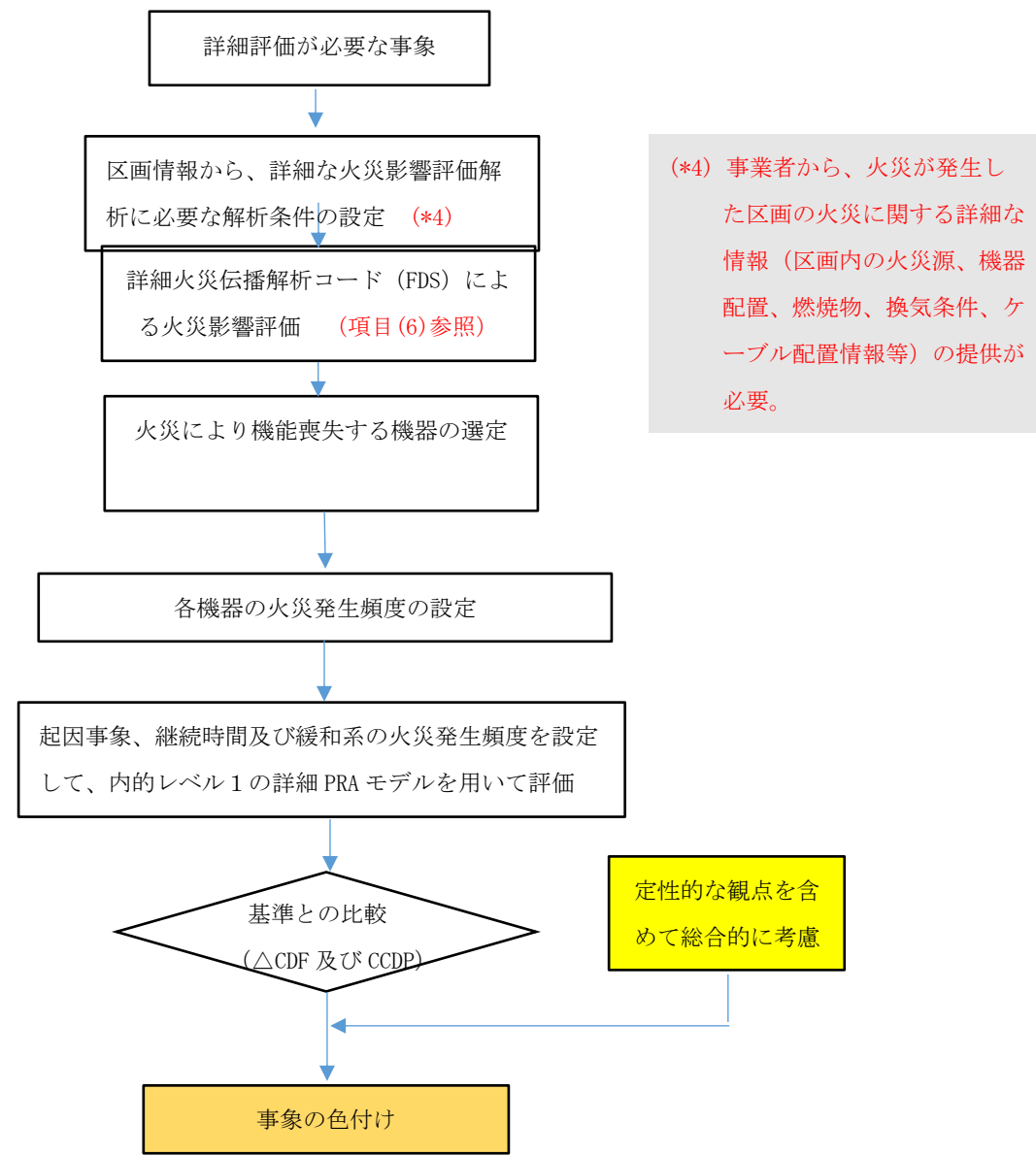


図5 詳細評価の評価フロー

(*4) 事業者から、火災が発生した区画の火災に関する詳細な情報（区画内の火災源、機器配置、燃焼物、換気条件、ケーブル配置情報等）の提供が必要。



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/m ³

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/m ² -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/m ³



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/m ³

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/m ² -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/m ³

図6 簡易火災影響評価ツール (FDTs) の入力データ例

図6 簡易火災影響評価ツール (FDTs) の入力データ例



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE
AND SMOKE LAYER HEIGHT IN A ROOM FIRE
WITH NATURAL VENTILATION

Version 1805.1
(English Units)

Results	Time After Ignition (t)		h_u (kW/m ² -K)	ΔT_g (°K)	T_g (°K)	T_g (°C)	T_g (°F)
	(min)	(sec)					
0	0	0.00	-	-	294.11	21.11	70.00
1	1	60	0.22	100.57	394.68	121.68	251.03
2	2	120	0.16	112.89	407.00	134.00	273.20
3	3	180	0.13	120.78	414.89	141.89	287.40
4	4	240	0.11	126.71	420.82	147.82	298.08
5	5	300	0.10	131.51	425.62	152.62	306.72
10	10	600	0.07	147.62	441.73	168.73	335.71
15	15	900	0.06	157.94	452.05	179.05	354.29
20	20	1200	0.05	165.70	459.81	186.81	368.25
25	25	1500	0.04	171.97	466.09	193.09	379.55
30	30	1800	0.04	177.28	471.39	198.39	389.11
35	35	2100	0.04	181.89	476.01	203.01	397.41
40	40	2400	0.03	185.99	480.10	207.10	404.78
45	45	2700	0.03	189.68	483.79	210.79	411.42
50	50	3000	0.03	193.04	487.15	214.15	417.46
55	55	3300	0.03	196.13	490.24	217.24	423.03
60	60	3600	0.03	198.99	493.10	220.10	428.18

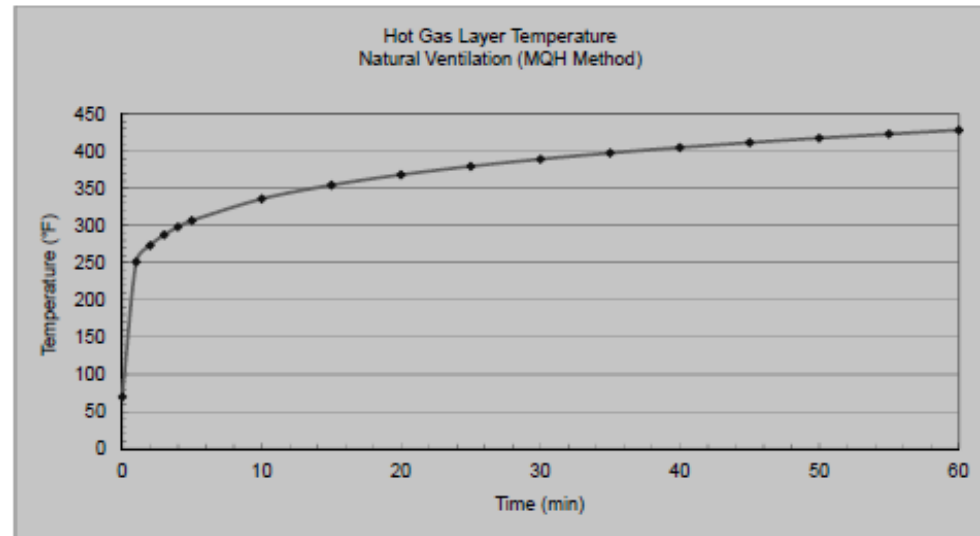


図7 簡易火災影響評価ツール (FDTs) の解析例



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE
AND SMOKE LAYER HEIGHT IN A ROOM FIRE
WITH NATURAL VENTILATION

Version 1805.1
(English Units)

Results	Time After Ignition (t)		h_u (kW/m ² -K)	ΔT_g (°K)	T_g (°K)	T_g (°C)	T_g (°F)
	(min)	(sec)					
0	0	0.00	-	-	294.11	21.11	70.00
1	1	60	0.22	100.57	394.68	121.68	251.03
2	2	120	0.16	112.89	407.00	134.00	273.20
3	3	180	0.13	120.78	414.89	141.89	287.40
4	4	240	0.11	126.71	420.82	147.82	298.08
5	5	300	0.10	131.51	425.62	152.62	306.72
10	10	600	0.07	147.62	441.73	168.73	335.71
15	15	900	0.06	157.94	452.05	179.05	354.29
20	20	1200	0.05	165.70	459.81	186.81	368.25
25	25	1500	0.04	171.97	466.09	193.09	379.55
30	30	1800	0.04	177.28	471.39	198.39	389.11
35	35	2100	0.04	181.89	476.01	203.01	397.41
40	40	2400	0.03	185.99	480.10	207.10	404.78
45	45	2700	0.03	189.68	483.79	210.79	411.42
50	50	3000	0.03	193.04	487.15	214.15	417.46
55	55	3300	0.03	196.13	490.24	217.24	423.03
60	60	3600	0.03	198.99	493.10	220.10	428.18

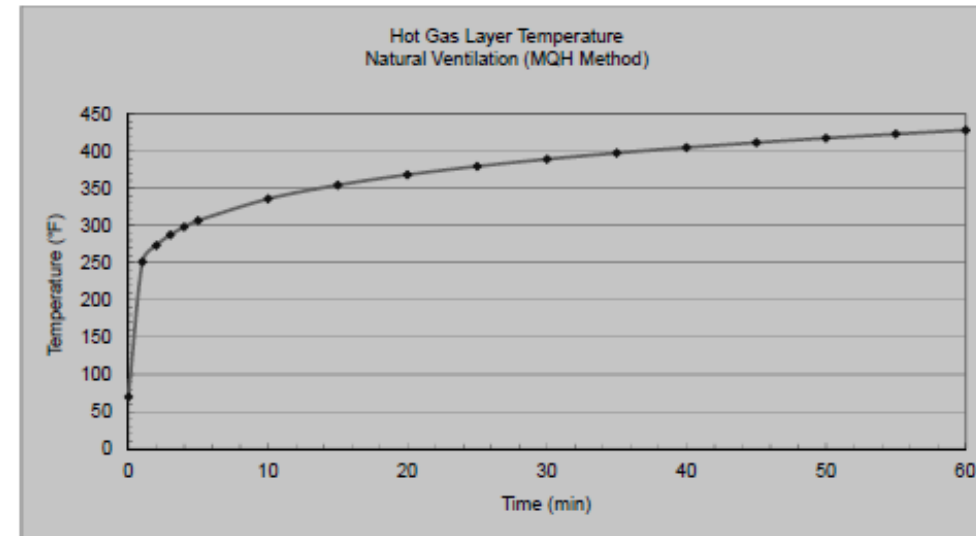


図7 簡易火災影響評価ツール (FDTs) の解析例

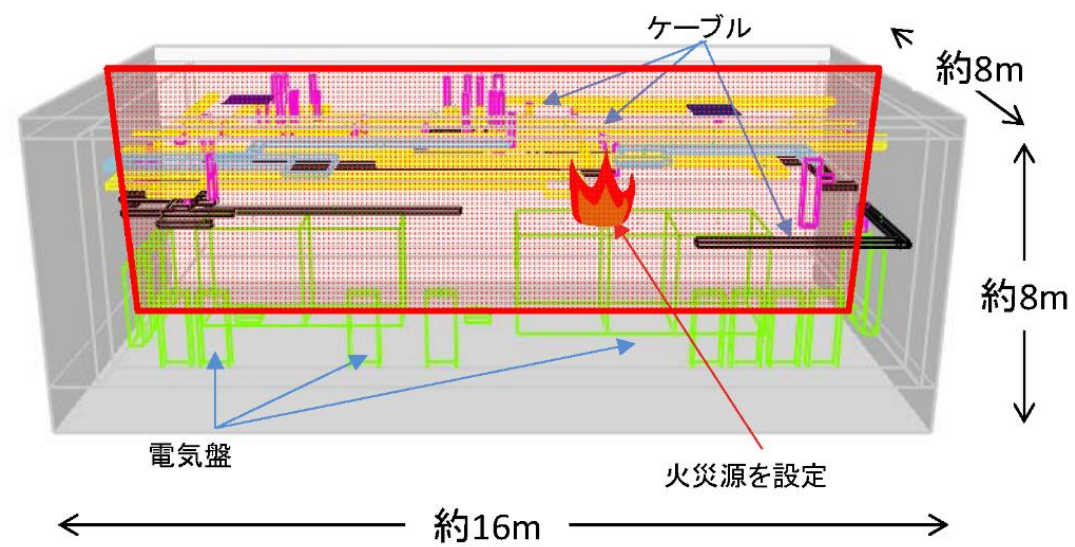


図8 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析モデル例

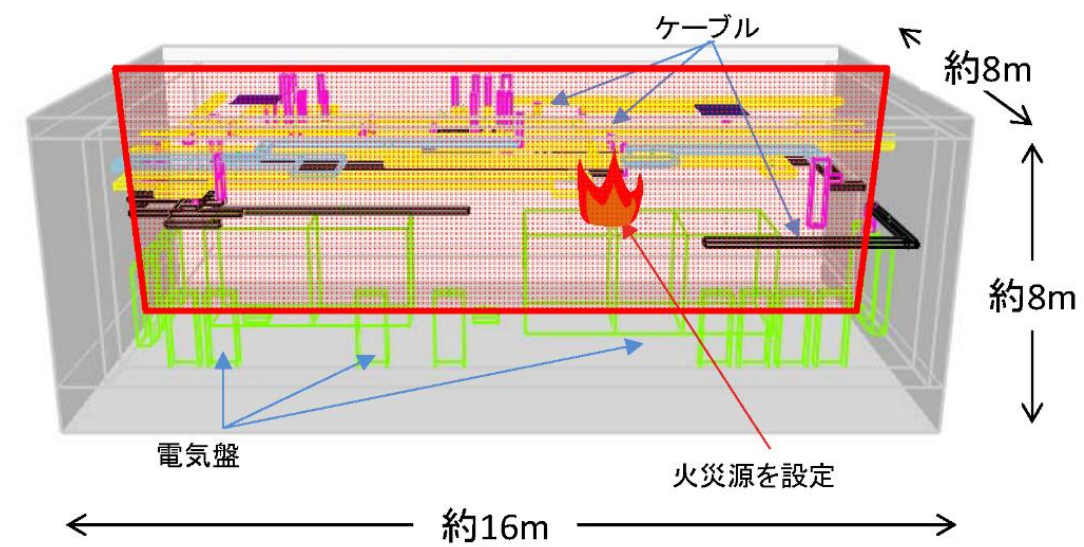


図8 詳細火災伝播解析コード(FDS)の解析モデル例

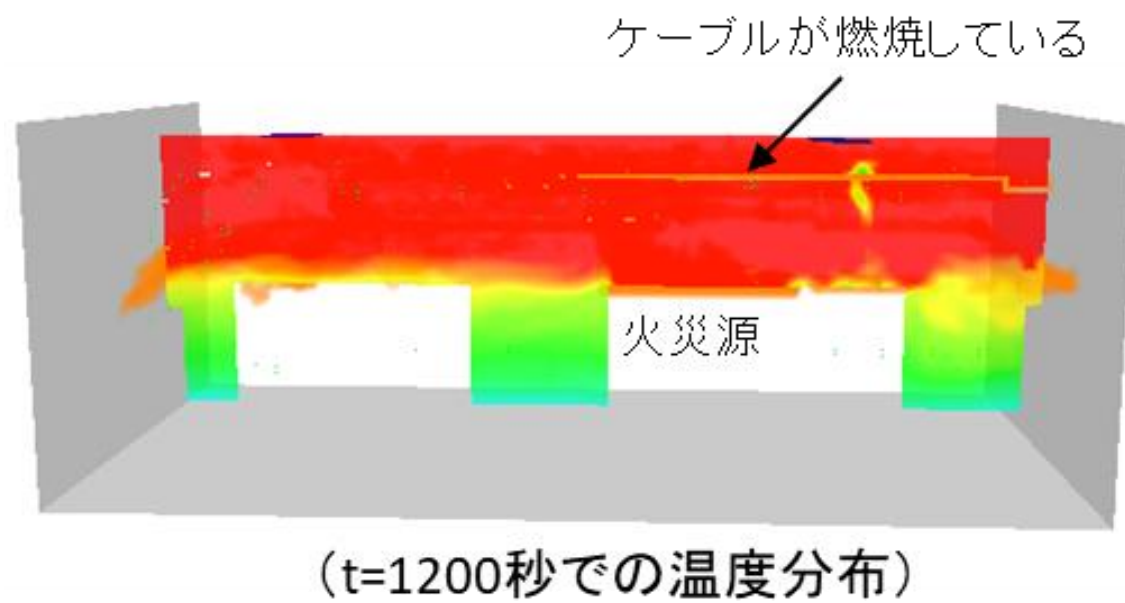


図9 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析結果例

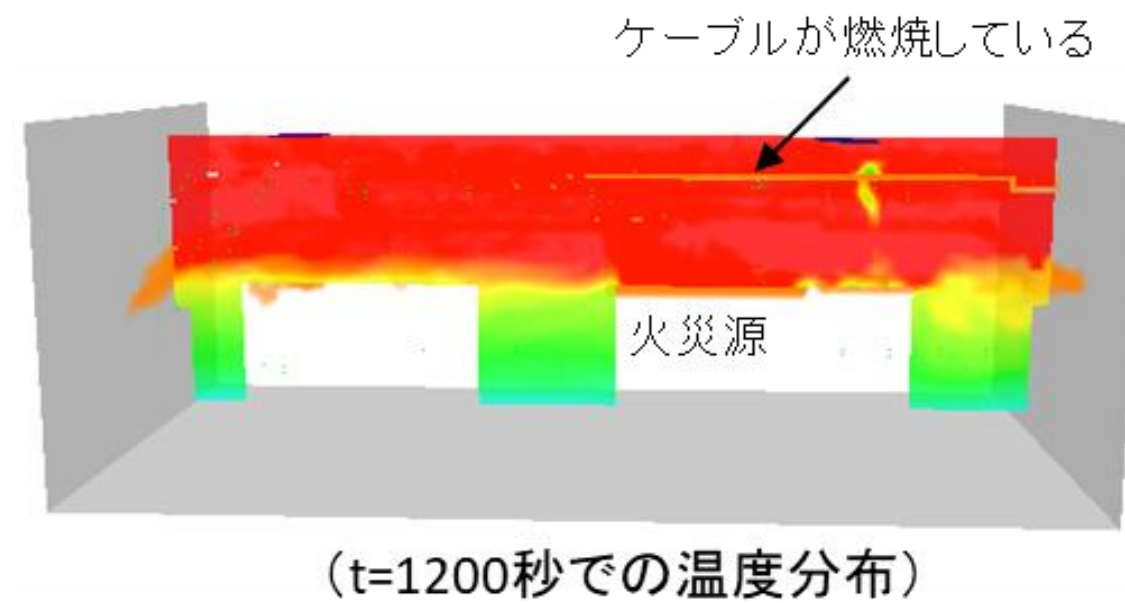


図9 詳細火災伝播解析コード(FDS)の解析結果例

添付 1 火災防護の安全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-検査指摘事項の概要を記載

ステップ 1.2-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-緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
- No-ステップ 1.4 へ続く。

劣化評価の根拠

添付 1 火災防護の安全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-検査指摘事項の概要を記載

ステップ 1.2-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-緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
- No-ステップ 1.4 へ続く。

劣化評価の根拠

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

<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 1.4 : 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 で指定された検査指摘事項区分に対応するステップへ進み、スクリーニング質問に回答し、非常に低い安全重要度（緑）であるかを決定する。以下、<u>8</u>つの指摘事項区分それぞれにスクリーニング質問が設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の発火予防 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.1. 火災予防と運営管理 発生した火災の迅速な検知及び消火 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.2. 自動火災報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. <u>局所的な</u>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>ステップ 1.2 で指定された検査指摘事項区分に対応するステップへ進み、スクリーニング質問に回答し、非常に低い安全重要度（緑）であるかを決定する。以下、<u>8</u>つの指摘事項区分それぞれにスクリーニング質問が設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の発火予防 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.1. 火災予防と運営管理 発生した火災の迅速な検知及び消火 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.2. 自動火災報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. <u>局部</u>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>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
<p><u>検査指摘事項</u>区分のスクリーニング質問のみを用いて<u>検査指摘事項</u>を評価する。質問が当該<u>検査指摘事項</u>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</u>区分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 <u>2</u>に進む。添付 <u>1</u>の○にチェックを入れることで各質問に回答する。添付 <u>1</u>に選択した回答の論理的根拠を説明する。</p>	<p><u>指摘事項</u>区分のスクリーニング質問のみを用いて<u>指摘事項</u>を評価する。質問が当該<u>指摘事項</u>に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該<u>指摘事項</u>区分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 <u>2</u>に進む。添付 <u>1</u>の○にチェックを入れることで各質問に回答する。添付 <u>1</u>に選択した回答の論理的根拠を説明する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>ステップ 1.4.1 : 火災予防と運営管理</p> <p>1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、<u>火災の可能性を高め、火災感知を遅らせ得るもの、又は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。</u></p> <p>○Yes—次の質問へ。 ○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の<u>整った1つの区域</u>に悪影響を及ぼすか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ <u>2</u>へ。</p>	<p>ステップ 1.4.1 : 火災予防と運営管理</p> <p>1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、<u>火災、火災感知の遅延又は信用のある安全停止機能に悪影響を及ぼすなど、これまでに評価されていたよりもさらに重大な結果をもたらす確率を高めるものか。</u></p> <p>○Yes—次の質問へ。 ○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の<u>整った区域</u>に悪影響を及ぼすか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ <u>2</u>へ。</p>	<p>記載の適正化（趣旨の明確化）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>ステップ 1.4.2 : 自動火災報知設備及び固定消火設備</p> <p>1.4.2-A 質問：劣化した又は機能しない火災の感知又は消火システムが、安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか。</p> <p>○Yes—フェーズ <u>2</u>へ。 ○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ 1.4.3 : 消火用水供給</p>	<p>ステップ 1.4.2 : 自動火災報知設備及び固定消火設備</p> <p>1.4.2-A 質問：劣化した又は機能しない火災の感知又は消火システムが、安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか。</p> <p>○Yes—フェーズ <u>2</u>へ。 ○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ 1.4.3 : 消火用水供給</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>1. 4. 3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために必要な容量の消火水（要求圧力）が確保され、施設内で最も厳しい場所においても要求圧力が確保されるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 4：火災の影響軽減</p> <p>1. 4. 4-A 質問：火災区域にある安全停止に必要な機器の位置を考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により、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など）を維持し続けることができるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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。</p> <p>○Yes－次の質問へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉を正しく閉め機能に影響しなかった場合、防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するか。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め機能の劣化が原因で、火災が <u>1</u> 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。</p> <p>○Yes－次の質問へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（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。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 5：手動消火</p> <p>1. 4. 5-A 質問：検査指摘事項は、高温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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p>	<p>1. 4. 3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために必要な容量の消火水（要求圧力）が確保され、施設内で最も厳しい場所においても要求圧力が確保されるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 4：火災の影響軽減</p> <p>1. 4. 4-A 質問：火災区域にある安全停止に必要な機器の位置を考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により、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など）を維持し続けることができるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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。</p> <p>○Yes－次の質問へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉を正しく閉め機能に影響しなかった場合、防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するか。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め機能の劣化が原因で、火災が <u>1</u> 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。</p> <p>○Yes－次の質問へ。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（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。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 5：手動消火</p> <p>1. 4. 5-A 質問：検査指摘事項は、高温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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<p>1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、完全な自動又は手動消火設備により保護されているか？</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>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な方法で消火できる手動消火が利用できるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護</p> <p>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防護されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>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、標的に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災報知設備及び耐火被覆によって防護されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止</p> <p>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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>1. 4. 7-B 質問：検査指摘事項の影響は、信用のある安全停止成功パスには必要とされない機器に限定されるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 7-C 質問：検査指摘事項は、信用ある安全停止成功パスを用いた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。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ 1. 4. 8：中央制御室火災</p> <p>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。</p>	<p>1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、完全な自動又は手動消火設備により保護されているか？</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>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な方法で消火できる手動消火が利用できるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 6：局部ケーブル又は機器の防護</p> <p>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防護されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>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、標的に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災報知設備及び耐火被覆によって防護されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止</p> <p>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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ <u>2</u> へ。</p> <p>1. 4. 7-B 質問：検査指摘事項の影響は、信用のある安全停止成功パスには必要とされない機器に限定されるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 7-C 質問：検査指摘事項は、信用ある安全停止成功パスを用いた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。</p> <p>○Yes－フェーズ <u>2</u> へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ 1. 4. 8：中央制御室火災</p> <p>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。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<p>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 機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、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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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 機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キャビネット内に設置されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－フェーズ 2 へ。</p>	<p>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 機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、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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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 機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キャビネット内に設置されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－次の質問へ。</p> <p>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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No－フェーズ 2 へ。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
<p style="text-align: center;">添付 2 劣化評価指針</p> <p>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。</p> <p>1. 火災予防と運営管理</p> <p>本項では、プラントの火災予防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。</p> <p>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</p> <p>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：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 消火器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： <ul style="list-style-type: none"> ◇ 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 	<p style="text-align: center;">添付 2 劣化評価指針</p> <p>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 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。</p> <p>1. 火災予防と運営管理</p> <p>本項では、プラントの火災予防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。</p> <p>火気作業の許可又は火災監視規定に対する指摘事項</p> <p>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：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 消火器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： <ul style="list-style-type: none"> ◇ 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 	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

◇ 関係する火災危険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）。

• 高温作業時に、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、切断及び他の高温作業時の火災予防標準」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。

◇ 関係する火災危険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）。

• 高温作業時に、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、切断及び他の高温作業時の火災予防標準」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。

<p>可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項：</p> <p>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。</p> <p>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：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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 <p>2. 自動火災報知設備及び固定消火設備</p> <p>火災感知器：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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が問題の可燃物のそばにある。（非閉じ込め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： <ul style="list-style-type: none"> ○ 電源オフ ○ システムと互換性のない感知器 ○ 自動火災報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 	<p>可燃物管理プログラムに対する指摘事項：</p> <p>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。</p> <p>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：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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 <p>2. 自動火災報知設備及び固定消火設備</p> <p>火災感知器：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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が問題の可燃物のそばにある。（非閉じ込め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： <ul style="list-style-type: none"> ○ 電源オフ ○ システムと互換性のない感知器 ○ 自動火災報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 	<p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	-------------------

<p>○ 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</p> <p>水系消火設備：</p> <ul style="list-style-type: none"> 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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 <u>3</u>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： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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 ○ 最も近くの水頭が、問題の可燃物から <u>3</u>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 <p>ガス系消火設備：</p> <p>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、制御室につながる貫通孔があるシステムは消火に有効であるが、同時に制御室からの退去や制御室運転員の 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 単一の直径 <u>3</u>cm の貫通未シールの面積を持つ壁又は床にある穴 (制御室や遠隔停止区域につながらない) ○ 645 cm³までの天井の穴 (制御室や遠隔停止区域につながらない) ○ 設計基準の 60 秒を超えるシステム動作の遅延 ○ 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： <ul style="list-style-type: none"> ○ 電源オフ 	<p>○ 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</p> <p>水系消火設備：</p> <ul style="list-style-type: none"> 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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 <u>3</u>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： <ul style="list-style-type: none"> ○ 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 ○ 最も近くの水頭が、問題の可燃物から <u>3</u>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 <p>ガス系消火設備：</p> <p>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、制御室につながる貫通孔があるシステムは消火に有効であるが、同時に制御室からの退去や制御室運転員の 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 単一の直径 <u>3</u>cm の貫通未シールの面積を持つ壁又は床にある穴 (制御室や遠隔停止区域につながらない) ○ 645 cm³までの天井の穴 (制御室や遠隔停止区域につながらない) ○ 設計基準の 60 秒を超えるシステム動作の遅延 ○ 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： <ul style="list-style-type: none"> ○ 電源オフ 	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
--	--	--

<p>○ 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、消火ガスの閉じ込め機能を維持できない）</p> <p>○ 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）</p> <p>○ 低劣化区分に指定される以上の壁、床又は天井の穴</p> <p>3. 火災の閉じ込めと局所的なケーブル又は機器の防護</p> <p>火災の閉じ込め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。</p> <p><u>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）：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 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 ○ シール深さの 50%未満である 3mm未満のシール材料の貫通亀裂 • 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 28cm未満 ○ シール材中の 9mmより大きな亀裂が、反対面まで広がっている <p><u>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）：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリア材厚さの 10%未満の喪失、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 38cm²を超える ○ 直径 12mmより大きい貫通亀裂 	<p>○ 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、消火ガスの閉じ込め機能を維持できない）</p> <p>○ 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）</p> <p>○ 低劣化区分に指定される以上の壁、床又は天井の穴</p> <p>3. 火災の閉じ込めと局部ケーブル又は機器の防護</p> <p>火災の閉じ込めと局部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。</p> <p><u>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）：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 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 ○ シール深さの 50%未満である 3mm未満のシール材料の貫通亀裂 • 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 28cm未満 ○ シール材中の 9mmより大きな亀裂が、反対面まで広がっている <p><u>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）：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリア材厚さの 10%未満の喪失、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 38cm²を超える ○ 直径 12mmより大きい貫通亀裂 	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<ul style="list-style-type: none"> ○ 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><u>単独／ブート型シール：</u></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><u>コンクリート及びセメント性漆喰又は貫通シール材：</u></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 1.5 mm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><u>扉：</u></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 25 mmを超える複数の孔 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 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><u>単独／ブート型シール：</u></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><u>コンクリート及びセメント性漆喰又は貫通シール材：</u></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 1.5 mm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><u>扉：</u></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 25 mmを超える複数の孔 	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	---

<ul style="list-style-type: none"> ○ 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><u>ダンパー：</u></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 ○ 壊れたラッチ（閉鎖にラッチが必要な箇所） ○ ダンパーが取り付けられていない <p><u>未シール電線管：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアの両側 <u>1</u>m以上の不燃材で覆われて 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><u>ウォーターカーテン：</u></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 <u>2</u>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 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 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><u>ダンパー：</u></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 ○ 壊れたラッチ（閉鎖にラッチが必要な箇所） ○ ダンパーが取り付けられていない <p><u>未シール電線管：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアの両側 <u>1</u>m以上の不燃材で覆われて 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><u>ウォーターカーテン：</u></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 <u>2</u>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>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	-------------------------------------

<p><u>放射エネルギー遮蔽：</u></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発火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発火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<u>検査指摘事項</u>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 <u>検査指摘事項</u>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<u>検査指摘事項</u>に対応するものではない。物理的防護機能に対する<u>検査指摘事項</u>は、別の<u>検査指摘事項</u>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 	<p><u>放射エネルギー遮蔽：</u></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発火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発火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<u>指摘事項</u>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 <u>指摘事項</u>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<u>指摘事項</u>に対応するものではない。物理的防護機能に対する<u>指摘事項</u>は、別の<u>指摘事項</u>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 	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	-------------------------------------

<ul style="list-style-type: none">○ 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	<ul style="list-style-type: none">○ 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 6
停止時の指摘事項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 附属書6 停止時の<u>検査指摘事項</u>に対する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;"><u>(GI0007_附属書6_r01)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1 適用範囲</u> 3 <u>2 背景</u> 3 <u>3 用語の定義</u> 3 <u>4 指針</u> 7</p> <p>添付1 初期スクリーニング及び<u>検査指摘事項</u>の特性化（スクリーニング） 10 添付2 詳細リスク評価 24</p> <p><u>1 適用範囲</u></p> <p>本附属書は、プラント停止時の安全重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のガイドラインについて定めたものである。安全重要度決定プロセスのスクリーニングは、本附属書の添付1として規定されるとおり、停止操作に特化したスクリーニング基準（「緑」を特定する質問）によって構成される。加圧水型原子炉(PWR)及び沸騰水型原子炉(BWR)の双方について、原子力検査官がプラント停止状態に係る<u>検査指摘事項</u>を確認した場合、原子力検査官は本スクリーニングのガイドラインを使用することになる。</p> <p>添付1には、重要度決定プロセスの詳細リスク評価により、さらに評価が必要と判断される場合も列挙している。詳細リスク評価のガイドを、添付2に示す。また、プラント停止時の重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のフローを図1に示す。</p> <p><u>2 背景</u></p> <p>PWR及びBWRにおける<u>プラント停止中及び停止時の操作</u>においては、<u>出力運転中とは異なったプラントの状態や脆弱性</u>が発生する。停止した<u>プラント</u>は、一定の主要安全機能が適切に維持され管理される限り安全な状態にある。それらの機能を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆ 崩壊熱除去 ◆ 保有水管理 ◆ 電力供給<u>機能</u> ◆ 反応度制御 ◆ 格納容器<u>閉じ込め機能</u> <p>通常の<u>定期検査のためのプラント停止中</u>に事業者が実施する業務の範囲は広くかつ多様である。<u>燃料交換</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 附属書6 停止時の<u>指摘事項</u>に対する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;"><u>(新設)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 適用範囲</u> 3 <u>2. 背景</u>..... 3 <u>3. 用語の定義</u>..... 3 <u>4. 指針</u>..... 7</p> <p>添付1:初期スクリーニング及び<u>指摘事項</u>の特性化（スクリーニング） 10 添付2:詳細リスク評価 24</p> <p><u>1. 適用範囲</u></p> <p>本附属書は、プラント停止時の安全重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のガイドラインについて定めたものである。安全重要度決定プロセスのスクリーニングは、本附属書の添付1として規定されるとおり、停止操作に特化したスクリーニング基準（「緑」を特定する質問）によって構成される。加圧水型原子炉(PWR)及び沸騰水型原子炉(BWR)の双方について、原子力検査官がプラント停止状態に係る<u>指摘事項</u>を確認した場合、原子力検査官は本スクリーニングのガイドラインを使用することになる。</p> <p>添付1には、重要度決定プロセスの詳細リスク評価により、さらに評価が必要と判断される場合も列挙している。詳細リスク評価のガイドを、添付2に示す。また、プラント停止時の重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のフローを図1に示す。</p> <p><u>2. 背景</u></p> <p>PWR及びBWRにおける<u>停止操作</u>においては、<u>発電所運転中には起こらないことがある特異な脆弱性</u>が発生する。停止した<u>発電所</u>は、一定の主要安全機能が適切に維持され管理される限り安全な状態にある。それらの機能を以下に示す<u>：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ◆ 崩壊熱除去 ◆ 保有水管理 ◆ 電力供給<u>力</u> ◆ 反応度制御 ◆ 格納容器<u>密閉能力</u> <p>通常の<u>核燃料交換停止時の電力供給停止中</u>に事業者が実施する業務の範囲は広くかつ多様である。<u>核燃料</u></p>	<p>記載の適正化（誤記） 改正に伴う修正※ 附属書の構成見直し</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記） 記載の適正化（誤記） （背景の明確化）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>の他に、<u>予防保全、事後保全、改造工事</u>、サーベイランス試験、ISI、及びこれらの作業の管理業務などにより、<u>プラント停止の計画が作成され、プラント状態の変化が管理される</u>。リスク管理及び主要な安全機能の維持を目的としたこれらの業務の調整は必要不可欠である。加えて、計画外停止及び強制停止に関する業務は燃料交換時の業務範囲よりはるかに小さいものの、これらの停止を安全に行うために停止状態での脆弱性について燃料交換時と同様の注意が必要である。本重要度決定プロセスは、上記のような特徴を考慮に入れたうえで、停止状態中における<u>検査指摘事項</u>の安全上の重要度の決定を支援するために策定されたものである。</p>	<p>交換の他に、<u>予防及び是正目的のメンテナンス、改造</u>、サーベイランス試験、ISI、及びこれらの作業の管理業務などが、<u>電力供給停止の計画及び管理を非常に困難なものにしている</u>。これらの業務は、リスク管理及び主要な安全機能維持の目的を持って調整することが必要不可欠である。加えて、計画外停止及び強制停止に関する業務は燃料交換時の業務範囲よりはるかに小さいものの、これらの停止を安全に行うために停止状態中の脆弱性について燃料交換時と同様の注意が必要である。本重要度決定プロセスは、上記のような特徴を考慮に入れたうえで、停止状態中における<u>指摘事項</u>の安全上の重要度の決定を支援するために策定されたものである。</p>	<p>記) 記載の適正化 (趣旨の明確化)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>3 用語の定義</p> <p>別段の定めがない限り、以下の定義は PWR 及び BWR の両方に適用される。</p> <p>利用可能：以下の場合、設備は利用可能とみなす。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 設備がその機能を遂行するのに必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。 (2) 意図された機能を満たすよう設備を使用するための<u>手順書又は指示書</u>がある。 (3) 全ての必要なサポート系統 (交流 (AC) <u>電源</u>、冷却水、直流 (DC) 制御<u>電源</u>など) の設備がその機能を遂行するのに必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。 (4) 運転員が所定の状況でその設備を使用する訓練を受けている。 	<p>3. 用語の定義</p> <p>別段の定めがない限り、以下の定義は PWR 及び BWR の両方に適用される。</p> <p>利用可能：以下の場合、設備は利用可能とみなす。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 設備がその機能を遂行するのに必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。 (2) 意図された機能を満たすよう設備を使用するための<u>手順書、指示書又は規則書 (standing orders)</u>がある。 (3) 全ての必要な支持系統 (交流 (AC) <u>電力</u>、冷却水、直流 (DC) 制御<u>電力</u>など) の設備がその機能を遂行するのに必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。 (4) 運転員が所定の状況でその設備を使用する訓練を受けている。 	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p><u>キャビティ満水</u>：原子炉容器上蓋が取り外され、<u>キャビティ</u>水位が燃料移動に係わる所定の水位まで上昇している原子炉冷却系統の状態。</p>	<p><u>キャビティ冠水</u>：原子炉ヘッド部が取り外され、<u>冷却</u>水位が取替燃料の置かれている床の高さまで上昇している原子炉冷却系統の状態。</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p><u>炉心損傷</u>：炉心損傷は被覆管の最高温度が <u>1,200℃を超える場合に相当する</u>。</p>	<p><u>炉心損傷</u>：炉心損傷は被覆管の最高温度が <u>華氏 1,300 度を超える場合に相当する。華氏 1,340 度を超えると被覆管の酸化や膨張により炉心挙動に影響が出る</u>。</p>	<p>記載の適正化 (単位の変更)</p>
<p><u>重力注入 (PWR のみ)</u>：重力注入とは、動力装置 (例：ポンプ) を使わずに <u>水源 (燃料取替用水タンク等)</u> から原子炉冷却水系統に <u>水を注入する操作</u> である。この場合、<u>水源</u> は原子炉より高い位置にあり、原子炉は大気圧状態にあるか大気圧に到達できなければならない。重力注入は、原子炉冷却水系統の <u>沸騰開始後に</u> 利用可能であることが期待される場合に有効と評価される。重力注入の信頼性を評価するに当たり、RWST 又は <u>他の水源による水頭圧を減少させる</u> 以下の要因を考慮する必要がある。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) サージラインの圧力低下。 (2) <u>加圧器への混入水</u> の蓄積。 (3) (<u>取り外した機器</u> の管理又はガス排出抑制により) 制限された原子炉冷却水系統の <u>ベントパス</u>。 	<p><u>重力給水 (Gravity Feed)</u>：重力給水とは、動力装置 (例：ポンプ) を使わずに <u>貯蔵源 (例：濃縮貯蔵タンク又は燃料交換貯蔵タンク)</u> から原子炉冷却水系統に <u>水を加える工程</u> である。この場合、<u>冷却水供給源</u> は原子炉より高い位置になければならず、原子炉は大気圧状態にあるか大気圧に達することができなければならない。重力給水は、原子炉冷却水系統の <u>沸騰が始まった後に重力給水が</u> 利用可能であることが期待される場合に有効と評価される。重力給水の信用性を評価するに当たり、RWST 又は <u>他の原子炉冷却水系統在庫貯蔵源により施される位置水頭が起こらないようにする</u> 以下の要因を考慮する必要がある。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) サージ管の圧力が落ちる。 (2) <u>加圧装置に取り込まれた水</u> の蓄積。 (3) (<u>緩んだ部品</u> の管理又はガス排出抑制) 制限された原子炉冷却水系統の <u>排出経路</u>。ただし、PWR のみ。 	<p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p><u>ミッドループ運転 (PWR のみ)</u>：原子炉冷却水系統のエアレーション等のために、原子炉冷却水系統の水位を <u>原子炉ノズルセンター付近まで低下させたプラント状態</u>。</p>	<p><u>ミッドループ運転</u>：ミッドループ状態は、原子炉冷却水系統の水位が原子炉容器との接合点でのホットレグの流水エリア最頂部より低い場合は必ず生ずる。ただし、PWR のみ。</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p><u>原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業</u>：正しく行われないと保有水喪失事象につながる可能性の伴う計画的なメンテナンス時の放水をいう。原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業に伴ういかなる問題も、適正な保有水喪失基準 (LOI) を使用して評価しなければならない。</p>	<p><u>原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業</u>：正しく行われないと保有水喪失事象につながる可能性の伴う計画的なメンテナンス時の放水をいう。原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業に伴ういかなる問題も、適正な保有水喪失基準 (LOI) を使用して評価しなければならない。</p>	

<p>保有水減少状態 (PWRのみ) : <u>ミッドループ運転状態等、原子炉冷却水システムの水位を下げた状態。</u> また、1 体以上の <u>燃料集合体</u> が原子炉容器内になければならない。</p> <p>原子炉冷却系統開放 : 以下の場合、原子炉冷却系統は <u>開放</u> 状態にあるとみなされる。 (1) 蒸気発生器による熱除去が持続できない。 (PWRのみ) (2) フィードアンドブリードをサポートするのに十分な大きさの <u>開口部が設けられている。</u> <u>開口部</u> の例には、<u>加圧器マンホール開放、逃がし弁安全弁取り外し及び原子炉容器上蓋取り外し</u> が含まれる。</p> <p><u>燃料取替用水タンク</u> / 復水貯蔵タンクの枯渇 : <u>燃料取替用水タンク</u> 又は復水貯蔵タンクのレベルが、原子炉冷却系統への注入を <u>継続するために</u> 補給又は再循環 (PWRのみ) が必要な水位に達した時点で発生する。</p> <p><u>自動制御式原子炉保有水減少</u> : 漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却系統に取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去系統又は <u>余熱除去系統</u> が損なわれないうちに漏れが止まる。</p> <p><u>停止操作</u> : 停止操作は、少なくとも1つの <u>燃料集合体</u> が原子炉容器にあり、かつ残留熱除去又は <u>余熱除去系統</u> が運転中の場合に、<u>高温停止</u>、冷温停止及び <u>燃料交換中</u> に生ずる。</p> <p>○重要度決定の段階</p> <p><u>スクリーニング - 検査指摘事項</u> の特性評価及び初期スクリーニング : スクリーニングは、検査指摘事項を特性評価し、初期スクリーニングにより重要度が低い「緑」又は「白」以上かを特定するために使用される。</p> <p><u>詳細リスク評価</u> - リスク重要度の決定及び正当化 : スクリーニングによって重要度が低いと判断されなかったものに対し、詳細リスク評価を実施する。</p> <p>○停止時における <u>検査指摘事項</u> の種類</p> <p><u>前兆の検査指摘事項</u> - 以下の検査指摘事項をいう ; (1) ある事象の原因となる指摘(例えば、運転中の <u>残留熱除去系</u> 又は <u>余熱除去系</u> の喪失) (2) ある事象の可能性を増大させる指摘</p> <p><u>状態の検査指摘事項</u> - 事象が起こった場合に事象を緩和する事業者の能力低下に係る指摘。待機中の残留熱除去系統又は <u>余熱除去系</u> に影響する指摘。</p> <p>○停止起因事象</p>	<p>保有水減少 (Reduced Inventory) 状態 : <u>原子炉容器の水位が原子炉容器フランジの 3 フィートより低くなった原子炉冷却水システムの状態。</u> <u>ミッドループは保有水減少状態の一部に当たる。</u> また、1 体以上の <u>核燃料集合体</u> が原子炉容器内になければならない <u>(ただし、PWRのみ)。</u></p> <p>原子炉冷却系統通気 : 以下の場合、原子炉冷却系統は <u>通気</u> 状態にあるとみなされる ; (1) 蒸気発生装置の熱除去が持続できない。 <u>ただし、PWRのみ。</u> (2) フィードアンドブリードをサポートするのに十分な大きさの <u>通気路が設置されている。</u> <u>通気路</u> の例には、<u>開放された加圧器マンホール(open pressurizer manways)、逃がし安全放出弁取り外し及び格納容器蓋取り外し</u> が含まれる。</p> <p><u>燃料交換用水貯蔵タンク</u> / 復水貯蔵タンクの枯渇 : <u>燃料交換用水貯蔵タンク</u> 又は復水貯蔵タンクのレベルが、原子炉冷却系統への注入を <u>続けるのに</u> 補給又は再循環 (<u>ただし、PWRのみ</u>) が必要な水位に達した時点で発生する。</p> <p><u>自動制御式原子炉保有水減少</u> : 漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却系統に取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去系統又は <u>崩壊熱除去系統</u> が損なわれないうちに漏れが止まる。</p> <p><u>停止操作</u> : 停止操作は、少なくとも1つの <u>燃料核燃料集合体</u> が原子炉容器にあり、かつ残留熱除去又は <u>崩壊熱除去系統</u> が運転中の場合に、<u>高熱停止</u>、冷温停止及び <u>核燃料交換中</u> に生ずる。</p> <p>○重要度決定の段階</p> <p><u>スクリーニング - 指摘事項</u> の特性評価及び初期スクリーニング : スクリーニングは、検査指摘事項を特性評価し、初期スクリーニングにより重要度が低い「緑」 <u>か</u> 又は「白」以上かを特定するために使用される。</p> <p><u>詳細リスク評価</u> - リスク重要度の決定及び正当化 : スクリーニングによって重要度が低いと判断されなかったものに対し、詳細リスク評価を実施する。</p> <p>○停止時における <u>指摘事項</u> の種類</p> <p><u>前兆の指摘事項</u> - 以下の検査指摘事項をいう ; (1) ある事象の原因となる指摘(例えば、運転中の <u>残存熱除去系</u> 又は <u>崩壊熱除去系</u> の喪失) (2) ある事象の可能性を増大させる指摘</p> <p><u>状態の指摘事項</u> - 事象が起こった場合に事象を緩和する事業者の能力低下に係る指摘。待機中の残留熱除去系統又は <u>崩壊熱除去系</u> に影響する指摘。</p> <p>○停止起因事象</p>	<p>記載の適正化(単位の変更)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
---	--	--

<p><u>残留熱除去系の喪失 (LORHR)</u>- 残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>の故障 (残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>ポンプの故障など)又は外部電源以外の残留熱除去又は<u>余熱除去サポート系</u>の故障による残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>の喪失など。</p>	<p><u>残留熱除去系の喪失 (LORHR)</u>- 残留熱除去系又は<u>崩壊熱除去系</u>の故障 (残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>ポンプの故障など)又は外部電源以外の残留熱除去又は<u>崩壊熱除去サポート系</u>の故障による残留熱除去系又は<u>崩壊熱除去系</u>の喪失など。</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p><u>外部電源の喪失 (LOOP)</u> - 残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>機能の喪失を引き起こす外部電源の喪失など。外部電源の喪失事象は発電所運転状態 3(POS3)では評価されない。</p>	<p><u>外部電源の喪失 (LOOP)</u> - 残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>機能の喪失を引き起こす外部電源の喪失など。外部電源の喪失事象は発電所運転状態 3(POS3)では評価されない。</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p><u>原子炉保有水喪失 (LOI)</u> - BWR の低水位での残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>の自動<u>隔離</u>、ポンプの吸引喪失による残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>機能の喪失を引き起こすか又はその可能性のある原子炉冷却系統保有水の喪失など。</p>	<p><u>原子炉保有水喪失 (LOI)</u> - BWR の低水位での残留熱除去系又は<u>崩壊熱除去系</u>の自動<u>分離</u>、ポンプの吸引喪失による残留熱除去系又は<u>崩壊熱除去系</u>機能の喪失を引き起こすか又はその可能性のある原子炉冷却系統保有水の喪失など。</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p><u>レベル制御の喪失 (LOLC)</u> - この起因事象の区分には以下が含まれる。<u>。</u></p> <p>(1) 運転員がミッドループ状態にするため、原子炉冷却系統の<u>水位を下げすぎて</u>残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>が喪失する状態になった場合</p> <p>(2) 運転員が、ミッドループ状態中に水位又は流量制御を<u>維持できず</u>、残留熱除去系又は<u>余熱除去系</u>機能が喪失する状態になった場合</p>	<p><u>レベル制御の喪失 (LOLC)</u> - この起因事象の区分には以下が含まれる。<u>；</u></p> <p>(1) 運転員がミッドループ状態にするため、原子炉冷却系統を<u>排水しすぎて</u>残留熱除去系又は<u>崩壊熱除去系</u>が喪失する状態になった場合</p> <p>(2) 運転員が、ミッドループ状態中に水位又は流量制御を維持<u>し損ねたため</u>残留熱除去系又は<u>崩壊熱除去系</u>機能が喪失する状態になった場合</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p><u>オーバードレン (OD)</u> : オーバードレンは<u>水位維持の失敗</u>の一部である。原子炉冷却系統が 1 つの目標レベル範囲から次に低い範囲へと排出されている間、最終的に求められる範囲内に放出が止まらない場合の事象を表す。</p>	<p><u>オーバードレン (OD)</u> : オーバードレンは<u>レベル制御の喪失</u>の一部である。原子炉冷却系統が 1 つの目標レベル範囲から次に低い範囲へと排出されている間、最終的に求められる範囲内に放出が止まらない場合の事象を表す。<u>例えば、開始時のレベルは原子炉フランジより 1 フィート低く、目標レベルはホットレグ最頂部より 6 インチから 12 インチ高い。排出がホットレグ最頂部に達するレベルまで止まらなかった場合、オーバードレンが生じたことになる。</u></p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>○PWR の主な運転状態 (POSSs)</p> <p><u>運転状態 1</u> - この運転状態は<u>余熱除去系</u>が運転に入った時に始まる。原子炉冷却系統は、蒸気発生器の 2 次側にヒートシンクとして利用できると思われる十分な保有水がある場合に、崩壊熱除去が可能である。原子炉冷却系統では、加圧器において気泡が発生することがある。この運転状態は、原子炉冷却系統が通気され、余熱除去を維持できない状態の時に終了する。この運転状態は一般的にモード 4 (<u>高温停止</u>)、及びモード 5 (冷温停止)の一部を含む。</p> <p><u>運転状態 2</u> - この運転状態は、蒸気発生器が炉心熱除去を維持できない時、又はフィードアンドブリードに十分な原子炉冷却系統の<u>開口部</u>が存在する時に始まる。この運転状態には、モード 5 (冷温停止)の一部及びモード 6 (燃料交換)が含まれる。<u>開放</u>された原子炉冷却系統での<u>低水位</u>運転及びミッドループ運転はこの運転状態の一部である。</p> <p>注：原子炉冷却系統の真空ベンディング中に発生する<u>検査指摘事項</u>は、運転状態 1 のイベントツリーを使用する。</p> <p><u>運転状態 3</u> - この運転状態は、<u>原子炉</u>キャビティ水位が保安規定に記載されている格納容器内の照射<u>渣</u>燃料集合体の移動に必要な最低レベルかそれより高い時の停止状態を示す。この運転状態はモード 6 中に生じる。</p>	<p>○PWR <u>型原子力発電所</u>の主な運転状態 (POSSs)</p> <p><u>運転状態 1</u> - この運転状態は<u>残留熱除去系又は崩壊熱除去系</u>が運転に入った時に始まる。原子炉冷却系統は、蒸気発生器の 2 次側にヒートシンクとして利用できると思われる十分な保有水がある場合に、崩壊熱除去が可能である。原子炉冷却系統では、加圧器において気泡が発生することがある。この運転状態は、原子炉冷却系統が通気され、余熱除去を維持できない状態の時に終了する。この運転状態は一般的にモード 4 (<u>高温停止</u>)、及びモード 5 (冷温停止)の一部を含む。</p> <p><u>運転状態 2</u> - この運転状態は、蒸気発生器が炉心熱除去を維持できない時、又はフィードアンドブリードに十分な原子炉冷却系統の<u>通気路</u>が存在する時に始まる。この運転状態には、モード 5 (冷温停止)の一部及びモード 6 (燃料交換)が含まれる。<u>通気</u>された原子炉冷却系統での<u>保有水</u>減少運転及びミッドループ運転はこの運転状態の一部である。</p> <p>注：原子炉冷却系統の真空ベンディング中に発生する<u>指摘事項</u>は、運転状態 1 のイベントツリーを使用する。</p> <p><u>運転状態 3</u> - この運転状態は、<u>燃料交換</u>キャビティ水位が保安規定に記載されている格納容器内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルかそれより高い時の停止状態を示す。この運転状態はモード 6 中に生じる。</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>

○BWR の主な運転状態

運転状態 1 - この運転状態は、残留熱除去系が運転に入った時に始まる。運転員が介入しないで残留熱除去系機能の喪失が拡大し、残留熱除去系ポンプの停止ヘッドより上部で原子炉冷却系統の再加圧につながるよう、格納容器蓋はかぶさった状態で、原子炉冷却系統は閉まっている。

運転状態 2 - この運転状態は、(1)格納容器蓋が取り外され、圧力容器の水位が保安規定に記載されている原子炉圧力容器内の照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベルより低い場合、又は(2)格納容器蓋はかぶさっているが崩壊熱除去に十分な原子炉冷却系統の通気路がない場合の停止状態を示す。

運転状態 3 - この運転状態は、原子炉圧力容器の水位が保安規定に記載されている原子炉圧力容器の範囲内の照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベルに等しいかそれ以上である場合の停止状態を示す。この運転状態はモード 5 (燃料交換)の間中に生ずる。

4 指針

4.1 本附属書の適用について

本附属書は、燃料交換停止、強制停止及び保守停止時に適用可能であり、プラントが残留熱除去系又は余熱除去系による冷却開始した時から、プラントが昇温され残留熱除去系又は余熱除去系を待機状態にするまでの間適用される。

注：上記以外の場合、検査官は以下を確認しつつ、出力運転時における重要度評価手法（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）を用いる。

- (1)崩壊熱が最大出力時に比べて少なく、潜在的に運転員による回復操作に時間がかかる可能性がある。
- (2)緩和系統の中には、自動操作ではなく手動操作が必要なものがある。
- (3)格納容器隔離系の中に、動作可能でないものがあり、閉じ込め機能の喪失可能性が大きいものがある。

プラントが停止していても、残留熱除去系又は余熱除去系の運転要求がなく、炉心の冷却を行っていない状態の場合、本附属書を適用しない。

本附属書は、検査指摘事項を 2 つの区分で評価するために使用する：1 つ目の区分はある事象を実際に引き起こすか、又は事象の可能性を増大させるもの（先行所見）で、2 つ目の区分はある事象を緩和させる能力に影響するもの（条件付き所見）である。

対象となる一般的な事象は、残留熱除去系又は余熱除去系の喪失、原子炉冷却系保有水の流出並びに低温加圧 (LTOP) 事象及び反応度事象である。もう 1 つの事象は、4.4 で記載されている水位維持の失敗である。

残留熱除去系又は余熱除去系の喪失には、残留熱除去系又は余熱除去系統の隔離、外部電源の喪失 (LOOP)、稼働中のポンプの故障、残留熱除去系又は余熱除去系のそれぞれの熱交換器への冷却故障、系

○BWR 型原子力発電所の主な運転状態

運転状態 1 - この運転状態は、残留熱除去系又は崩壊熱除去系が運転に入った時に始まる。運転員が介入しないで残留熱除去系又は崩壊熱除去系機能の喪失が拡大し、残留熱除去系又は崩壊熱除去系ポンプの停止ヘッドより上部で原子炉冷却系統の再加圧につながるよう、格納容器蓋はかぶさった状態で、原子炉冷却系統は閉まっている。

運転状態 2 - この運転状態は、(1)格納容器蓋が取り外され、圧力容器の水位が保安規定に記載されている原子炉圧力容器内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルより低い場合、又は(2)格納容器蓋はかぶさっているが崩壊熱除去に十分な原子炉冷却系統の通気路がない場合の停止状態を示す。

運転状態 3 - この運転状態は、原子炉圧力容器の水位が保安規定に記載されている原子炉圧力容器の範囲内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルに等しいかそれ以上である場合の停止状態を示す。この運転状態はモード 5 (燃料交換)の間中に生ずる。

4. 指 針

4.1 本附属書の適用について

本附属書は、燃料交換、強制及び保守停止時に適用可能であり、発電所が残留熱除去系又は崩壊熱除去系による冷却開始した時から、発電所が加熱され残留熱除去系又は崩壊熱除去系による冷却が終了するまでの間適用される。

注：上記以外の場合、検査官は以下を確認しつつ運転時における重要度決定プロセスの附属書 1 を使用する；

- (1)崩壊熱が最大出力時に比べて少なく、潜在的に運転員による回復操作に時間がかかる可能性がある。
- (2)緩和系統の中に自動運転ではなく手動運転が必要な可能性のあるものがある。
- (3)格納容器隔離系の中に、運転可能でないものがあり、閉じ込め機能の喪失可能性が大きいものがある。

発電所が停止していても、残留熱除去系又は崩壊熱除去系及び残留熱除去系又は崩壊熱除去系の冷却系が利用できない状態の場合、本附属書を適用しない。

本附属書は、指摘事項を 2 つの区分で評価するために使用する：1 つ目の区分はある事象を実際に引き起こすか、又は事象の可能性を増大させるもの（先行所見）で、2 つ目の区分はある事象を喪失させる能力に影響するもの（条件付き所見）である。

対象となる一般的な事象は、残留熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失、原子炉冷却系保有水の流出並びに低温加圧 (LTOP) 事象及び反応度事象である。もう 1 つの事象は、4.4 で記載されている制御の喪失である。

残留熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失には、残留熱除去系又は崩壊熱除去系統の分離（隔絶）、外部電源の喪失 (LOOP)、稼働中のポンプの故障、残留熱除去系又は崩壊熱除去系のそれぞれの熱交換器へ

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

統水流の不具合（例：原子炉冷却系統から離れた流水分岐など）を含む（ただし、これらに限らないこともある）。

保有水の流出は、残留熱除去系又は**余熱除去系**の喪失に至らない場合があるが、いずれにせよ、全ての保有水の流出は詳細分析のために適切に評価しなければならない。

4.2 目的

本附属書は、停止時の**検査指摘事項**の安全重要度評価に使用され、その結果には、以下の2つがある（図1参照）；

- (1) **検査指摘事項**のリスクの重大性を判断するために定量的評価が必要となるもの
- (2) リスク重要度が非常に低い「緑」としてスクリーニングできるもの

4.3 緩和能力

本附属書の添付1は、事業者が適切な緩和能力を維持していることを確認するため、停止時操作に関するスクリーニング質問事項を別紙2から5までに定めている。スクリーニング質問事項は、運転モード、沸騰までの時間、原子炉冷却系水位及び原子炉冷却系の構成によって決まる、全ての運転状態に対応している。別紙2から5までを完了するに当たっては、検査官は別紙1の表1を使用する。表1には、停止中に維持していることが好ましい機器、系統、計装装置、方針及び手順がセットになっている。

表1は、5つの停止安全機能により分類されている。5つの停止安全機能とは、崩壊熱除去、保有水制御、電源利用可能性、反応度制御及び格納容器**閉じ込め**である。該当スクリーニング質問が満たされているか確認し、「緑」と特定されない場合には、詳細リスク評価を行うこととなる。

4.4 停止時中の水位維持の失敗（PWRのみ）

安全重要度決定プロセスの一環として、停止中に事業者が事象の発生を最小化し緩和能力を維持することの確認に加え、原子力検査官は**水位維持の失敗**を示す状態又は事象の監視も行う。本附属書の添付1に記載の状態が生じた場合、その検査指摘事項は定量的に評価される必要がある。

4.5 定量評価を必要とする所見

スクリーニングの結果、検査指摘事項を定量的に評価する必要がある場合、その**検査指摘事項**について詳細リスク評価を実施する。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○記載の適正化	

の冷却故障、系統水流の不具合（例：原子炉冷却系統から離れた流水分岐など）を含む（ただし、これらに限らないこともある）。

保有水の流出は、残留熱除去系又は**崩壊熱除去系**の喪失に至らない場合があるが、いずれにせよ、全ての保有水の流出は詳細分析のために適切に評価しなければならない。

4.2 目的

本附属書は、停止時の**指摘事項**の安全重要度評価に使用され、その結果には、以下の2つがある（図1参照）；

- (1) **指摘事項**のリスクの重大性を判断するために定量的評価が必要となるもの
- (2) リスク重要度が非常に低い「緑」としてスクリーニングできるもの

4.3 緩和能力

本附属書の添付1は、事業者が適切な緩和能力を維持していることを確認するため、停止時操作に関するスクリーニング質問事項を別紙2から5までに定めている。スクリーニング質問事項は、運転モード、沸騰までの時間、原子炉冷却系水位及び原子炉冷却系の構成によって決まる、全ての運転状態に対応している。別紙2から5までを完了するに当たっては、検査官は別紙1の表1を使用する。表1には、停止中に維持していることが好ましい機器、系統、計装装置、方針及び手順がセットになっている。

表1は、5つの停止安全機能により分類されている。5つの停止安全機能とは、崩壊熱除去、保有水制御、電源利用可能性、反応度制御及び格納容器である。該当スクリーニング質問が満たされているか確認し、「緑」と特定されない場合には、詳細リスク評価を行うこととなる。

4.4 停止時中の制御喪失

安全重要度決定プロセスの一環として、停止中に事業者が事象の発生を最小化し緩和能力を維持することの確認に加え、原子力検査官は**制御の喪失**を示す状態又は事象の監視も行う。本附属書の添付1に記載の状態が生じた場合、その検査指摘事項は定量的に評価される必要がある。

4.5 定量評価を必要とする所見

スクリーニングの結果、検査指摘事項を定量的に評価する必要がある場合、**原子力規制庁は、その指摘事項**について詳細リスク評価を実施する。

(新設)

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

改正に伴う修正※
附属書の構成見直し

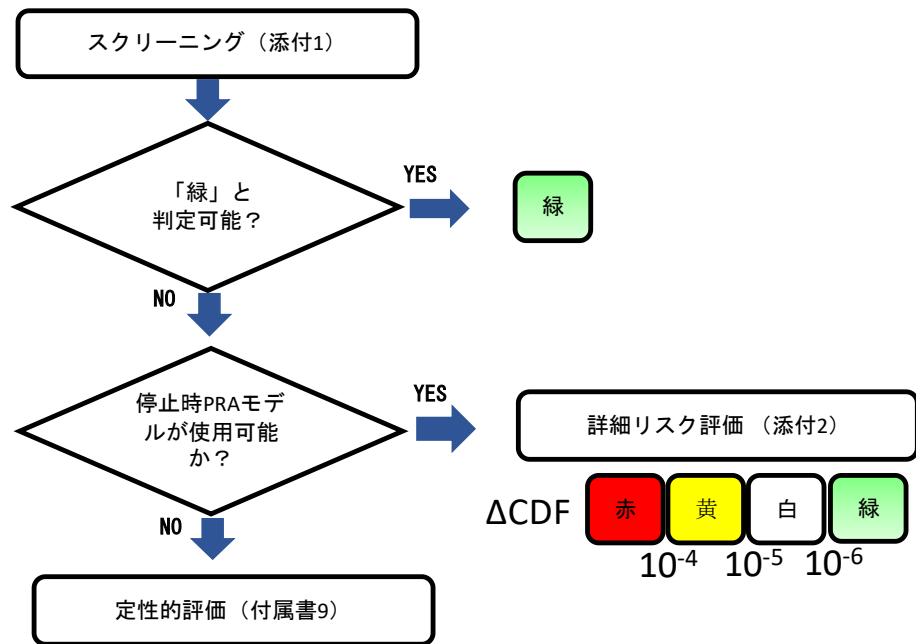


図1 スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー

<添付資料>

- 添付1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化 (スクリーニング)
- 添付2 詳細リスク評価

添付1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化 (スクリーニング)

1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられる「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」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての初期スクリーニングを示すものである。このスクリーニングによってリスク上極めて影響が低い検査指摘事項を特定し、それ以上の規制対応は不要とするものである。本スクリーニングは、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去又は崩壊熱除去により系統が通常温度及び圧力に管理されている状況において使用することとし、それ以外の状況については、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの添付1に示される初期評価に戻ることをとする。

2. 開始条件

個別事項の安全重要度評価を開始する前に、検査官は、検査気付き事項のスクリーニングに関するガイドに従い、事項のリスク上の重要度を判断し、その事項が炉内に燃料がある状態でのプラント停止中に関するものである場合は、以降に示すプラント停止時の初期スクリーニングを実施する。

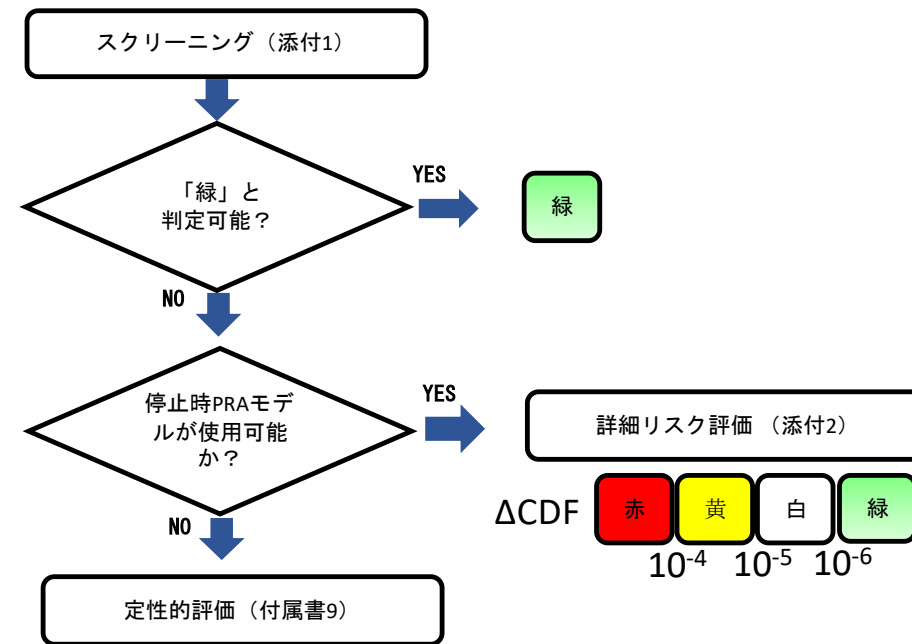


図1. スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー

<添付資料>

- 添付1 : 初期スクリーニング及び指摘事項の特性化 (スクリーニング)
- 添付2 : 詳細リスク評価

添付1 : 初期スクリーニング及び指摘事項の特性化 (スクリーニング)

1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられる「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」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての初期スクリーニングを示すものである。このスクリーニングによってリスク上極めて影響が低い検査指摘事項を特定し、それ以上の規制措置対応は不要とするものである。本スクリーニングは、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去又は崩壊熱除去により系統が通常温度及び圧力に管理されている状況において使用することとし、それ以外の状況については、安全重要度評価ガイドの添付1に示される初期評価に戻ることをとする。

2. 開始条件

個別事項の安全重要度評価を開始する前に、検査官は、検査気付き事項のスクリーニングに関するガイドに従い、事項のリスク上の重要度を判断し、その事項が炉内に燃料がある状態でのプラント停止中に関するものである場合は、以降に示すプラント停止時の初期スクリーニングを実施する。

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

3 スクリーニングの概要

プラント停止時に安全重要度評価は、定量的なリスク手法に基づきプラント停止中の事象又は状態のリスクを把握するものである。停止中の事項を含み、**軽微**を超えると判断された全ての事項は安全重要度評価ガイドの添付1を用いて初期評価が行われる。検査指摘事項が「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」の監視領域に影響を及ぼす場合は、**原子力安全に係る重要度評価に関するガイド**の添付1の表3により、検査官は適用する安全重要度評価手法を選定する。プラント停止時の検査指摘事項の場合は本附属書を適用する。検査官は、**原子力安全に係る重要度評価に関するガイド**の添付1の表1、2における検査指摘事項の初期評価からの情報を活用するが、**原子力安全に係る重要度評価に関するガイド**の添付1で指示される場合に表3の**ステップB**においてこの附属書に移行する。本附属書に示されるスクリーニングに関する質問の目的は、詳細リスク評価でのより詳細な解析に入る前に、「緑」に評価できるものを判断することである。

スクリーニングは現場の検査官が実施し、必要に応じ本庁の支援を受けるものとする。検査官は、影響を受けた構築物・系統・機器、劣化の内容及び劣化した状態の継続期間など、検査指摘事項の重要度を決定するための情報を収集する。検査官は、事業者からの提供準備が整えば安全重要度評価の初期段階から事業者のリスクに関する知見を入手すべきであり、安全重要度評価の枠組みを活用して事業者側の入力や仮定の妥当性を評価していくこととする。

安全機能	主要システム	サポートシステム	起回事象シナリオ
残留熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去 余熱除去 停止時冷却 蒸気発生器 (PWR) フィード&ブリード (低圧注入、高圧注入、蓄圧系) (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> 交流電源 直流電源 RHR 熱交換器 補機冷却系 (PWR) 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口/出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉上蓋が取り付けられた PWR のみ) 余熱除去所内用水 (PWR) 逃がし安全弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> RHR 喪失 SDC 喪失 外部電源喪失 保有水流失 オーバードレン (PWR) レベル制御喪失 (LOLC) (PWR) 補機冷却水流出 (CCW) (PWR) 余熱除去所内水流出 (RHRSW) (PWR)
保有水管理	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入 高圧注入 充てん系 (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> ドレンダウン隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR 熱交換器 RHR 逃がし弁 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口/出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉上蓋が取り付けられた PWR のみ) 逃がし安全弁 (BWR) 訓練 	<ul style="list-style-type: none"> 保有水流出 (LOI) オーバードレン (OD) (PWR) レベル制御喪失 (LOLC) (PWR)

3 スクリーニングの概要

プラント停止時に安全重要度評価は、定量的なリスク手法に基づきプラント停止中の事象又は状態のリスクを把握するものである。停止中の事項を含み、**マイナー**を超えると判断された全ての事項は安全重要度評価ガイドの添付1を用いて初期評価が行われる。検査指摘事項が「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」の監視領域に影響を及ぼす場合は、**安全重要度評価ガイド**の添付1の表3により、検査官は適用する安全重要度評価手法を選定する。プラント停止時の検査指摘事項の場合は本附属書を適用する。検査官は、**安全重要度評価ガイド**の添付1の表1、2における検査指摘事項の初期評価からの情報を活用するが、**安全重要度評価ガイド**の添付1で指示される場合に表3の**ステップA**においてこの附属書に移行する。本附属書に示されるスクリーニングに関する質問の目的は、詳細リスク評価でのより詳細な解析に入る前に、「緑」に評価できるものを判断することである。

スクリーニングは現場の検査官が実施し、必要に応じ本庁の支援を受けるものとする。検査官は、影響を受けた構築物・系統・機器、劣化の内容及び劣化した状態の継続期間など、検査指摘事項の重要度を決定するための情報を収集する。検査官は、事業者からの提供準備が整えば安全重要度評価の初期段階から事業者のリスクに関する知見を入手すべきであり、安全重要度評価の枠組みを活用して事業者側の入力や仮定の妥当性を評価していくこととする。

安全機能	主要システム	サポートシステム	起回事象シナリオ
残留熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去 余熱除去 停止時冷却 蒸気発生器 (PWR) フィード&ブリード (低圧注入、高圧注入、蓄圧系) (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> 交流電源 直流電源 RHR/DHR 熱交換器 補機冷却系 (PWR) 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR/DHR 熱交換器入口/出口温度と RHR/DHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉上蓋が取り付けられた PWR のみ) 余熱除去所内用水 (BWR) 安全逃がし弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> RHR 喪失 SDC 喪失 外部電源喪失 保有水流失 オーバードレン (PWR) レベル制御喪失 (LOLC) (PWR) 補機冷却水流出 (CCW) (PWR) 余熱除去所内水流出 (RHRSW) (PWR)
保有水管理	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入 高圧注入 充填系 (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> ドレンダウン隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR/DHR 熱交換器 RHR/DHR 逃がし弁 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR/DHR 熱交換器入口/出口温度と RHR/DHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉上蓋が取り付けられた PWR のみ) 安全逃がし弁 (BWR) 訓練 	<ul style="list-style-type: none"> 保有水流出 (LOI) オーバードレン (OD) (PWR) レベル制御喪失 (LOLC) (PWR)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

電源利用可能性	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機 外部電源供給 外部変圧器 外部インバータ 	<ul style="list-style-type: none"> 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因因子
反応度制御	<ul style="list-style-type: none"> RPS 制御棒関連駆動機構 化学体積制御系 (PWR) ホウ酸水注入系 (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 核計装 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 反応度 (偶発的臨界)
格納容器	<ul style="list-style-type: none"> 水素制御 格納容器封鎖能力 貫通部 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定) 仮設封鎖/貫通部 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因因子

別紙 1 スクリーニングの利用ガイド (検査指摘事項の初期スクリーニング及び整理)

別紙 2 発生防止のスクリーニングに関する質問

別紙 3 影響緩和のスクリーニングに関する質問

別紙 4 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

別紙 5 外部事象のスクリーニングに関する質問

別紙 1 スクリーニングの利用ガイド (検査指摘事項の初期スクリーニング及び整理)

ステップ 1: 検査指摘事項の初期スクリーニング

注意: ほとんどの停止中の指摘事項のリスクの結果は、運転員の操作ミスの確率により決まってくる。停止中の指摘事項のリスクを評価するときは、運転員の対応に影響を及ぼす条件や事象について認識することが重要である。

1.1 現在の PWR の設計では、プラント停止中の自動安全作動システムを有していない。また、現在の

電源利用可能性	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機 外部電源供給 外部変圧器 外部インバータ 	<ul style="list-style-type: none"> 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因因子
反応度制御	<ul style="list-style-type: none"> RPS 制御棒関連駆動機構 化学水と容量調整系 (PWR) 待機中液体制御系 (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 核計装 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 反応度 (偶発的臨界)
格納容器	<ul style="list-style-type: none"> 水素制御 格納容器封鎖能力 貫通 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定) 一時封鎖/貫通 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因因子

別紙 1 スクリーニングの利用ガイド (検査指摘事項の初期スクリーニング及び整理)

別紙 2 発生防止のスクリーニングに関する質問

別紙 3 影響緩和のスクリーニングに関する質問

別紙 4 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

別紙 5 外部事象のスクリーニングに関する質問

別紙 1 スクリーニングの利用ガイド (検査指摘事項の初期スクリーニング及び整理)

ステップ 1: 検査指摘事項の初期スクリーニング

注意: ほとんどの停止中の指摘事項のリスクの結果は運転員の操作失敗の確率により決まってくる。停止中の指摘事項のリスクを評価するときは、運転員の対応に影響を及ぼす条件や事象について認識することが重要である。

1.1 現在の PWR の設計ではプラント停止中の自動安全作動システムを有していない。また、現在の BWR

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

<p>BWR の設計では、冷温停止及び燃料取替において低水位での自動注入機能は要求されていない。ゆえに、多くの検査指摘事項のリスク重要度は運転員による問題の判断と適切な操作対応に頼ることになる。運転操作対応の成功は、手順書、余裕時間、影響緩和対応の複雑さ、訓練、問題の判断能力等に依存する。よって、プラント停止中の指摘事項に対する初期スクリーニングを評価する際には、停止時の起因事象に対する運転員の判断と操作対応の能力に影響を及ぼす条件や事象について認識しておくことが重要である。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。</p> <p>1.2 表 1 に、プラント停止時に安全上重要となる主要な安全機能とシステムを示す。検査官は別紙 2～5 を完成させるに当たってこの表を活用する。この表は、停止時のリスクに影響を及ぼし得る人的行為及び機器の両方に対して考えられる全ての影響を集めようとしたものである。検査官はこの表の情報を使って、別紙 2～5 のどのカテゴリーが個別の検査指摘事項により影響を受けたかを決定する。</p> <p>1.3 当該検査指摘事項が停止中の原子炉の安全に影響を及ぼす場合は、影響を受けた監視領域を特定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 発生防止 <input type="checkbox"/> 拡大防止・影響緩和 <input type="checkbox"/> 閉じ込めの維持 (削除) <input type="checkbox"/> (削除) <p>注記：複数の監視領域に影響を及ぼす検査指摘事項の重要度を評価する場合は、当該検査指摘事項のドミナント（支配的な）リスクを最も反映する監視領域に割り当てることとする。</p> <p>引き続き、スクリーニング質問に回答する。</p> <p>1.4 スクリーニング質問に回答し、別紙における決定論理を用いて当該事項を「緑」として特定できるかどうか判断する。別紙に示されている事例は全てを網羅しているわけではないことに留意すること。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。</p> <p>ステップ 2：当該事項を「緑」にスクリーニングできれば、所定の様式に従い文書化する。</p> <p>ステップ 3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙 2～5 でのスクリーニング質問による指示に従い、詳細リスク評価又は定性的基準を用いるリスク評価を実施する。この評価の実施に当たっては本庁に連絡すること。</p> <p style="text-align: center;">別紙 2 発生防止のスクリーニングに関する質問</p>	<p>の設計においては冷温停止及び燃料取替において自動低レベル注入機能は要求されていない。ゆえに、多くの検査指摘事項のリスク重要度は運転員による問題の診断と適切な操作対応に頼ることになる。運転操作対応の成功は、手順書、余裕時間、影響緩和対応の複雑さ、訓練、問題の診断能力等に依存する。よって、プラント停止中の指摘事項に対する初期スクリーニングを評価する際には、停止時の起因事象に対する運転員の診断と操作対応の能力に影響を及ぼす条件や事象について認識しておくことが重要である。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。</p> <p>1.2 表 1 に、プラント停止時に安全上重要となる主要な安全機能とシステムを示す。検査官は別紙 2-5 を完成させるに当たってこの表を活用する。この表は、停止時のリスクに影響を及ぼし得る人的行為及び機器の両方に対して考えられる全ての影響を集めようとしたものである。検査官はこの表の情報を使って、別紙 2-5 のどのカテゴリーが個別の指摘事項により影響を受けたかを決定する。</p> <p>1.3 当該指摘事項が停止中の原子炉の安全に影響を及ぼす場合は、影響を受けた監視領域を特定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 発生防止 <input type="checkbox"/> 影響緩和 <input type="checkbox"/> 原子炉冷却系バリア <input type="checkbox"/> 燃料バリア <input type="checkbox"/> 格納容器バリア <p>注記：複数の監視領域に影響を及ぼす指摘事項の重要度を評価する場合は、当該指摘事項のドミナント（支配的な）リスクを最も反映する監視領域に割り当てることとする。</p> <p>引き続き、スクリーニング質問に回答する。</p> <p>1.4 スクリーニング質問に回答し、事項を「緑」として特定できるかどうか判断する際には、別紙における決定論理を用いること。別紙に示されている事例は包括的ではないことに留意すること。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。</p> <p>ステップ 2：当該事項を「緑」にスクリーニングできれば、所定の様式に従い文書化する。</p> <p>ステップ 3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙 2 でのスクリーニング質問による指示を受け、詳細リスク評価又は定性的基準を用いるリスク評価を実施する。この評価の実施に当たっては本庁に連絡すること。</p> <p style="text-align: center;">別紙 2-1 発生防止のスクリーニングに関する質問</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（原子力規制検査等実施要領と整合）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	--

<p>A. <u>プラント停止時の起因事象</u></p> <p>1. 当該<u>検査指摘事項</u>によりプラント停止時の起因事象の発生可能性が高まるか？ (起因事象)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ PWR <ul style="list-style-type: none"> - RCS インベントリ喪失 - RHR1 トレイン喪失事象 - 接続システム LOCA 及び保守による LOCA - 外部電源喪失事象 - 反応度投入事象 ・ BWR <ul style="list-style-type: none"> - 運転中の RHR の故障 (外部電源喪失を除く。) - 外部電源喪失による RHR の故障 - 配管破断 LOCA - RHR からの LOCA <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>A. <u>プラント停止時の起因事象</u></p> <p>1. 当該<u>指摘事項</u>によりプラント停止時の起因事象の発生可能性が高まるか？ (起因事象)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ PWR <ul style="list-style-type: none"> - RCS インベントリ喪失 - RHR1 トレイン喪失事象 - 接続システム LOCA 及び保守による LOCA - 外部電源喪失事象 - 反応度投入事象 ・ BWR <ul style="list-style-type: none"> - 運転中の RHR の故障 (外部電源喪失を除く。) - 外部電源喪失による RHR の故障 - 配管破断 LOCA - RHR からの LOCA <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>B. <u>冷却材喪失事故 - インベントリ喪失に係る起因事象</u></p> <p>2. インベントリ喪失事象は結果として、漏えいが検知されない及び/又は 24 時間以内に軽減されない場合に運転中の残留熱除去システムの失敗 (例、運転中の残留熱除去ポンプのホットレグ・サクシオンより水位が低下するような状況 (PWR)、停止時冷却隔離レベル 3 設定点まで水位が低下するような状況 (BWR)) に至るような漏えいであったか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>B. <u>冷却材喪失事故 - インベントリ喪失に係る起因事象</u></p> <p>2. インベントリ喪失事象は結果として、漏えいが検知されない及び/又は 24 時間以内に軽減されない場合に運転中の残留熱除去システムの失敗 (例、運転中の残留熱除去ポンプのホットレグ・サクシオンより水位が低下するような状況 (PWR)、停止時冷却隔離レベル 3 設定点まで水位が低下するような状況 (BWR)) に至るような漏えいであったか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>3. 当該インベントリ喪失事象は運転中の<u>残留熱除去系統</u>へ影響を及ぼす前に漏えいが止まるような自己制御的なものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p>	<p>3. 当該インベントリ喪失事象は運転中の<u>崩壊熱除去系統</u>へ影響を及ぼす前に漏えいが止まるような自己制御的なものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>C. <u>過渡事象の起因となる事象</u></p> <p>4. 外部電源喪失事象 - 起因となる事象が<u>原子炉</u>キャビティ満水時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p>	<p>C. <u>過渡事象の起因となる事象</u></p> <p>4. 外部電源喪失事象 - 起因となる事象が<u>燃料</u>キャビティ満水時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>

<p>5. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が、原子炉冷却系インベントリが有効燃料頂部（TAF）まで蒸発する時間が外部電源の復旧に要する時間よりも短くなるような場合に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>6. RHR 機能喪失事象 — 起因となる事象が原子炉キャビティ満水時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p>7. 水位維持失敗又はオーバードレン — PWR の場合、起因となる事象がミッドループ運転時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>D. 外部事象に係る起因事象</p> <p>8. 当該検査指摘事項は、プラント停止時の起因事象を引き起こしうる火災又は内部／外部溢水の発生可能性を高めるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p>	<p>5. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が、原子炉冷却系インベントリが有効燃料頂部（TAF）まで蒸発する時間が外部電源の復旧に要する時間よりも短くなるような場合に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>6. RHR 機能喪失事象 — 起因となる事象が燃料キャビティ満水時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p>7. 水位制御失又はオーバードレン — PWR の場合、起因となる事象がミッドループ運転時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>D. 外部事象に係る起因事象</p> <p>当該検査指摘事項は、プラント停止時の起因事象を引き起こしうる火災又は内部／外部溢水の発生可能性を高めるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
<p style="text-align: center;">別紙 3 影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 緩和系の SSC 及び機能性</p> <p>1. 当該検査指摘事項が、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 はその運用性又は機能性を維持しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 緑とする <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該検査指摘事項は、安全機能の喪失を示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p style="text-align: center;">別紙 3—影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 緩和系の SSC 及び機能性</p> <p>1. 当該指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える欠陥である場合、当該 SSC はその運用性又は機能性を維持しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 緑とする <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該指摘事項は、安全機能の喪失を示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>3. 当該検査指摘事項は、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つの個別の（分離された）安全システムがAOTを超えて動作不能になっていることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. a) キャビティが満水の場合、当該検査指摘事項は、停止時においてリスク上重要（例、保全計画において保全重要度高に設定）とされ、保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が24時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. b) キャビティが非満水の場合、当該検査指摘事項は、停止時においてリスク上重要（例、保全計画において保全重要度高に設定）とされ保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が4時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. a) PWRで、キャビティが非満水の場合、当該検査指摘事項は、RCS水位指示及び／又は炉心出口温度を悪化させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. b) BWRで、原子炉ウエルが非満水の場合、当該検査指摘事項は、動作可能であることの要求の有無にかかわらず、原子炉容器の低水位におけるRHRの自動隔離の機能を劣化させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>B. <u>外部事象緩和システム（地震／火災／洪水／悪天候に対する防護の劣化）</u></p> <p>6. 当該検査指摘事項は、別紙5の判断基準を用い、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象により可能性としてリスク上重要であるとみなされるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>C. <u>消防隊</u></p>	<p>3. 当該指摘事項は、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つの個別の（分離された）安全システムがAOTを超えて動作不能になっていることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. a) キャビティが満水の場合、当該指摘事項は、停止時においてリスク上重要（例、保全計画において保全重要度高に設定）とされ、保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が24時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. b) キャビティが満水でない場合、当該指摘事項は、停止時においてリスク上重要（例、保全計画において保全重要度高に設定）とされ保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が4時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. a) PWRで、キャビティが満水でない場合、当該指摘事項は、RCS水位指示及び／又は炉心出口温度計を劣化させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. b) BWRで、キャビティが満水でない場合、当該指摘事項は、動作可能であることの要求の有無にかかわらず、原子炉容器の低水位におけるRHRの自動隔離の機能を劣化させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>B. <u>外部事象緩和システム（地震／火災／洪水／悪天候に対する防護の劣化）</u></p> <p>6. 当該指摘事項は、別紙5の判断基準を用い、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象により可能性としてリスク上重要であるとみなされるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>C. <u>消防隊</u></p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

<p>7. 当該<u>検査指摘事項</u>は、消防隊の訓練や資格要件又は消防隊要員の<u>配置</u>に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、また、当該<u>検査指摘事項</u>は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。 消防隊の要員が<u>不足していた期間</u>の全体の時間（暴露時間）が短かった（＜2時間）。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → <u>附属書 9</u>へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>8. 当該<u>検査指摘事項</u>は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> 消防隊の対応時間が、区域可燃物量制限を超過しなかった、設置されている火災検知器が機能した、又は安全停止の代替手段が影響を受けなかったなど、他の深層防護により緩和された。 当該<u>検査指摘事項</u>は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関わった。 事業者が適切な火災防護補償措置を講じた。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → <u>附属書 9</u>へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>9. 当該<u>検査指摘事項</u>は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> 劣化した火災障壁はなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。 消火器や消火ホースが<u>所在不明</u>となった時間は短く、他の消火器又は消火ホース格納庫が近くににあった。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → <u>附属書 9</u>へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → <u>緑とする</u></p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 4 <u>閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</u></p> <p>A. 原子炉冷却系統又は燃料バリア</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">注：<u>検査指摘事項</u>が、炉心内における<u>燃料集合体の装荷位置の誤り</u>又は<u>向きの誤り</u>に関わる場合は、緑とする。</p>	<p>7. 当該<u>指摘事項</u>は、消防隊の訓練や資格要件又は消防隊要員の<u>配属</u>に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、また、当該<u>指摘事項</u>は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。 消防隊の要員が<u>足りていなかった（組織されていた）</u>全体の時間（暴露時間）が短かった（＜2時間）。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → <u>定性的基準を用いる安全重要度評価</u>へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>8. 当該<u>指摘事項</u>は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> 消防隊の対応時間が、区域可燃物量制限を超過しなかった、設置されている火災検知器が機能した、又は安全停止の代替手段が影響を受けなかったなど、他の深層防護により緩和された。 当該<u>指摘事項</u>は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関わった。 事業者が適切な火災防護補償措置を講じた。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → <u>定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む</u></p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>9. 当該<u>指摘事項</u>は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> 劣化した火災障壁はなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。 消火器や火災ホースが<u>不明</u>となった時間は短く、他の消火器又は消火ホース<u>ステーション</u>が近くににあった。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → <u>定性的基準を用いる安全重要度評価</u>へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → <u>次へ進む</u></p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 4 <u>閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</u></p> <p>A. 原子炉冷却系統又は燃料バリア</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">注：<u>指摘事項</u>が、炉心内における<u>燃料体の配置ミス</u>又は<u>方位ミス</u>に関わる場合は、緑とする。</p> <p style="text-align: right;">1. 低温過</p> <p>圧（LTOP）- PWR について、当該指摘事項は、低温過圧時中又はそれが求められる場合に、不注意な<u>安</u></p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	---

<p>1. 低温過圧 (LTOP) - PWR について、当該指摘事項は、低温過圧時中又はそれが求められる場合に、不注意な<u>安全注入系</u>の作動、加圧器逃がし弁 (PORV) の動作不能又は<u>同弁</u>の設定値に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p><u>全注入</u>作動、加圧器逃がし弁 (PORV) <u>若しくは LTOP 逃がし弁</u>の動作不能又は<u>それら</u>の設定値に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	
<p>2. <u>アイスプラグ</u> - 当該<u>検査指摘事項</u>は、<u>アイスプラグ</u>の不具合の可能性を増大させるか？ または、当該可能性が緩和されない場合、残留熱除去系/<u>余熱除去系</u>の阻害又はインベントリ喪失事象を引き起こす可能性があるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>附属書 9</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>2. <u>フリーズシール</u> - 当該<u>指摘事項</u>は、<u>フリーズシール</u>の不具合の可能性を増大させるか？ または、当該可能性が緩和されない場合、残留熱除去系/<u>崩壊熱除去系</u>の阻害又はインベントリ喪失事象を引き起こす可能性があるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>定性的基準を用いる安全重要度評価</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>3. 蒸気発生器 (SG) ノズル蓋 - 当該<u>検査指摘事項</u>は、蒸気発生器ノズル蓋の不適切な設置 (例: <u>最初にホットレグのマンホールを開け、最後にホットレグのノズル蓋を設置しなければならない</u>)、<u>不十分な原子炉冷却系統のペントパス、ノズル蓋の欠陥又はノズル蓋の機能</u>に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>附属書 9</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>3. 蒸気発生器 (SG) ノズル蓋 - 当該<u>指摘事項</u>は、蒸気発生器ノズル蓋の不適切な設置 (例: <u>ホットレグのマンホールを最初に開け、ホットレグの蒸気発生装置ノズル蓋を最後に据え付けなければならない</u>)、<u>不十分な蒸気発生装置ノズル蓋原子炉冷却系統のペント経路、蒸気発生器ノズル蓋の欠陥又は蒸気発生器ノズル蓋の機能</u>に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>定性的基準を用いる安全重要度評価</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>4. a) 臨界 - PWR <u>の場合</u>、当該<u>検査指摘事項</u>は原子炉冷却系統のホウ素希釈事象の可能性又は実際の発生に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>附属書 9</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>4. a) 臨界 - PWR <u>について</u>、当該<u>指摘事項</u>は原子炉冷却系統のホウ素希釈事象の可能性又は実際の発生に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>定性的基準を用いる安全重要度評価</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>4. b) 臨界 - BWR <u>の場合</u>、当該<u>検査指摘事項</u>は正の反応度を<u>投入する可能性があるか、又は実際に投入される可能性のある</u> 2 本以上の隣接する制御棒に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>附属書 9</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>4. b) 臨界 - BWR <u>について</u>、当該<u>指摘事項</u>は正の反応度を<u>加える可能性又は実際の発生を伴う</u> 2 本以上の隣接する制御棒に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>定性的基準を用いる安全重要度評価</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>5. ドレンダウン経路又は漏えい経路 - 当該<u>検査指摘事項</u>は、ドレンダウン経路又は漏えい経路を隔離する能力を低下させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>附属書 9</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>5. ドレンダウン経路又は漏えい経路 - 当該<u>指摘事項</u>は、ドレンダウン経路又は漏えい経路を隔離する能力を低下させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → <u>定性的基準を用いる安全重要度評価</u>へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>B. <u>格納容器バリア</u></p> <p>6. 当該<u>検査指摘事項</u>は、<u>格納容器を閉鎖又は隔離する能力を低下させるか</u> (機器搬入口、<u>エアロック</u>、恒</p>	<p>B. <u>格納容器バリア</u></p> <p>6. 当該<u>指摘事項</u>は格納容器を閉鎖又は隔離する能力を低下させるか (機器搬入口、<u>要因アクセスハッチ</u>、</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p>

<p>設及び仮設の貫通部を含むがこれに限らない)</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>7. 当該検査指摘事項は、原子炉格納容器（弁、貫通部、機器搬入口及びエアロック）の物理的健全性を低下させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>8. 当該検査指摘事項は、格納容器に対する水素濃度制御に係る機能の実際の低下に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 5 外部事象のスクリーニングに関する質問</p> <p>1. 機器又は安全機能が完全に故障又は利用不能と想定される場合、次の 3 つの記述のいずれかが当てはまるか？ 外的起因事象発生中にそれを低減する目的のこの機器又は機能の喪失のみにより：</p> <ul style="list-style-type: none"> 問題のプラントに対して、表 1 に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？ 複数トレインの安全系若しくは機能の 2 つ以上のトレインを劣化させるか、又は唯一利用可能なトレインを劣化させ、それによって安全機能全体が無効となるか？ 安全系又は安全機能をサポートする系統の 1 つ以上のトレインを劣化させるか？ <p><input type="checkbox"/> はい → 当該検査指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙 2-5 のスクリーニング質問事項に戻る。</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該検査指摘事項は、確率的リスク評価（PRA）又は類似の分析を通じて事業者により特定される、外的事象による炉心損傷事故シーケンス（地震、溢水又は悪天候事象により引き起こされるもの）に寄与する安全機能の完全な喪失に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 当該検査指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙 2-5 のスクリーニング質問事項に戻る。</p>	<p>恒設及び仮設の貫通部を含むがこれに限らない？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む（整備中）</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>7. 当該指摘事項は原子炉格納容器の物理的健全性を劣化させるか（弁、貫通部及び格納容器隔離機器）？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む（整備中）</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>8. 当該指摘事項は、BWR マークⅢ型及び PWR アイスコンデンサ型の格納容器に対する水素制御に係る機能の実際の低下に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む（整備中）</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 5-1 外部事象のスクリーニングに関する質問</p> <p>1. 機器又は安全機能が完全に故障又は利用不能だと仮定した場合、次の 3 つの記述のいずれかが当てはまるか？ 外的起因事象発生中にそれを低減する目的のこの機器又は機能の喪失のみにより：</p> <ul style="list-style-type: none"> 問題となる発電所用の表 1 に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？ 多重トレインの安全系若しくは機能の 2 つ以上のトレインを劣化させるか、又は唯一利用可能なトレインを劣化させ、それによって全体の安全機能が無効となるか？ 安全系又は安全機能をサポートする系統の 1 つ以上のトレインを劣化させるか？ <p><input type="checkbox"/> はい → 当該指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙 2-5 のスクリーニング質問事項に戻る。</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該指摘事項は、確率的リスク評価（PRA）又は類似の分析を通じて事業者により特定される、外的事象による炉心損傷事故シーケンス（地震、溢水又は悪天候事象により引き起こされるもの）に寄与する安全機能の全面的喪失に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 当該指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙 2-5 のスクリーニング質問事項に戻る。</p>	<p>記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p>
<p>記載の適正化（誤記)</p>	<p>記載の適正化（誤記)</p>	<p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p>

□ いいえ → 緑とする

添付2 詳細リスク評価

1 適用

本資料は、リスク上重要と考えられ得る「発生防止」又は「拡大防止・影響緩和」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての詳細リスク評価の方法を示すものである。

2 開始条件

添付1の初期スクリーニングにより詳細リスク評価に進む場合、本庁の検査官は、確率論的リスク評価モデルを用いて、定量的なリスクの重要度を求め、求めたリスクの重要度を参考に個別事項の安全重要度を判断する。

3 評価の方法

詳細リスク評価において使用する確率論的リスク評価（PRA）モデルは、事業者が作成し原子力規制庁が確認したものがあれば、事業者の確率論的リスク評価（PRA）モデルを用いる。確率論的リスク評価（PRA）モデルが使用できない場合は、[附属書9](#)の定性評価を実施する。

添付1の初期スクリーニングにより詳細リスク評価が必要となった事項について、以下の順で評価対象の情報を整理し、リスクを算出する。

- ① 影響する期間の特定
- ② 使用できない設備の特定
- ③ 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

検査指摘事項による影響がプラントの出力運転時に影響する場合は、出力運転中のリスク及び停止中のリスクを足し合わせて、重要度を算出する。

3.1 余裕時間の特定

検査指摘事項によってプラントに影響する期間の炉心燃料の崩壊熱を特定するとともに、同期間の冷却材インベントリを特定する。特定した崩壊熱及び冷却材インベントリにより、以下の算出式から余裕時間（ $\Delta t + \Delta t_{boil}$ ）を算出する。

冷却材が100℃になるまでの時間（ Δt ）

$$\Delta t = \frac{C_p \cdot (\rho \cdot V) \cdot \Delta T}{Q}$$

Δt : 冷却材が100℃に到達する時間 [s]

C_p : 水の定圧比熱 [J/kgK]

□ いいえ → 緑とする

添付2 : 詳細リスク評価

1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられ得る「発生防止」又は「拡大防止・影響緩和」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての詳細リスク評価の方法を示すものである。

2. 開始条件

添付1の初期スクリーニングにより詳細リスク評価に進む場合、本庁の検査官は、確率論的リスク評価モデルを用いて、定量的なリスクの重要度を求め、求めたリスクの重要度を参考に個別事項の安全重要度を判断する。

3. 評価の方法

詳細リスク評価において使用する確率論的リスク評価（PRA）モデルは、事業者が作成し原子力規制庁が確認したものがあれば、事業者の確率論的リスク評価（PRA）モデルを用いる。確率論的リスク評価（PRA）モデルが使用できない場合は、[付属書9](#)の定性評価を実施する。

添付1の初期スクリーニングにより詳細リスク評価が必要となった事項について、以下の順で評価対象の情報を整理し、リスクを算出する。

- ① 影響する期間の特定
- ② 使用できない設備の特定
- ③ 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

検査指摘事項による影響がプラントの出力運転時に影響する場合は、出力運転中のリスク及び停止中のリスクを足し合わせて、重要度を算出する。

3.1 余裕時間の特定

検査指摘事項によってプラントに影響する期間の炉心燃料の崩壊熱を特定するとともに、同期間の冷却材インベントリを特定する。特定した崩壊熱及び冷却材インベントリにより、以下の算出式から余裕時間（ $\Delta t + \Delta t_{boil}$ ）を算出する。

冷却材が100℃になるまでの時間（ Δt ）

$$\Delta t = \frac{C_p \cdot (\rho \cdot V) \cdot \Delta T}{Q}$$

Δt : 冷却材が100℃に到達する時間 [s]

C_p : 水の定圧比熱 [J/kgK]

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

ρ :水の密度 [kg/m³]
 V :全冷却材の体積 [m³]
 ΔT :初期温度と 100°Cとの差
 Q :崩壊熱 [W]

冷却材が燃料有効頂部 (TAF) に至るまでの時間 (Δt_{boil})

$$\Delta t_{boil} = \frac{r \cdot (\rho \cdot \Delta V)}{Q}$$

Δt_{boil} : 冷却材が 100°Cになった後、冷却材が燃料有効頂部に至るまでの時間
 r :蒸発熱 [J/kg]
 ρ :水の密度 [kg/m³]
 ΔV :燃料有効頂部までの冷却材の体積 [m³]
 Q :崩壊熱 [W]

3.2 使用できない設備の特定

プラントの停止中においては、設備のメンテナンス等により、運転している設備、待機している設備、メンテナンス中の設備等が短期間のうちに変化する。このため、検査指摘事項によってプラントに影響する期間中の設備の運転状態を整理し、使用できない設備を特定する。

3.3 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

確率論的リスク評価 (PRA) モデルを用いて、3.1 で特定した余裕時間及び 3.2 で特定した設備の状態を考慮して、起因事象が発生していれば条件付炉心損傷確率 (CCDP) を、緩和系の機能劣化であれば炉心損傷頻度の増分 (ΔCDF) を算出する。検査指摘事項によってプラントに影響する期間中に設備の運転状態が変更するものがあれば、運転の状態毎に炉心損傷頻度の増分を算出する。

ρ :水の密度 [kg/m³]
 V :全冷却材の体積 [m³]
 ΔT :初期温度と 100°Cとの差
 Q :崩壊熱 [W]

冷却材が燃料有効頂部 (TAF) に至るまでの時間 (Δt_{boil})

$$\Delta t_{boil} = \frac{r \cdot (\rho \cdot \Delta V)}{Q}$$

Δt_{boil} : 冷却材が 100°Cになった後、冷却材が燃料有効頂部に至るまでの時間
 r :蒸発熱 [J/kg]
 ρ :水の密度 [kg/m³]
 ΔV :燃料有効頂部までの冷却材の体積 [m³]
 Q :崩壊熱 [W]

3.2 使用できない設備の特定

プラントの停止中においては、設備のメンテナンス等により、運転している設備、待機している設備、メンテナンス中の設備等が短期間のうちに変化する。このため、検査指摘事項によってプラントに影響する期間中の設備の運転状態を整理し、使用できない設備を特定する。

3.3 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

確率論的リスク評価 (PRA) モデルを用いて、3.1 で特定した余裕時間及び 3.2 で特定した設備の状態を考慮して、起因事象が発生していれば条件付炉心損傷確率 (CCDP) を、緩和系の機能劣化であれば炉心損傷頻度の増分 (ΔCDF) を算出する。検査指摘事項によってプラントに影響する期間中に設備の運転状態が変更するものがあれば、運転の状態毎に炉心損傷頻度の増分を算出する。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 7
バリア健全性に関する重要度評価ガイド
(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 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;"><u>(GI0007_附属書 7_r01)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1 適用範囲</u> 3 <u>2 略語と定義</u>..... 4 <u>3 安全重要度評価の手順</u>..... 4 <u>4 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する手順</u>..... 9 <u>5 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する手順</u>..... 11</p> <p><u>1 適用範囲</u></p> <p>本附属書においては、原子力規制検査（以下「検査」という。）において特定された以下のいずれかに該当する検査指摘事項に関する安全重要度の評価に適用し、格納容器機能喪失頻度（CFF）の観点から安全上重要となる可能性があるかを明らかにする。</p> <p>○性能劣化した設備・機器の機能、すなわち、附属書 1 又は附属書 6 に記載されている安全重要度評価プロセスにより評価を行い、起因事象、緩和系統の利用可能性又は信頼性及び RCS バリアの健全性（潜在的に CDF を高める可能性のある項目）に影響し得る検査指摘事項</p> <p>○（CDF に影響せずに CFF を高める可能性のある）格納容器バリアの健全性に影響する性能劣化状態に関連する検査指摘事項</p> <p>実用発電用原子炉施設の炉心の著しい損傷を引き起こす事故は、格納容器機能喪失に係る対策が成功しなければ環境への放射性物質の放出に至る可能性があり、このような結果となる全ての事象の発生頻度を格納容器機能喪失頻度（CFF）という。このような事象としては、原子炉容器破損時又はその直後に生じる早期格納容器破損、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離機能喪失も含む。</p> <p>CFF 及び炉心損傷頻度（CDF）に基づくリスク重要度の判断は、以下の表 1.1 に示すそれぞれの頻度のしきい値に基づき行われ、CFF のしきい値は CDF のそれよりも一桁分厳しく設定される。したがって、場合によっては CFF を使った検査指摘事項の安全重要度評価を行わなければならない。本附属書は、格納容器バリアに係る検査での検査指摘事項の安全重要度を評価する指針を示すものである。</p> <p style="text-align: center;"><u>表 1.1 ΔCDF 及び ΔCFF に基づくリスク重要度</u></p> <table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td style="width: 33%;">定量的基準</td> <td style="width: 33%;">ΔCDF に基づく判断</td> <td style="width: 33%;">ΔCFF に基づく判断</td> </tr> </table>	定量的基準	ΔCDF に基づく判断	ΔCFF に基づく判断	<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 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(新設)</p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 適用範囲</u> 3 <u>2. 略語と定義</u>..... 4 <u>3. 安全重要度評価の手順</u>..... 4 <u>4. タイプ A に分類される検査指摘事項に対する手順</u>..... 9 <u>5. タイプ B に分類される検査指摘事項に対する手順</u>..... 11</p> <p><u>1. 適用範囲</u></p> <p>本附属書においては、原子力規制検査（以下「検査」という。）において特定された以下のいずれかに該当する検査指摘事項に関する安全重要度の評価に適用し、格納容器機能喪失頻度（CFF）の観点から安全上重要となる可能性があるかを明らかにする。</p> <p>○性能劣化した設備・機器の機能、すなわち、附属書 1 又は附属書 6 に記載されている安全重要度評価プロセスにより評価を行い、起因事象、緩和系統の利用可能性又は信頼性及び RCS バリアの健全性（潜在的に CDF を高める可能性のある項目）に影響し得る検査指摘事項</p> <p>○（CDF に影響せずに CFF を高める可能性のある）格納容器バリアの健全性に影響する性能劣化状態に関連する検査指摘事項</p> <p>実用発電用原子炉施設の炉心の著しい損傷を引き起こす事故は、格納容器機能喪失に係る対策が成功しなければ環境への放射性物質の放出に至る可能性があり、このような結果となる全ての事象の発生頻度を格納容器機能喪失頻度（CFF）という。このような事象としては、原子炉容器破損時又はその直後に生じる早期格納容器破損、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離機能喪失も含む。</p> <p>CFF 及び炉心損傷頻度（CDF）に基づくリスク重要度の判断は、以下の表 1.1 に示すそれぞれの頻度のしきい値に基づき行われ、CFF のしきい値は CDF のそれよりも一桁分厳しく設定される。したがって、場合によっては CFF を使った検査指摘事項の安全重要度評価を行わなければならない。本附属書は、格納容器バリアに係る検査での検査指摘事項の安全重要度を評価する指針を示すものである。</p> <p style="text-align: center;"><u>表 1.1 ΔCDF 及び ΔCFF に基づくリスク重要度</u></p> <table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td style="width: 33%;">定量的基準</td> <td style="width: 33%;">ΔCDF に基づく判断</td> <td style="width: 33%;">ΔCFF に基づく判断</td> </tr> </table>	定量的基準	ΔCDF に基づく判断	ΔCFF に基づく判断	<p>改正に伴う修正※ 附属書の構成見直し</p> <p>記載の適正化（誤記） 記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
定量的基準	ΔCDF に基づく判断	ΔCFF に基づく判断						
定量的基準	ΔCDF に基づく判断	ΔCFF に基づく判断						

$\geq 10^{-4}$	赤	赤
$10^{-4} < 10^{-5}$	黄	赤
$10^{-5} < 10^{-6}$	白	黄
$10^{-6} < 10^{-7}$	緑	白
$< 10^{-7}$	緑	緑

本附属書での安全重要度評価プロセスは、CFFに関する検討事項に基づき検査指摘事項にリスクの特徴を割り付ける。そのような検査指摘事項には、3.1節に規定されるとおりタイプAに分類されるものと、タイプBに分類されるものがある。

タイプAの検査指摘事項は、出力運転時の評価ガイド（附属書1）及びプラント停止時の評価ガイド（附属書6）を用いた評価によりCDFに影響があると判断され、その結果CFFにも影響を与えると判断されたものである。タイプBの検査指摘事項は、CDFの決定に影響しない構築物・系統・機器（SSC）に関する検査指摘事項であり、格納容器の機能に影響し得るものをいう。

2 略語と定義

2.1 略語

CDF	炉心損傷頻度
CFF	格納容器機能喪失頻度
LERF	早期大規模放出頻度
MCCI	熔融炉心-コンクリート相互作用
PRA	確率論的リスク評価
RCS	原子炉冷却系
SDP	重要度決定プロセス
SSC	構築物・系統・機器

2.2 定義

格納容器機能喪失頻度（CFF）：

格納容器バイパス事象と物理的な格納容器機能喪失事象の双方を含んでおり、原子炉施設の放射性物質の閉じ込め機能喪失の頻度をいう。

重要度評価の各フェーズ：

フェーズ1～検査指摘事項の特性評価と初期スクリーニング：検査又は事業者が実施する是正措置プログラムによる検査指摘事項の正確な特性評価及び重要度の十分に低い件並指摘事項（緑）を特定す

$\geq 10^{-4}$	赤	赤
$10^{-4} < 10^{-5}$	黄	赤
$10^{-5} < 10^{-6}$	白	黄
$10^{-6} < 10^{-7}$	緑	白
$< 10^{-7}$	緑	緑

本附属書での安全重要度評価プロセスは、CFFに関する検討事項に基づき検査指摘事項にリスクの特徴を割り付ける。そのような検査指摘事項には、3.1節に規定されるとおりタイプAに分類されるものと、タイプBに分類されるものがある。

タイプAの検査指摘事項は、出力運転時の評価ガイド（附属書1）及びプラント停止時の評価ガイド（附属書6）を用いた評価によりCDFに影響があると判断され、その結果CFFにも影響を与えると判断されたものである。タイプBの検査指摘事項は、CDFの決定に影響しない構築物・系統・機器（SSC）に関する検査指摘事項であり、格納容器の機能に影響し得るものをいう。

2. 略語と定義

2.1 略語

CDF	炉心損傷頻度
CFF	格納容器機能喪失頻度
LERF	早期大規模放出頻度
MCCI	熔融炉心-コンクリート相互作用
PRA	確率論的リスク評価
RCS	原子炉冷却系
SDP	重要度決定プロセス
SSC	構築物・系統・機器

2.2 定義

格納容器機能喪失頻度（CFF）：

格納容器バイパス事象と物理的な格納容器機能喪失事象の双方を含んでおり、原子炉施設の放射性物質の閉じ込め機能喪失の頻度をいう。

重要度評価の各フェーズ：

フェーズ1～検査指摘事項の特性評価と初期スクリーニング：検査又は事業者が実施する是正措置プログラムによる検査指摘事項の正確な特性評価及び重要度の十分に低い件並指摘事項（緑）を特定す

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

<p>るための初期スクリーニング</p> <p>フェーズ <u>2</u>～安全重要度の評価と基準：フェーズ <u>1</u> の選別でスクリーニングされていない検査指摘事項についての安全重要度の評価</p> <p>フェーズ <u>3</u>～安全重要度の詳細評価：フェーズ <u>2</u> の安全重要度評価の結果に対するレビュー及び必要に応じ、より精緻化した評価を行うもの。また本附属書以外の手法による何らかのリスク解析の実施（フェーズ <u>1</u> 又はフェーズ <u>2</u> について本附属書又は附属書 <u>6</u> に示す本指針からの逸脱はフェーズ <u>3</u> 解析の対象）。</p> <p>3 安全重要度評価の手順</p> <p>本章においては、CFF の考慮事項に基づき検査指摘事項に対する重要度（色）を決定する手順の概要を示す。出力運転時だけでなく停止時における検査指摘事項を検討する。3.1 項では、CFF に対して潜在的に影響し得る検査による指摘事項を <u>2</u> つの異なるタイプに分類して定義する。3.2 項では、その安全重要度の評価に対する総合的な手順の詳細を示す。</p> <p>3.1 検査指摘事項のタイプ</p> <p>出力運転時又は停止時における事業者のパフォーマンス劣化に関連する検査指摘事項は、SSC へ及ぼす潜在的な影響、その劣化が生じていた期間の推定、及び事故の可能性又はバリアの安全性の基本事項への影響評価に必要なその他の情報により特徴付けられる。以下、<u>2</u> つのタイプの検査指摘事項が生じる。</p> <p><u>タイプ A に分類される検査指摘事項：</u></p> <p>タイプ A に分類される検査指摘事項は、CFF の影響因子の特定にもつながる炉心損傷を引き起こす可能性に影響するものである。このような検査指摘事項は、出力時の検査指摘事項にあつては附属書 <u>1</u>、停止時の検査指摘事項にあつては附属書 <u>6</u> を用いて、ΔCDF への重要度の評価を行う。</p> <p><u>タイプ B に分類される検査指摘事項：</u></p> <p>タイプ B に分類される検査指摘事項は、炉心損傷の可能性に影響を与えないが、格納容器の健全性に大きな影響を与える可能性がある劣化状態に関連するものである。表 3.1 は、（種々の格納容器型に対して健全性を維持するために関係する）SSC の一覧である。このような SSC の CFF に対する重要性についてもこの表に示す。</p> <p>3.2 CFF に基づく安全重要度評価手順</p> <p>図 3.1 は、代表的な検査による検査指摘事項の評価手順を示すものである。CDF で評価された検査指摘事項は全て、タイプ A に分類される検査指摘事項として CFF の変化量に寄与する可能性があるかどうかを評価される。炉心損傷に影響せず、格納容器の機能喪失のみに影響する検査指摘事項はタイプ B に分類される検査指摘事項として評価する。</p>	<p>るための初期スクリーニング</p> <p>フェーズ <u>2</u>～安全重要度の評価と基準：フェーズ <u>1</u> の選別でスクリーニングされていない検査指摘事項についての安全重要度の評価</p> <p>フェーズ <u>3</u>～安全重要度の詳細評価：フェーズ <u>2</u> の安全重要度評価の結果に対するレビュー及び必要に応じ、より精緻化した評価を行うもの。また本附属書以外の手法による何らかのリスク解析の実施（フェーズ <u>1</u> 又はフェーズ <u>2</u> について本附属書又は附属書 <u>6</u> に示す本指針からの逸脱はフェーズ <u>3</u> 解析の対象）。</p> <p>3. 安全重要度評価の手順</p> <p>本章においては、CFF の考慮事項に基づき検査指摘事項に対する重要度（色）を決定する手順の概要を示す。出力運転時だけでなく停止時における検査指摘事項を検討する。3.1 項では、CFF に対して潜在的に影響し得る検査による指摘事項を <u>2</u> つの異なるタイプに分類して定義する。3.2 項では、その安全重要度の評価に対する総合的な手順の詳細を示す。</p> <p>3.1 検査指摘事項のタイプ</p> <p>出力運転時又は停止時における事業者のパフォーマンス劣化に関連する検査指摘事項は、SSC へ及ぼす潜在的な影響、その劣化が生じていた期間の推定、及び事故の可能性又はバリアの安全性の基本事項への影響評価に必要なその他の情報により特徴付けられる。以下、<u>2</u> つのタイプの検査指摘事項が生じる。</p> <p><u>タイプ A に分類される検査指摘事項：</u></p> <p>タイプ A に分類される検査指摘事項は、CFF の影響因子の特定にもつながる炉心損傷を引き起こす可能性に影響するものである。このような検査指摘事項は、出力時の検査指摘事項にあつては附属書 <u>1</u>、停止時の検査指摘事項にあつては附属書 <u>6</u> を用いて、ΔCDF への重要度の評価を行う。</p> <p><u>タイプ B に分類される検査指摘事項：</u></p> <p>タイプ B に分類される検査指摘事項は、炉心損傷の可能性に影響を与えないが、格納容器の健全性に大きな影響を与える可能性がある劣化状態に関連するものである。表 3.1 は、（種々の格納容器型に対して健全性を維持するために関係する）SSC の一覧である。このような SSC の CFF に対する重要性についてもこの表に示す。</p> <p>3.2 CFF に基づく安全重要度評価手順</p> <p>図 3.1 は、代表的な検査による検査指摘事項の評価手順を示すものである。CDF で評価された検査指摘事項は全て、タイプ A に分類される検査指摘事項として CFF の変化量に寄与する可能性があるかどうかを評価される。炉心損傷に影響せず、格納容器の機能喪失のみに影響する検査指摘事項はタイプ B に分類される検査指摘事項として評価する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

タイプ A に分類される検査指摘事項：

タイプ A に分類される検査指摘事項では、CDF 基準の安全重要度評価プロセスにより Δ CDF に基づく安全重要度を求める。この全 Δ CDF が炉年当たり $1E-7$ 未満である場合、安全重要度を「緑」と評価する。

炉年当たりの全 Δ CDF が $1E-7$ 以上の場合、その検査指摘事項が炉心損傷に至る事故シーケンスのいずれにも潜在的に影響を及ぼし CFF の一因となると判断して、より詳細なフェーズ 2 の評価を行う。この場合、4 章に規定する CFF の検討事項に基づく Δ CFF を評価して安全重要度を判断する。

タイプ B に分類される検査指摘事項：

タイプ B に分類される検査指摘事項は CDF の変化に影響を及ぼさないものであり、CDF を用いた評価は行わない。ただし、タイプ B に分類される検査指摘事項は Δ CFF に大きく寄与する可能性があるため、CFF の検討事項に基づき適切なリスクカテゴリーに割り付ける。図 3.1 に示すとおり、CFF に影響を与える格納容器の SSC (表 3.1 を参照すること) 又は格納容器の状況に関係するかどうかを判断するために、初期選別が行われる。その結果が「いいえ」であれば、その検査指摘事項の安全重要度は「緑」と評価する。その結果が「はい」であれば、5 節の指針に基づいて安全重要度評価を行う。

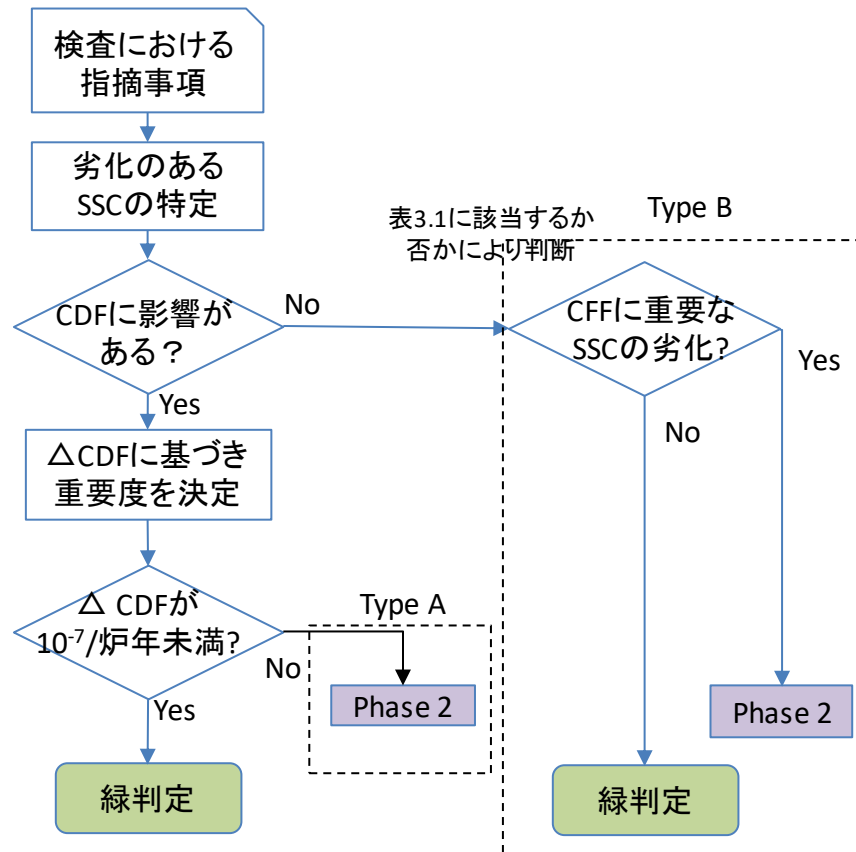


図 3.1 重要度評価プロセスのフロー図

タイプ A に分類される検査指摘事項：

タイプ A に分類される検査指摘事項では、CDF 基準の安全重要度評価プロセスにより Δ CDF に基づく安全重要度を求める。この全 Δ CDF が炉年当たり $1E-7$ 未満である場合、安全重要度を「緑」と評価する。

炉年当たりの全 Δ CDF が $1E-7$ 以上の場合、その検査指摘事項が炉心損傷に至る事故シーケンスのいずれにも潜在的に影響を及ぼし CFF の一因となると判断して、より詳細なフェーズ 2 の評価を行う。この場合、4 章に規定する CFF の検討事項に基づく Δ CFF を評価して安全重要度を判断する。

タイプ B に分類される検査指摘事項：

タイプ B に分類される検査指摘事項は CDF の変化に影響を及ぼさないものであり、CDF を用いた評価は行わない。ただし、タイプ B に分類される検査指摘事項は Δ CFF に大きく寄与する可能性があるため、CFF の検討事項に基づき適切なリスクカテゴリーに割り付ける。図 3.1 に示すとおり、CFF に影響を与える格納容器の SSC (表 3.1 を参照すること) 又は格納容器の状況に関係するかどうかを判断するために、初期選別が行われる。その結果が「いいえ」であれば、その検査指摘事項の安全重要度は「緑」と評価する。その結果が「はい」であれば、5 節の指針に基づいて安全重要度評価を行う。

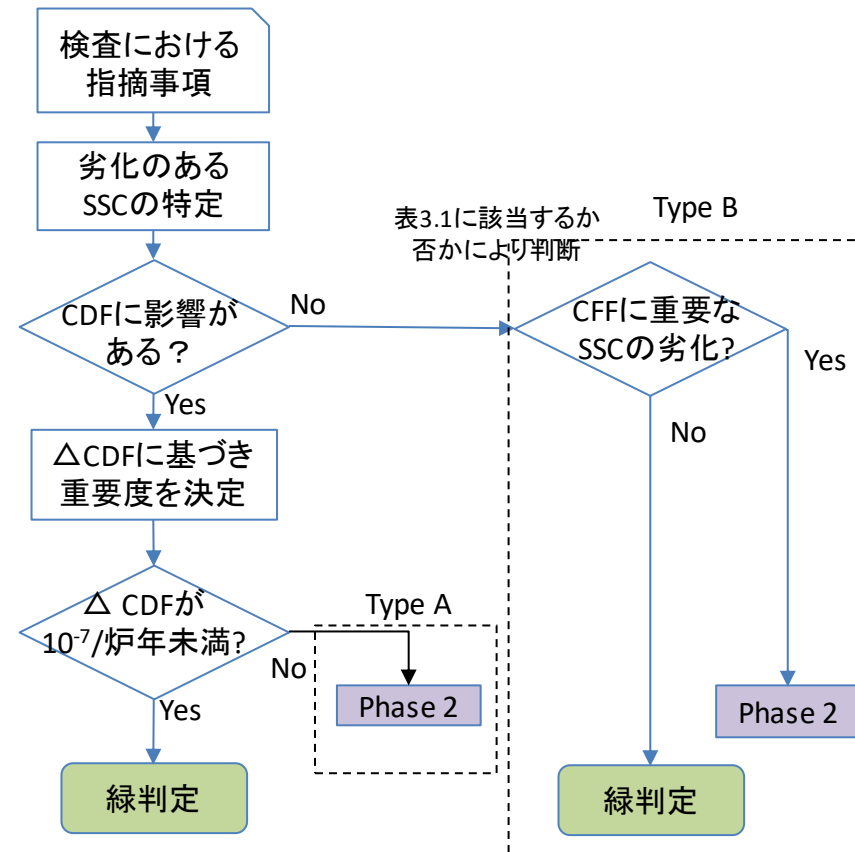


図 3.1 重要度評価プロセスのフロー図

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

表 3.1 CFF に影響を及ぼす SSC 一覧

SSC	CFF に対する重要度
格納容器貫通部シール ・ 格納容器及び配管貫通部	格納容器から環境へのバリアを構成する貫通部シールの破損は、CFF に重要な影響を及ぼす。
格納容器隔離弁 ・ BWR の格納容器又は PWR の格納容器から環境に接続する系統 ・ 圧力バウンダリから環境又は格納容器外の開放部に接続する系統 ・ 格納容器の内外の閉ループを構成するシステムに接続する系統	ベントやプラグなどの格納容器の空間部に接続する大口径の系統は CFF への寄与が考えられる。 1-2 インチ直径程度の小口径配管及び閉ループを構成する系統は、一般的に CFF への寄与はないと考えられる。 圧力バウンダリに接続する隔離弁はインターフェイスシステム LOCA への寄与がある。
主蒸気隔離弁	BWR の主蒸気隔離弁からの大規模な漏えいは CFF に寄与する。
BWR 格納容器スプレイ BWR 格納容器の除熱に係る設備 BWR 格納容器減圧設備 ・ フィルタベント ・ 耐圧強化ベント	格納容器スプレイ及び格納容器の除熱に係る設備は、格納容器の過圧破損、過温破損、MCCI によるベースマツト貫通、圧力容器支持機能の喪失、ライナーのメルトスルー等に影響がある。格納容器減圧設備は、格納容器の過圧破損に影響がある。
BWR における格納容器への水張設備	格納容器の過圧破損、過温破損、MCCI によるベースマツト貫通、圧力容器支持機能の喪失及びライナーのメルトスルーの防止に影響がある。
PWR 格納容器スプレイ・自然対流冷却系	格納容器の過圧破損及び過温破損に影響がある。格納容器スプレイは、MCCI によるベースマツト貫通、ライナーのメルトスルー等に影響がある。
水素対策設備 ・ イグナイタ、静的触媒式水素再結合装置 ・ 循環ファン、水素混合系	水素対策設備は、水素燃焼及び爆発による格納容器の破損に影響がある。
圧力抑制設備 ・ 圧力抑制プールの健全性に係る設備(真空破壊弁等) ・ 圧力抑制設備の除熱に係る設備	圧力抑制設備は、格納容器の過圧破損、圧力抑制プールにおけるスクラビング効果による放射性物質の低減効果等に影響がある。

表 3.1 CFF に影響を及ぼす SSC 一覧

SSC	CFF に対する重要度
格納容器貫通部シール ・ 格納容器及び配管貫通部	格納容器から環境へのバリアを構成する貫通部シールの破損は、CFF に重要な影響を及ぼす。
格納容器隔離弁 ・ BWR の格納容器又は PWR の格納容器から環境に接続する系統 ・ 圧力バウンダリから環境又は格納容器外の開放部に接続する系統 ・ 格納容器の内外の閉ループを構成するシステムに接続する系統	ベントやプラグなどの格納容器の空間部に接続する大口径の系統は CFF への寄与が考えられる。 1-2 インチ直径程度の小口径配管及び閉ループを構成する系統は、一般的に CFF への寄与はないと考えられる。 圧力バウンダリに接続する隔離弁はインターフェイスシステム LOCA への寄与がある。
主蒸気隔離弁	BWR の主蒸気隔離弁からの大規模な漏えいは CFF に寄与する。
BWR 格納容器スプレイ BWR 格納容器の除熱に係る設備 BWR 格納容器減圧設備 ・ フィルタベント ・ 耐圧強化ベント	格納容器スプレイ及び格納容器の除熱に係る設備は、格納容器の過圧破損、過温破損、MCCI によるベースマツト貫通、圧力容器支持機能の喪失、ライナーのメルトスルー等に影響がある。格納容器減圧設備は、格納容器の過圧破損に影響がある。
BWR における格納容器への水張設備	格納容器の過圧破損、過温破損、MCCI によるベースマツト貫通、圧力容器支持機能の喪失及びライナーのメルトスルーの防止に影響がある。
PWR 格納容器スプレイ・自然対流冷却系	格納容器の過圧破損及び過温破損に影響がある。格納容器スプレイは、MCCI によるベースマツト貫通、ライナーのメルトスルー等に影響がある。
水素対策設備 ・ イグナイタ、静的触媒式水素再結合装置 ・ 循環ファン、水素混合系	水素対策設備は、水素燃焼及び爆発による格納容器の破損に影響がある。
圧力抑制設備 ・ 圧力抑制プールの健全性に係る設備(真空破壊弁等) ・ 圧力抑制設備の除熱に係る設備	圧力抑制設備は、格納容器の過圧破損、圧力抑制プールにおけるスクラビング効果による放射性物質の低減効果等に影響がある。

フィルター設備 ・ フィルタベント系 ・ スタンバイガス処理系 ・ 中央制御室換気空調系	フィルタベント及びアニュラス空調系は格納容器の過圧破損に影響がある。また、中央制御室非常用給気系は中央制御室の居住性に影響がある。	フィルター設備 ・ フィルタベント系 ・ スタンバイガス処理系 ・ 中央制御室換気空調系	フィルタベント及びアニュラス空調系は格納容器の過圧破損に影響がある。また、中央制御室非常用給気系は中央制御室の居住性に影響がある。	記載の適正化（誤記） 記載の適正化（誤記） 記載の適正化（誤記） 記載の適正化（誤記）
原子炉減圧系 ・ BWRの主蒸気逃がし安全弁 ・ PWRの加圧器逃がし弁	原子炉減圧系は、格納容器雰囲気直接加熱に影響がある。	原子炉減圧系 ・ BWRの主蒸気逃がし安全弁 ・ PWRの加圧器逃がし弁	原子炉減圧系は、格納容器雰囲気直接加熱に影響がある。	
上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備	上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備は CFF に重要な影響を及ぼす。	上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備	上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備は CFF に重要な影響を及ぼす。	
* 使用済燃料に関する設備については、格納容器がないことから CFF に関する SSC ではなく、重大事故時にはソースタームの放出が懸念されるが、 <u>1</u> 体当たりのインベントリが少なく、燃料が破損した場合には、水中でのスクラビング効果が期待されることから LERF に関しても重要度ではない。指摘事項が使用済燃料に関する重大な劣化と考えられる場合には、フェーズ <u>3</u> 又は附属書 9 での評価を行う。		* 使用済燃料に関する設備については、格納容器がないことから CFF に関する SSC ではなく、重大事故時にはソースタームの放出が懸念されるが、 <u>1</u> 体当たりのインベントリが少なく、燃料が破損した場合には、水中でのスクラビング効果が期待されることから LERF に関しても重要度ではない。指摘事項が使用済燃料に関する重大な劣化と考えられる場合には、フェーズ <u>3</u> 又は附属書 9 での評価を行う。		
<h4>4 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する手順</h4>		<h4>4. タイプ A に分類される検査指摘事項に対する手順</h4>		
安全重要度評価に関するガイドの附属書 1 と附属書 6 は、CDF に基づく安全重要度決定プロセスを定めており、CDF に影響を与える検査指摘事項の重要度を評価するための指針が示されている。これらの指針では、CDF の増加量 ΔCDF を評価し、安全重要度を決定する。		安全重要度評価に関するガイドの附属書 1 と附属書 6 は、CDF に基づく安全重要度決定プロセスを定めており、CDF に影響を与える検査指摘事項の重要度を評価するための指針が示されている。これらの指針では、CDF の増加量 ΔCDF を評価し、安全重要度を決定する。		
このような CDF に影響を与える検査指摘事項は、タイプ A に分類される。タイプ A に関しては、CFF に基づいて安全重要度の評価を行う。4.2 節は出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項に対する安全重要度の評価手順を示す。		このような CDF に影響を与える検査指摘事項は、タイプ A に分類される。タイプ A に関しては、CFF に基づいて安全重要度の評価を行う。4.2 節は出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項に対する安全重要度の評価手順を示す。		
<h4>【出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項を評価するアプローチ】</h4>		<h4>【出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項を評価するアプローチ】</h4>		
ここでは、出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF の重要度を評価する段階的プロセスを示す（図 4.1）。		ここでは、出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF の重要度を評価する段階的プロセスを示す（図 4.1）。		
<h4>ステップ 1：検査指摘事項の特性評価</h4>		<h4>ステップ 1：検査指摘事項の特性評価</h4>		
全 ΔCDF を求め、CDF に影響を与える検査指摘事項のうち、CFF にも寄与する可能性のある検査指摘事項を同定する。		全 ΔCDF を求め、CDF に影響を与える検査指摘事項のうち、CFF にも寄与する可能性のある検査指摘事項を同定する。		
<h4>ステップ 2：炉心損傷頻度の変化量によるスクリーニング</h4>		<h4>ステップ 2：炉心損傷頻度の変化量によるスクリーニング</h4>		
全 ΔCDF （全ての炉心損傷事故シーケンスの変化量の総和）が年間 $1E-7$ /炉年未満である場合、CFF に対する安全重要度は緑となり、それ以上の CFF に関する評価は不要である。そうでない場合、ステップ <u>3</u> へ進む。		全 ΔCDF （全ての炉心損傷事故シーケンスの変化量の総和）が年間 $1E-7$ /炉年未満である場合、CFF に対する安全重要度は緑となり、それ以上の CFF に関する評価は不要である。そうでない場合、ステップ <u>3</u> へ進む。		
<h4>ステップ 3：リスクの重要度評価</h4>		<h4>ステップ 3：リスクの重要度評価</h4>		
PRA から得られた情報又は PRA モデルを用いて以下を求める。 a) 検査指摘事項に対するリスクの増加量の絶対値（ ΔCDF 及び ΔCFF ） b) 検査指摘事項に対するリスクの変化割合（ $\Delta CDF/CDF$ 及び $\Delta CFF/CFF$ ）		PRA から得られた情報又は PRA モデルを用いて以下を求める。 a) 検査指摘事項に対するリスクの増加量の絶対値（ ΔCDF 及び ΔCFF ） b) 検査指摘事項に対するリスクの変化割合（ $\Delta CDF/CDF$ 及び $\Delta CFF/CFF$ ）		

c) 検査指摘事項に対する主要な事故のシナリオ

得られたリスクの増加量、リスクの変化割合及び主要な事故シナリオから、安全重要度を評価する。

より詳細な評価が必要と判断された場合にはフェーズ3の詳細評価、評価が困難な場合には附属書9に進むこと。

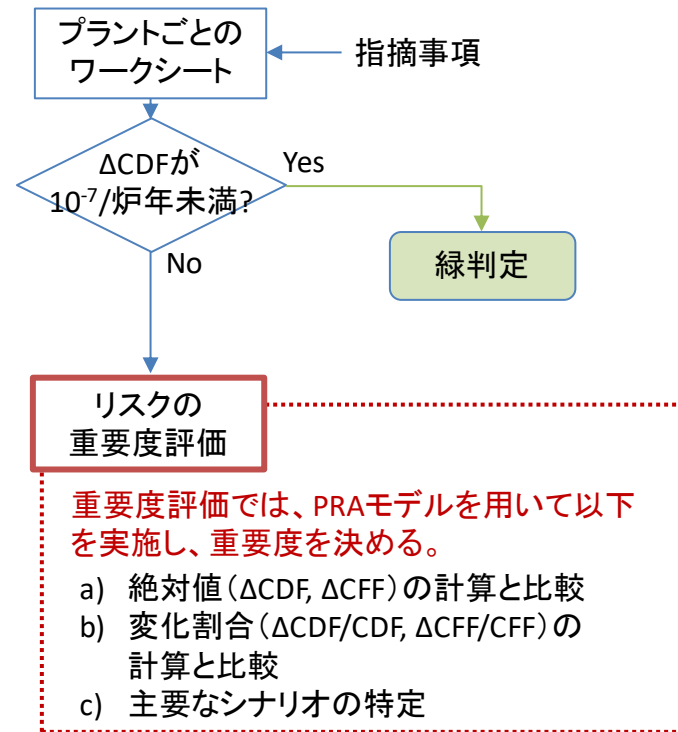


図 4.1 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

5. タイプ B に分類される検査指摘事項に対する手順

タイプ B に分類される検査指摘事項は、炉心損傷の可能性に直接影響しないが、格納容器の健全性に対して大きな影響を与える可能性があるものをいう。ここでは、タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF の安全重要度評価の手順を示す。

【出力運転時のタイプ B に分類される指摘事項を評価するアプローチ】

ここでは、タイプ A と同様、出力運転時のタイプ B に分類される検査指摘事項の安全重要度評価の段階的なプロセスを示す (図 5.1)。

c) 検査指摘事項に対する主要な事故のシナリオ

得られたリスクの増加量、リスクの変化割合及び主要な事故シナリオから、安全重要度を評価する。

より詳細な評価が必要と判断された場合にはフェーズ3の詳細評価、評価が困難な場合には附属書9に進むこと。

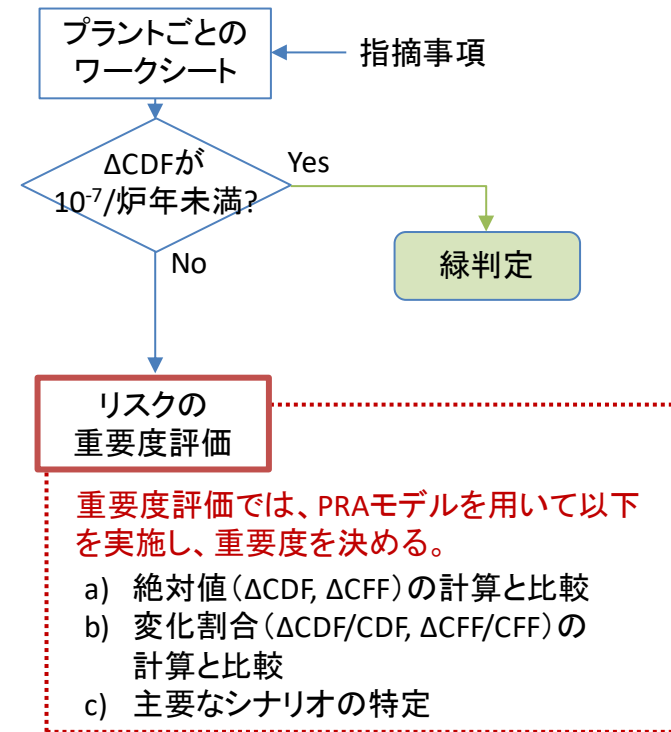


図 4.1 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

5. タイプ B に分類される検査指摘事項に対する手順

タイプ B に分類される検査指摘事項は、炉心損傷の可能性に直接影響しないが、格納容器の健全性に対して大きな影響を与える可能性があるものをいう。ここでは、タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF の安全重要度評価の手順を示す。

【出力運転時のタイプ B に分類される指摘事項を評価するアプローチ】

ここでは、タイプ A と同様、出力運転時のタイプ B に分類される検査指摘事項の安全重要度評価の段階的なプロセスを示す (図 5.1)。

記載の適正化 (誤記)

ステップ1：検査指摘事項の特性の整理

格納容器のバリア機能に対する検査指摘事項の関係の観点で特性を整理する。安全重要度決定に必要な次の情報を収集する。

- ・影響を受ける SSC と劣化の性質
- ・劣化状態の期間
- ・漏えい規模や作動不能状態の水素イグナイタの数と位置などの情報

ステップ2：検査指摘事項のスクリーニングと定性評価

検査指摘事項が CFF に重要な影響を及ぼす SSC に伴うものかを表 5.1 に従って判断する。CFF に重大な影響を及ぼす場合、ステップ3へ進む。CFF に重大な影響を及ぼさないと選別された場合は、検査指摘事項の安全重要度は「緑」と判定され、それ以上の評価は不要である。

ステップ3：検査指摘事項に対する重要度の決定

検査指摘事項が CFF に重大な影響を及ぼすと判断された場合には、表 5.2 を用いた簡易評価を行い、検査指摘事項に関する安全重要度の評価を行う。

より詳細な評価が必要と判断された場合にはフェーズ3の詳細評価、評価が困難な場合には附属書9に進むこと。

表 5.1 タイプBの指摘事項に関するスクリーニング

原子炉型式	格納容器型式	格納容器隔離に関する設備	格納容器の除熱及び減圧に関する設備	圧力抑制室に関する設備	主蒸気隔離弁	水素対策設備	原子炉減圧系に関する設備
BWR	Mark I	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
BWR	Mark II	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
BWR	Mark II改	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
BWR	ABWR/RCCV	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
PWR	ドライ型	実施する	実施する	実施しない	実施しない	実施する	実施する

「実施する」の記載がある項目は、表 5.2 における重要度の評価を実施する。

ステップ1：検査指摘事項の特性の整理

格納容器のバリア機能に対する検査指摘事項の関係の観点で特性を整理する。安全重要度決定に必要な次の情報を収集する。

- ・影響を受ける SSC と劣化の性質
- ・劣化状態の期間
- ・漏えい規模や作動不能状態の水素イグナイタの数と位置などの情報

ステップ2：検査指摘事項のスクリーニングと定性評価

検査指摘事項が CFF に重要な影響を及ぼす SSC に伴うものかを表 5.1 に従って判断する。CFF に重大な影響を及ぼす場合、ステップ3へ進む。CFF に重大な影響を及ぼさないと選別された場合は、検査指摘事項の安全重要度は「緑」と判定され、それ以上の評価は不要である。

ステップ3：検査指摘事項に対する重要度の決定

検査指摘事項が CFF に重大な影響を及ぼすと判断された場合には、表 5.2 を用いた簡易評価を行い、検査指摘事項に関する安全重要度の評価を行う。

より詳細な評価が必要と判断された場合にはフェーズ3の詳細評価、評価が困難な場合には附属書9に進むこと。

表 5.1 タイプBの指摘事項に関するスクリーニング

原子炉型式	格納容器型式	格納容器隔離に関する設備	格納容器の除熱及び減圧に関する設備	圧力抑制室に関する設備	主蒸気隔離弁	水素対策設備	原子炉減圧系に関する設備
BWR	Mark I	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
BWR	Mark II	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
BWR	Mark II改	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
BWR	ABWR/RCCV	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
PWR	ドライ型	実施する	実施する	実施しない	実施しない	実施する	実施する

「実施する」の記載がある項目は、表 5.2 における重要度の評価を実施する。

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

表 5.2 タイプBの指摘事項に関するCFFに対する重要度

対象	指摘事項	リスク重要度		
		>30日	30-3日	<3日
格納容器隔離に関する設備	格納容器貫通部シール、隔離弁、ベント又はパージシステムを介して、格納容器体積に対して100%/日を超える格納容器から環境への漏えい	赤	黄	白
格納容器の除熱及び減圧に関する設備	格納容器の除熱及び減圧に関する設備等の不作動	黄	白	緑
圧力抑制室に関する設備	圧力抑制プールの健全性又はスクラビングに重要なシステム/要素の故障（真空破壊弁又はその他の圧力抑制室バイパスに関連する設備）	黄	白	緑
主蒸気隔離弁	主蒸気遮隔離弁の漏えいが、いずれかの蒸気配管のうち最もシール性の良い密閉弁から2.1l/min(10,000 scfh)以上である場合	黄	白	緑
水素対策設備	イグナイタの不作動	白	緑	緑
原子炉減圧系	原子炉減圧設備の不作動	白	緑	緑

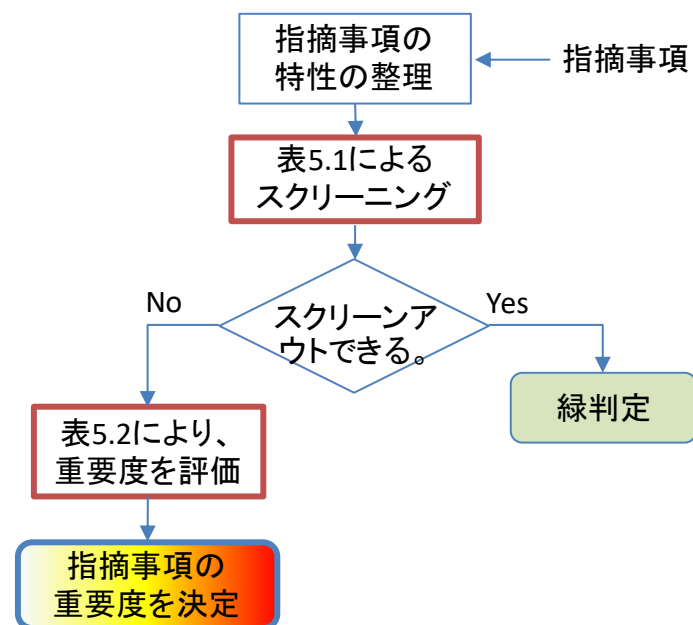


表 5.2 タイプBの指摘事項に関するCFFに対する重要度

対象	指摘事項	リスク重要度		
		>30日	30-3日	<3日
格納容器隔離に関する設備	格納容器貫通部シール、隔離弁、ベント又はパージシステムを介して、格納容器体積に対して100%/日を超える格納容器から環境への漏えい	赤	黄	白
格納容器の除熱及び減圧に関する設備	格納容器の除熱及び減圧に関する設備等の不作動	黄	白	緑
圧力抑制室に関する設備	圧力抑制プールの健全性又はスクラビングに重要なシステム/要素の故障（真空破壊弁又はその他の圧力抑制室バイパスに関連する設備）	黄	白	緑
主蒸気隔離弁	主蒸気遮隔離弁の漏えいが、いずれかの蒸気配管のうち最もシール性の良い密閉弁から2.1l/min(10,000 scfh)以上である場合	黄	白	緑
水素対策設備	イグナイタの不作動	白	緑	緑
原子炉減圧系	原子炉減圧設備の不作動	白	緑	緑

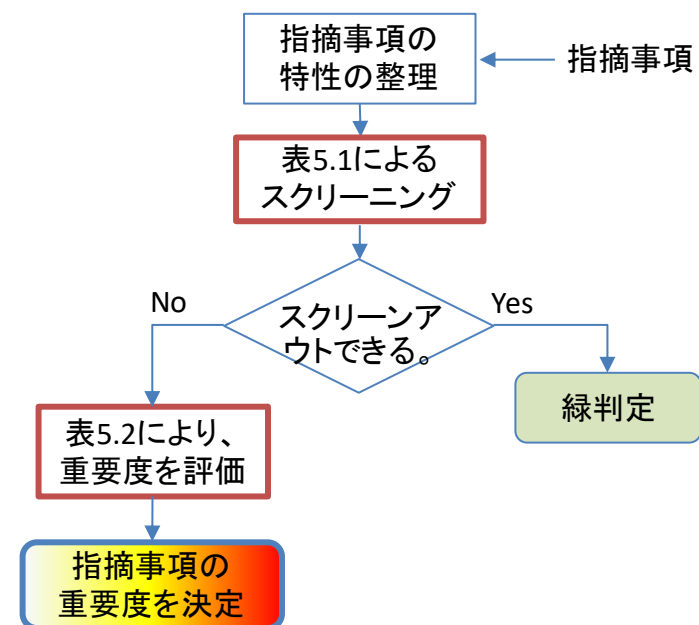


図 5.1 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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	

図 5.1 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

(新設)

改正に伴う修正※
附属書の構成見直し

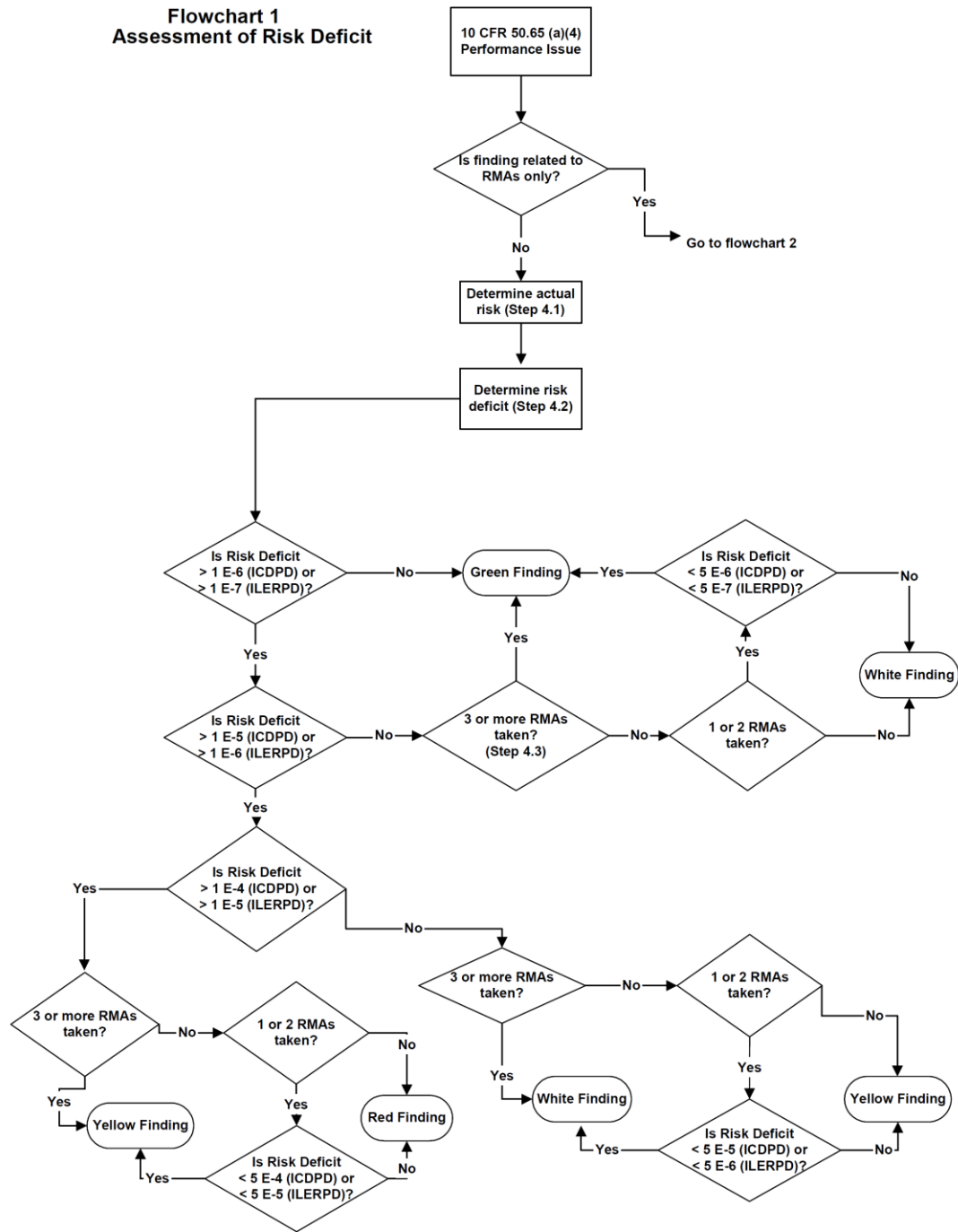
原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 8
メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド
(新旧対照表)

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 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</p> <p style="text-align: center;"><u>(GI0007_附属書 8_r01)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1 適用範囲</u> 3 <u>2 安全重要度評価の手順</u> 3</p> <p><u>添付 用語の定義</u> 8</p> <p><u>1 適用範囲</u></p> <p>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安全重要度を評価するために用いられる。</p> <p>この安全重要度評価は、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 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（<u>以下</u>「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施 <p>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 <u>1</u> 及び <u>2</u> を参考に用いる。なお、この安全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。</p> <p><u>2 安全重要度評価の手順</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p><u>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安全重要度評価を実施する。</u></p> </div> <p><u>手順 2.1：実際のリスクの決定</u></p> <p>本附属書を用いた安全重要度評価では、その他の評価ガイドによる安全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。<u>添付</u>に、この尺度のための数式を規定す</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 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</p> <p style="text-align: center;">(新設)</p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 適用範囲</u> 3 <u>2. 安全重要度評価の手順</u> 3</p> <p><u>添付:用語の定義</u> 8</p> <p><u>1. 適用範囲</u></p> <p>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安全重要度を評価するために用いられる。</p> <p>この安全重要度評価は、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 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（<u>以下</u>、「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施 <p>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 <u>1</u> 及び <u>2</u> を参考に用いる。なお、この安全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。</p> <p><u>2. 安全重要度評価の手順</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p><u>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安全重要度評価を実施する。</u></p> </div> <p><u>手順 2.1：実際のリスクの決定</u></p> <p>本附属書を用いた安全重要度評価では、その他の評価ガイドによる安全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。<u>添付 1</u>に、この尺度のための数式を規定</p>	<p>改正に伴う修正※ 附属書の構成見直し</p> <p>記載の適正化（誤記） 記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

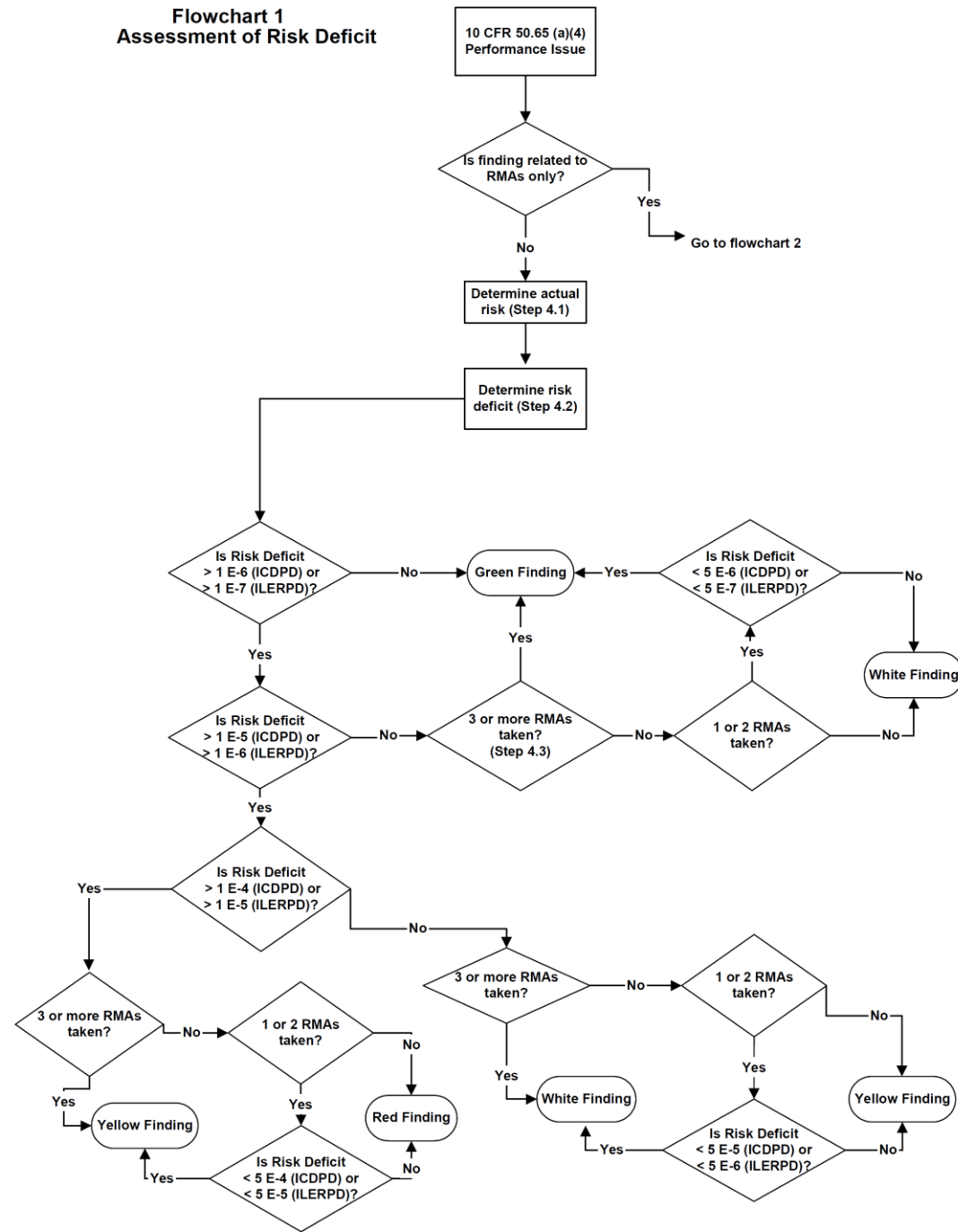
<p>る。</p> <p>安全重要度は、事業者によるメンテナンスに係る不十分なリスク評価又はリスク管理活動の欠如によるリスク増加の量を踏まえ評価される。特に、漸進的炉心損傷確率損失（ICDPD）及び漸進的格納容器破損確率損失（ICFFD）は、事業者がメンテナンス活動又は設定による一時的リスクの増加について、不十分なリスク評価を行ったことによる劣化の安全重要度を評価するのに用いられる。</p> <p>手順 2.1.1：事業者によるリスク評価</p> <p>事業者が不十分なリスク評価を実施した、又は全く実施しなかったと原子力検査官が特定した場合には、実際のメンテナンスリスクの評価のため、CDF が十分かつ正確に評価されなければならない。</p> <p>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。</p> <p>手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価</p> <p>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、必要に応じて原子力規制庁に対しリスク評価の実施を求める。</p> <p>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）。</p> <p>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）。</p> <p>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。</p> <p>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、本庁に対し必要な情報を提供する。</p> <p>a. 懸念となる構造、システム、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</p> <p>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</p> <p>c. 実施された実際の補償行動の詳細</p> <p>d. 被認可者によるリスク評価</p> <p>手順 2.2：リスク損失の決定</p> <p>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（ICDPactual）は、$ICDP_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ 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。 <u>[すなわち、$ICDP_{actual} = ICDP_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]</u>。</p> <p>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。</p> <p>実際に正しく評価された ICDP が $1E-6$ よりも大幅に大きい場合（すなわち <u>1</u> 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 $1E-6$ を引くことによ</p>	<p>する。</p> <p>安全重要度は、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安全重要度を評価するのに用いられる。</p> <p>手順 2.1.1：事業者によるリスク評価</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価</p> <p>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、必要に応じて原子力規制庁に対しリスク評価の実施を求める。</p> <p>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）。</p> <p>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）。</p> <p>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。</p> <p>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、本庁に対し必要な情報を提供する。</p> <p>a. 懸念となる構造、システム、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</p> <p>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</p> <p>c. 実施された実際の補償行動の詳細</p> <p>d. 被認可者によるリスク評価</p> <p>手順 2.2：リスク損失の決定</p> <p>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（ICDPactual）は、$ICDP_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ 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。 <u>[すなわち、$ICDP_{actual} = ICDP_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]</u>。</p> <p>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。</p> <p>実際に正しく評価された ICDP が $1E-6$ よりも大幅に大きい場合（すなわち <u>1</u> 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 $1E-6$ を引くことによ</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

<p>て決定される。</p> <p>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 <u>1</u> 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。</p> <p>手順 2.3：リスク管理活動の評価</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 <p>リスク評価が不十分な場合、又は全く評価されない場合、実施の不備の安全重要度は、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。</p> <p>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。</p> <p>フローチャート <u>2</u> 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。</p>	<p>て決定される。</p> <p>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 <u>1</u> 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。</p> <p>手順 2.3：リスク管理活動の評価</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 <p>リスク評価が不十分な場合、又は全く評価されない場合、実施の不備の安全重要度は、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。</p> <p>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。</p> <p>フローチャート <u>2</u> 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。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

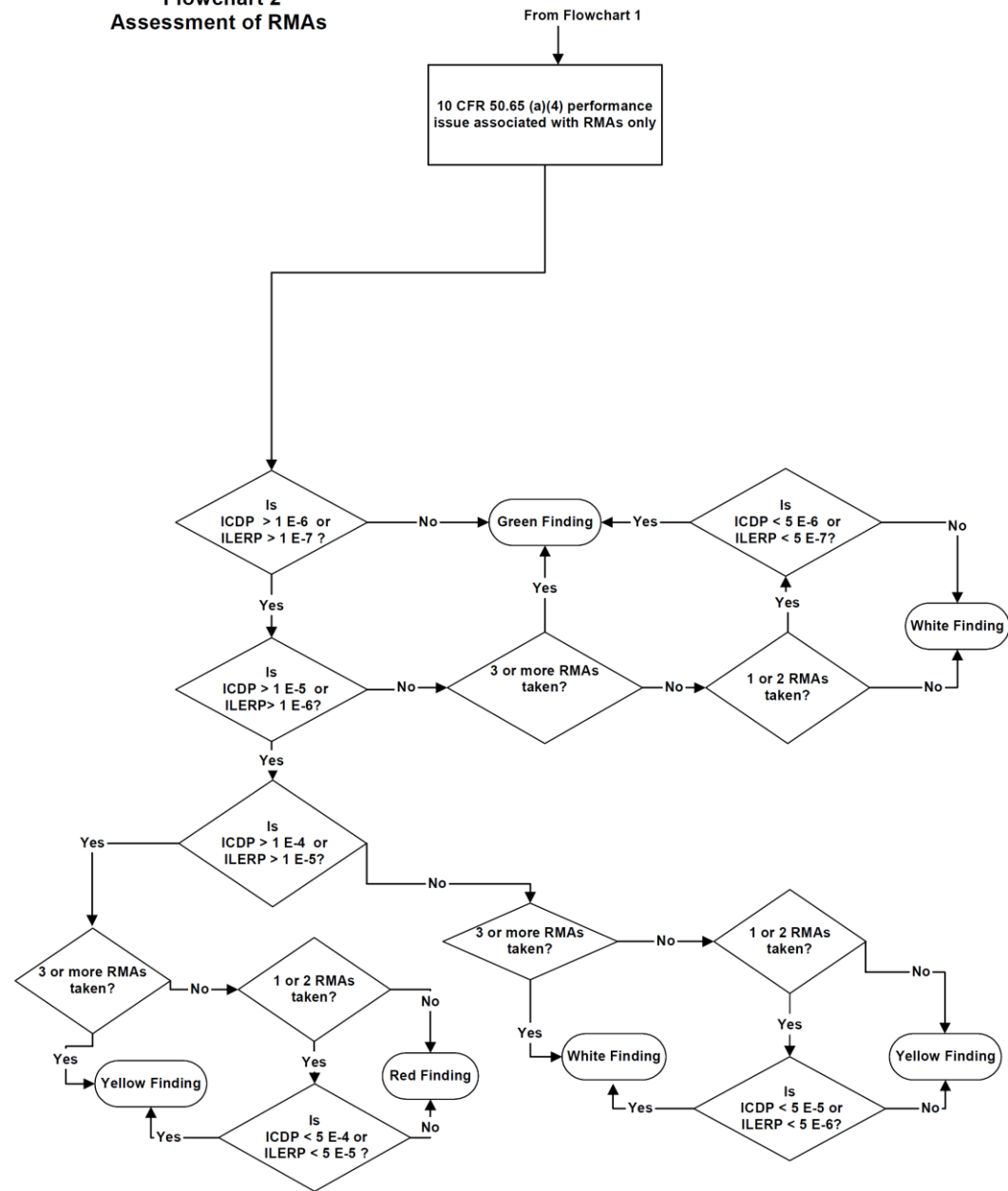
**Flowchart 1
Assessment of Risk Deficit**



**Flowchart 1
Assessment of Risk Deficit**



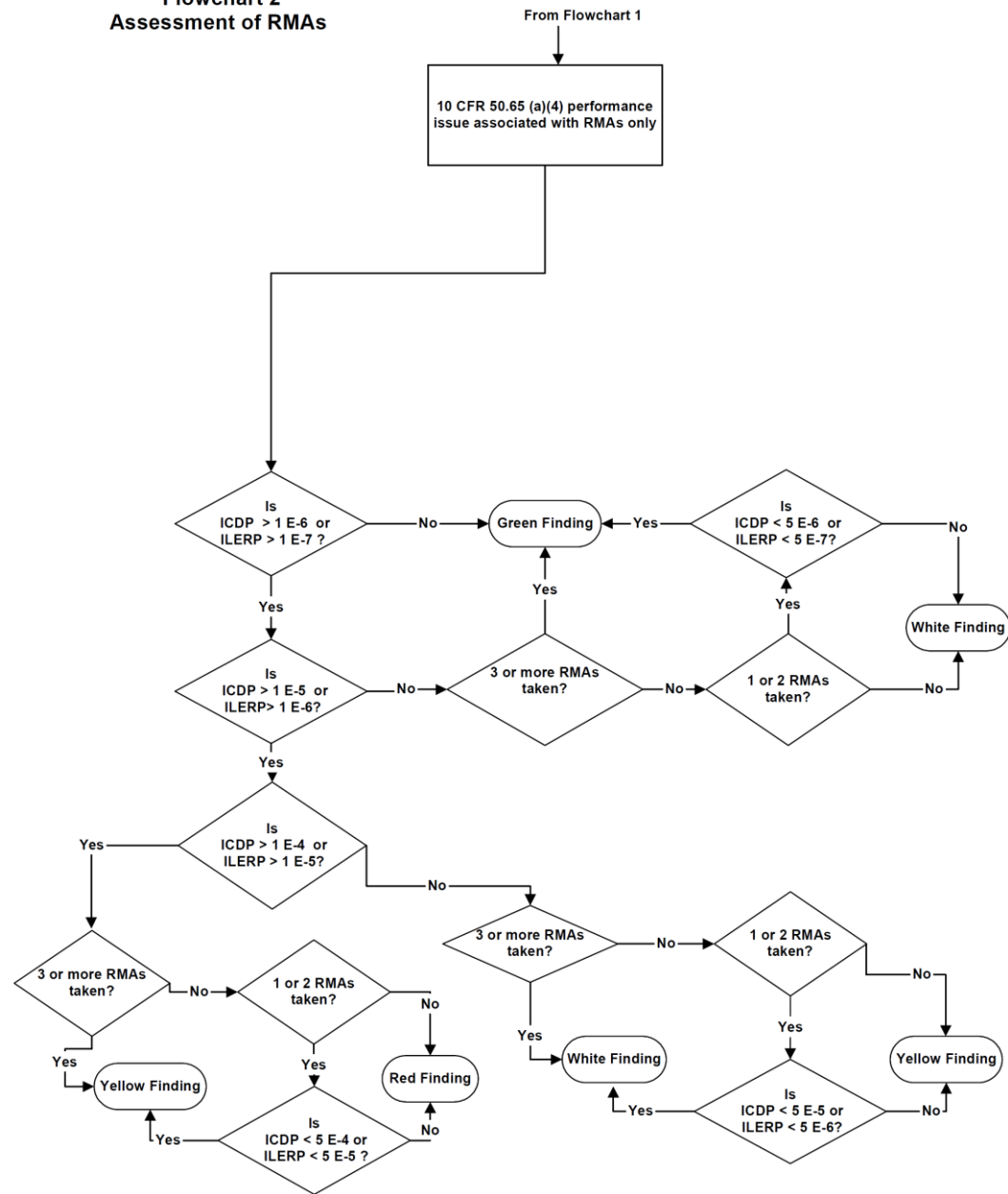
Flowchart 2
Assessment of RMAs



○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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	

Flowchart 2
Assessment of RMAs



(新設)

改正に伴う修正※
附属書の構成見直し

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：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）。

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：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）。

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

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。

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、 Δ CDF 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 Δ CFF 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、 $ICDP = ICDF \times (継続時間) \div (1 \text{ 原子炉年あたり } 8760 \text{ 時間})$]。ICDP は時折、積分された ICDP 又は積分 ICDP（すなわち、デルタ CDF 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

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。

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、 Δ CDF 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 Δ CFF 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、 $ICDP = ICDF \times (継続時間) \div (1 \text{ 原子炉年あたり } 8760 \text{ 時間})$]。ICDP は時折、積分された ICDP 又は積分 ICDP（すなわち、デルタ CDF 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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤

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 × 継続時間) ÷ (1 原子炉年当たり 8760 時間) である。

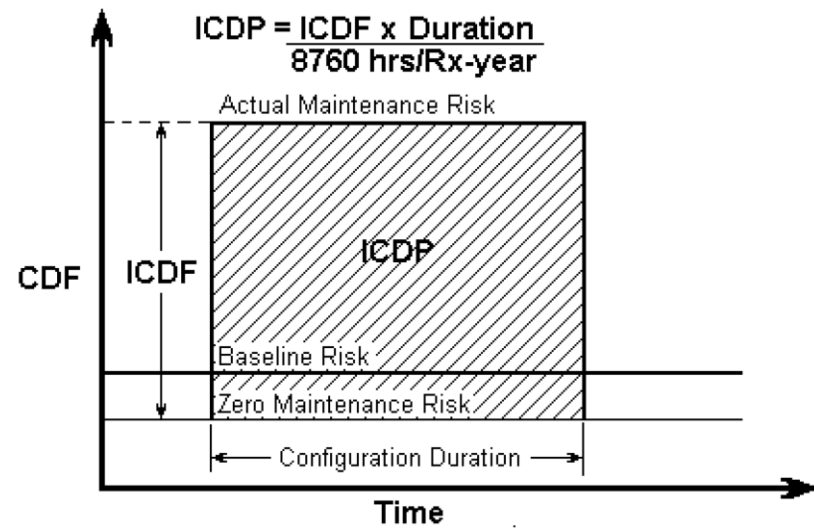


Figure 1 - Relationship of ICDF to ICDP

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 (ICDFactual 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 (ICDFflawed) との差として定義される ICDF の一部分である。すなわち、ICDFD = ICDFactual - ICDFflawed 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 ICFFactual 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 (ICFFflawed) との差として定義された ICFF の一部分である。すなわち、ICFFD = ICFFactual - ICFFflawed 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 × (暴露時間) ÷ (1 原子炉年当たり 8760 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

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 × 継続時間) ÷ (1 原子炉年当たり 8760 時間) である。

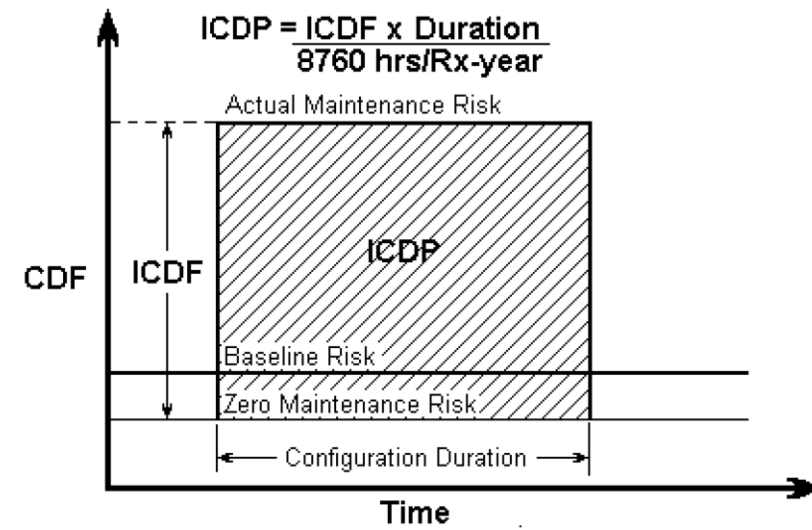


Figure 1 - Relationship of ICDF to ICDP

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 (ICDFactual 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 (ICDFflawed) との差として定義される ICDF の一部分である。すなわち、ICDFD = ICDFactual - ICDFflawed 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 ICFFactual 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 (ICFFflawed) との差として定義された ICFF の一部分である。すなわち、ICFFD = ICFFactual - ICFFflawed 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 × (暴露時間) ÷ (1 原子炉年当たり 8760 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

記)

記載の適正化 (誤記)

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。

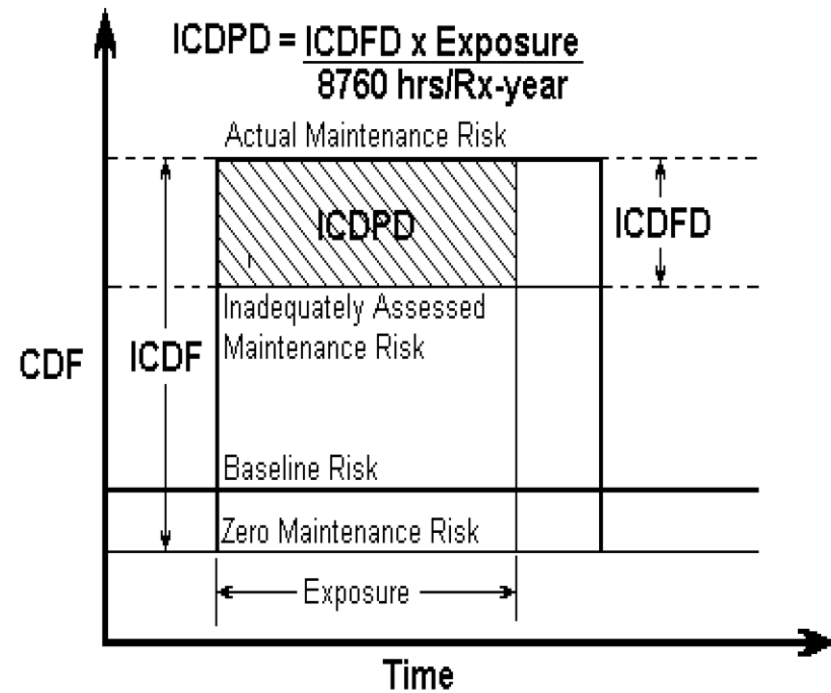


Figure 2 - Relationship of ICDFD to ICDPD

ゼロメンテナンス CDF (リスク) : PRA にモデル化された全ての SSC が利用可能と考えられる場合のプラントの基準値設定の CDF の推定値。

ベースライン CDF (リスク) : 年平均のメンテナンス (防止及び是正メンテナンス) 利用不可能性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。

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、事業者による実施の不備であり、これまでのリスク評価やリスク管理活動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、この種類の実施の不備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の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、緑と判断されると考えられる。

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。

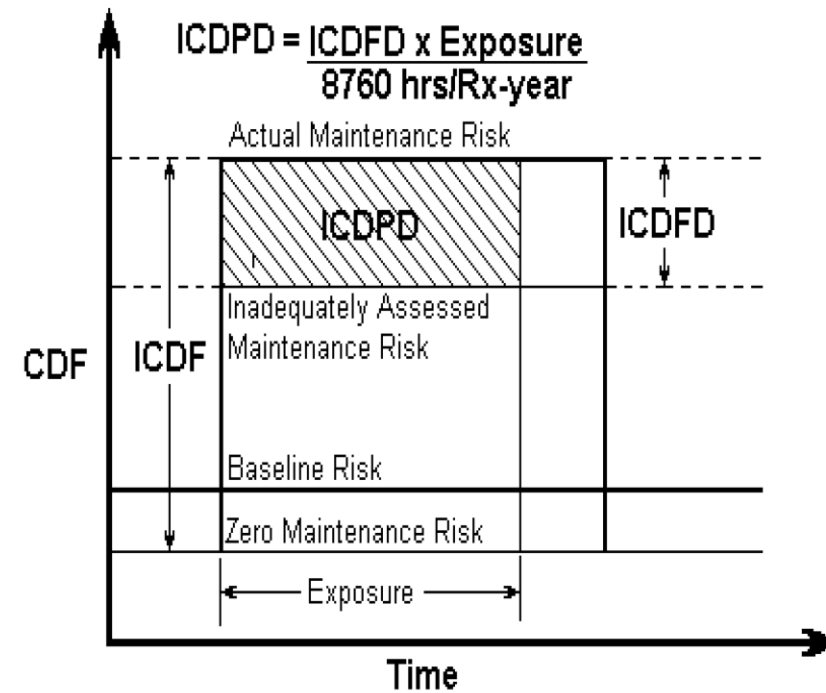


Figure 2 - Relationship of ICDFD to ICDPD

ゼロメンテナンス CDF (リスク) : PRA にモデル化された全ての SSC が利用可能と考えられる場合のプラントの基準値設定の CDF の推定値。

ベースライン CDF (リスク) : 年平均のメンテナンス (防止及び是正メンテナンス) 利用不可能性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。

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、事業者による実施の不備であり、これまでのリスク評価やリスク管理活動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、この種類の実施の不備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の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、緑と判断されると考えられる。

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 9
定性的な判断基準による重要度評価ガイド
(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 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;"><u>(GI0007_附属書9_r01)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1 目的</u> 3</p> <p><u>2 基本的な考え方</u> 3</p> <p><u>3 適用</u> 3</p> <p><u>4 評価手順</u> 4</p> <p><u>添付 1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法</u></p> <p><u>添付 2 核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）の視点</u></p> <p><u>1 目的</u></p> <p>本附属書は、実用発電用原子炉施設又は核燃料施設等において、原子力施設安全及び放射線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の安全重要度を評価する際、他の附属書において規定されている安全重要度評価の手法では、所定の評価期間内において、当該検査指摘事項の状況を適切に評価できない場合、評価モデルや他の不確実性により合理的に安全重要度を見積もることができない場合、又は核燃料施設等における原子力安全に係る検査指摘事項の評価をする場合に使用する。</p> <p>しかし、単に、他の附属書を適用した結果が適当ではない（安全重要度が高すぎる又は低すぎる）と考えられることを理由として、本附属書を適用することは避けるべきであり、そのような場合は、<u>重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）</u>において他の附属書を適用した結果が適当ではないと判断できる根拠を明らかにした上で、本附属書の適用に係る意思決定を行うべきである。</p> <p><u>2 基本的な考え方</u></p> <p>原子力施設で検出される検査指摘事項は、設備又は事業者の活動に対し多種多様な様態の性能劣化を生じさせる可能性があり、あらかじめ用意された安全重要度評価の手法によって適切な期間内に監視領域に対する影響の大きさを評価することが困難な場合がある。そのような場合、検査指摘事項の安全重要度は、定性的な工学的判断と規制監視の経験を用いて決定されることとなるが、それはリスク情報を活用した意思決定方法として許容されるべきものである。</p> <p>また、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の安全重要度を評価するための手法として、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment、以下「<u>PRA</u>」という。）手法を適用すべき検査指摘事項に対しても、原子力施設の <u>PRA</u> モデルが未整備である場合、劣化状態に係る状況が複雑である場合、整備済の <u>PRA</u> モデルが劣化状態と事故の因果関係を模擬できない場合、炉心損傷頻度若しくは格納容器機能喪失頻度が適切な指標とならない場合等、<u>PRA</u> 手法による安全重要度評価が適当ではない場合がある。</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 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(新設)</p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 目的</u> 3</p> <p><u>2. 基本的な考え方</u> 3</p> <p><u>3. 適用</u> 3</p> <p><u>4. 評価手順</u> 4</p> <p><u>添付 1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法</u></p> <p><u>添付 2 核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）の視点</u></p> <p><u>1. 目的</u></p> <p>本附属書は、実用発電用原子炉施設又は核燃料施設等において、原子力施設安全及び放射線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の安全重要度を評価する際、他の附属書において規定されている安全重要度評価の手法では、所定の評価期間内において、当該検査指摘事項の状況を適切に評価できない場合、評価モデルや他の不確実性により合理的に安全重要度を見積もることができない場合、又は核燃料施設等における原子力安全に係る検査指摘事項の評価をする場合に使用する。</p> <p>しかし、単に、他の附属書を適用した結果が適当ではない（安全重要度が高すぎる又は低すぎる）と考えられることを理由として、本附属書を適用することは避けるべきであり、そのような場合は、<u>重要度評価・規制対応措置会合（SERP）</u>において他の附属書を適用した結果が適当ではないと判断できる根拠を明らかにした上で、本附属書の適用に係る意思決定を行うべきである。</p> <p><u>2. 基本的な考え方</u></p> <p>原子力施設で検出される検査指摘事項は、設備又は事業者の活動に対し多種多様な様態の性能劣化を生じさせる可能性があり、あらかじめ用意された安全重要度評価の手法によって適切な期間内に監視領域に対する影響の大きさを評価することが困難な場合がある。そのような場合、検査指摘事項の安全重要度は、定性的な工学的判断と規制監視の経験を用いて決定されることとなるが、それはリスク情報を活用した意思決定方法として許容されるべきものである。</p> <p>また、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の安全重要度を評価するための手法として、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment、以下「<u>PRA</u>」という。）手法を適用すべき検査指摘事項に対しても、原子力施設の <u>PRA</u> モデルが未整備である場合、劣化状態に係る状況が複雑である場合、整備済の <u>PRA</u> モデルが劣化状態と事故の因果関係を模擬できない場合、炉心損傷頻度若しくは格納容器機能喪失頻度が適切な指標とならない場合等、<u>PRA</u> 手法による安全重要度評価が適当ではない場合がある。</p>	<p>改正に伴う修正※ 附属書の構成見直し</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

さらに、核燃料施設等における原子力安全に係る検査指摘事項の安全重要度を評価する場合は、他の附属書において示されている実用発電用原子炉施設における原子力安全に係る安全重要度評価の手法を直接適用することは適当ではない。

本附属書は、このような場合に備え、原子力規制庁が検査指摘事項に係る安全重要度の評価を行う際に、定性的又は定量的な指標を用いてリスク情報を表現し、適切な期間内に意思決定を行うための一貫性のある手順について指針を示すものである。

3 適用

本附属書は、下記のような場合に適用される。

- a 他の附属書において本附属書を適用することが示されている場合
- b 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、対象原子炉施設に係る PRA モデルが未整備であり、又は適切性が確認されていない場合
- c 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、PRA 手法の適用が適当でないと判断できる場合
- d 他の附属書による評価手法を適用することが適当でないと判断できる場合
- e 核燃料施設等に係る検査指摘事項を評価する場合

本附属書を適用する場合は慎重な検討が必要であることから、評価担当者が c 又は d に該当すると判断した場合は、予備的な SERP を開催し、その判断に係る合理的な理由を示した上で、本附属書の適用可否について意思決定を行う。

本附属書を適用する場合の例としては、他の附属書の評価手法を適用するために新たに研究、実験、調査、専門家意見の聴取等が必要な場合や、これらを行った結果適切な期間内に意思決定が不可能となる場合が挙げられる。

4 評価手順

4.1 初期境界評価

- (1) 実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合は、当該事項に関する定性的及び定量的な情報を基に、保守的な条件（現実との条件とは一致しないが、安全重要度評価の結果が現実の状況を上回ることがないような条件）を仮定した場合の境界評価の実施を検討し、境界評価によって検査指摘事項が「緑」となった場合は、安全重要度評価を終了する。
- (2) 核燃料施設等における検査指摘事項の場合や、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合であって境界評価が困難な場合又は境界評価によって検査指摘事項の安全重要度が「緑」を超える可能性があることが示される場合は、次項に進む。

4.2 検査指摘事項に係る指標の評価

- (1) 核燃料施設等における検査指摘事項の場合や、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合であって境界評価が困難な場合又は安全重要度が「緑」を超える可能性がある検査指摘事項については、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、その他の考慮すべき情報を含め、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。
特に、核燃料施設等においては、参考を示す「核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）」

さらに、核燃料施設等における原子力安全に係る検査指摘事項の安全重要度を評価する場合は、他の附属書において示されている実用発電用原子炉施設における原子力安全に係る安全重要度評価の手法を直接適用することは適当ではない。

本附属書は、このような場合に備え、原子力規制庁が検査指摘事項に係る安全重要度の評価を行う際に、定性的又は定量的な指標を用いてリスク情報を表現し、適切な期間内に意思決定を行うための一貫性のある手順について指針を示すものである。

3. 適用

本附属書は、下記のような場合に適用される。

- a 他の附属書において本附属書を適用することが示されている場合
- b 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、対象原子炉施設に係る PRA モデルが未整備であり、又は適切性が確認されていない場合
- c 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、PRA 手法の適用が適当でないと判断できる場合
- d 他の附属書による評価手法を適用することが適当でないと判断できる場合
- e 核燃料施設等に係る検査指摘事項を評価する場合

本附属書を適用する場合は慎重な検討が必要であることから、評価担当者が c 又は d に該当すると判断した場合は、予備的な SERP を開催し、その判断に係る合理的な理由を示した上で、本附属書の適用可否について意思決定を行う。

本附属書を適用する場合の例としては、他の附属書の評価手法を適用するために新たに研究、実験、調査、専門家意見の聴取等が必要な場合や、これらを行った結果適切な期間内に意思決定が不可能となる場合が挙げられる。

4. 評価手順

4.1 初期境界評価

- (1) 実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合は、当該事項に関する定性的及び定量的な情報を基に、保守的な条件（現実との条件とは一致しないが、安全重要度評価の結果が現実の状況を上回ることがないような条件）を仮定した場合の境界評価の実施を検討し、境界評価によって検査指摘事項が「緑」となった場合は、安全重要度評価を終了する。
- (2) 核燃料施設等における検査指摘事項の場合や、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合であって境界評価が困難な場合又は境界評価によって検査指摘事項の安全重要度が「緑」を超える可能性があることが示される場合は、次項に進む。

4.2 検査指摘事項に係る指標の評価

- (1) 核燃料施設等における検査指摘事項の場合や、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合であって境界評価が困難な場合又は安全重要度が「緑」を超える可能性がある検査指摘事項については、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、その他の考慮すべき情報を含め、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。
特に、核燃料施設等においては、参考を示す「核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）」

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

の視点」も考慮する。

- 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の検出能力
- g 事業者の是正処置及び予防処置の有効性

(2) 実用発電用原子炉施設に係る検査指摘事項に対し、(1)の指標及び安全重要度の評価を行う際、一定の客観性及び説明性を確保する観点から、添付1に示す「発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法」を用いることができる。なお、核燃料施設等についても、添付1を参考にすることができる。

4.3 評価根拠の文書化

- (1) 本附属書による評価結果が「緑」又は「追加対応なし」を超える安全重要度となった場合、評価の根拠となった全ての情報を表4.3-1の様式を用いて文書化し、SERPにおいて提示した上で、安全重要度の評価に係る意思決定を行う。
- (2) 本附属書による評価結果が「緑」又は「追加対応なし」となった場合、評価の根拠となった全ての情報を報告書に記載する。

表 4.3-1 定性的基準を用いた安全重要度評価に係る判断根拠

評価に用いる指標等	適用可能な指標か	指標の状態を表す情報及び評価
検査指摘事項に対する境界評価の結果		
原子力施設の深層防護に対する影響		
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		
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		
劣化状態の継続期間		

の視点」も考慮する。

- 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の検出能力
- g 事業者の是正処置及び予防処置の有効性

(2) 実用発電用原子炉施設に係る検査指摘事項に対し、(1)の指標及び安全重要度の評価を行う際、一定の客観性及び説明性を確保する観点から、添付1に示す「発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法」を用いることができる。なお、核燃料施設等についても、添付1を参考にすることができる。

4.3 評価根拠の文書化

- (1) 本附属書による評価結果が「緑」又は「追加対応なし」を超える安全重要度となった場合、評価の根拠となった全ての情報を表4.3-1の様式を用いて文書化し、SERPにおいて提示した上で、安全重要度の評価に係る意思決定を行う。
- (2) 本附属書による評価結果が「緑」又は「追加対応なし」となった場合、評価の根拠となった全ての情報を報告書に記載する。

表 4.3-1 定性的基準を用いた安全重要度評価に係る判断根拠

評価に用いる指標等	適用可能な指標か	指標の状態を表す情報及び評価
検査指摘事項に対する境界評価の結果		
原子力施設の深層防護に対する影響		
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		
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		
劣化状態の継続期間		

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性		
劣化状態に対する事業者の検出能力		
事業者の是正処置及び予防処置の有効性		
その他考慮すべき情報		

安全重要度評価結果（色）： _____

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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	

添付1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法

1 基本的な考え方

本評価手法は、発電用原子炉施設における検査指摘事項の安全重要度評価を行う際、「安全重要度評価プロセスに関するガイド」の附属書9「定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド」を適用する場合において、一定の客観性及び説明性を確保するため、リスクを表す定性的基準に対する発電用原子炉施設の状態を定量化（点数化）し、安全重要度を判断する際の参考情報を提供することを目的としている。

具体的には、検査指摘事項（パフォーマンス劣化）によって影響を受けた発電用原子炉施設の安全機能に着眼し、下記①から③の定性的基準の指標に対してそれぞれ点数評価を行い、合算した評価値（以下「指標統合値」という。）を算定する。ここでいう安全機能とは、監視領域の目的を達成するために、所定の性能を発揮することが必要な設備と当該設備の性能発揮に必要な発電用原子炉設置者（以下、本添付1において「事業者」という。）の活動により達成される、発電用原子炉施設の安全維持のための機能である。

- ①発電用原子炉施設の安全確保状態
- ②劣化状態の継続期間
- ③事業者の改善措置能力

事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性		
劣化状態に対する事業者の検出能力		
事業者の是正処置及び予防処置の有効性		
その他考慮すべき情報		

安全重要度評価結果（色）： _____

(新設)

添付1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法

1. 基本的な考え方

本評価手法は、発電用原子炉施設における検査指摘事項の安全重要度評価を行う際、「安全重要度評価プロセスに関するガイド」の附属書9「定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド」を適用する場合において、一定の客観性及び説明性を確保するため、リスクを表す定性的基準に対する発電用原子炉施設の状態を定量化（点数化）し、安全重要度を判断する際の参考情報を提供することを目的としている。

具体的には、検査指摘事項（パフォーマンス劣化）によって影響を受けた発電用原子炉施設の安全機能に着眼し、下記①から③の定性的基準の指標に対してそれぞれ点数評価を行い、合算した評価値（以下「指標統合値」という。）を算定する。ここでいう安全機能とは、監視領域の目的を達成するために、所定の性能を発揮することが必要な設備と当該設備の性能発揮に必要な発電用原子炉設置者（以下、本添付1において「事業者」という。）の活動により達成される、発電用原子炉施設の安全維持のための機能である。

- ①発電用原子炉施設の安全確保状態
- ②劣化状態の継続期間
- ③事業者の改善措置能力

改正に伴う修正※
附属書の構成見直し

記載の適正化（誤記

これらの定性的基準に対する点数評価は、事業者の PRA モデルを用いて原子力規制庁が実施した試算結果¹を踏まえ、検査指摘事項による劣化状態が表 1-1 のような場合、およそ右の安全重要度と評価されるように設定を行った。

表 1-1 点数評価の水準

定性的基準	検査指摘事項による劣化状態	安全重要度の程度
安全確保 状態	<u>10</u> 日間、単一の安全機能が劣化状態になった場合	緑
	<u>10</u> 日間、単一の安全機能が喪失した場合	白
	<u>10</u> 日間、2つ以上の安全機能が喪失した場合	黄
継続期間	劣化状態の継続期間が <u>100</u> 日 (上記 <u>10</u> 日に対して <u>10</u> 倍) になった場合	安全重要度の程度 を1つ上げる

¹ 四国電力株式会社伊方発電所の PRA モデルを使用し、高圧炉心注入系、低圧炉心注入系及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失を仮定した評価を実施

2 評価手順

2.1 影響を受けた安全機能及び事故シナリオの特定

検査指摘事項により影響を受けた安全機能を抽出し、影響を受けた期間の発電用原子炉施設の状態において、本来維持されるべき安全機能が劣化することにより影響を受ける事故シナリオを特定する。

具体的には、検査指摘事項（パフォーマンス劣化）により劣化状態となった設備又は活動が、劣化状態が継続していた期間の発電用原子炉施設の状態（出力運転中、燃料交換作業中、長期停止中等）において維持されるべき安全機能に対しどのような役割を担っているのかを確認し、当該安全機能の劣化により事故の発生防止、影響緩和又はその両方に直接的に影響を及ぼすことが明確であるような事故シナリオを特定する。

【留意点】

○事故シナリオを特定する際は、評価時点で可能な範囲において、起因事象の発生頻度、発電用原子炉施設の状態、事故対応が失敗した場合の結果（炉心損傷、格納容器損傷等）等について事実関係を整理した上で、事業者の認識についても確認する。

これらの定性的基準に対する点数評価は、事業者の PRA モデルを用いて原子力規制庁が実施した試算結果¹を踏まえ、検査指摘事項による劣化状態が表 1-1 のような場合、およそ右の安全重要度と評価されるように設定を行った。

表 1-1 点数評価の水準

定性的基準	検査指摘事項による劣化状態	安全重要度の程度
安全確保 状態	<u>10</u> 日間、単一の安全機能が劣化状態になった場合	緑
	<u>10</u> 日間、単一の安全機能が喪失した場合	白
	<u>10</u> 日間、2つ以上の安全機能が喪失した場合	黄
継続期間	劣化状態の継続期間が <u>100</u> 日 (上記 <u>10</u> 日に対して <u>10</u> 倍) になった場合	安全重要度の程度 を1つ上げる

¹ 四国電力(株)伊方発電所の PRA モデルを使用し、高圧炉心注入系、低圧炉心注入系及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失を仮定した評価を実施

2 評価手順

2.1 影響を受けた安全機能及び事故シナリオの特定

検査指摘事項により影響を受けた安全機能を抽出し、影響を受けた期間の発電用原子炉施設の状態において、本来維持されるべき安全機能が劣化することにより影響を受ける事故シナリオを特定する。

具体的には、検査指摘事項（パフォーマンス劣化）により劣化状態となった設備又は活動が、劣化状態が継続していた期間の発電用原子炉施設の状態（出力運転中、燃料交換作業中、長期停止中等）において維持されるべき安全機能に対しどのような役割を担っているのかを確認し、当該安全機能の劣化により事故の発生防止、影響緩和又はその両方に直接的に影響を及ぼすことが明確であるような事故シナリオを特定する。

【留意点】

○事故シナリオを特定する際は、評価時点で可能な範囲において、起因事象の発生頻度、発電用原子炉施設の状態、事故対応が失敗した場合の結果（炉心損傷、格納容器損傷等）等について事実関係を整理した上で、事業者の認識についても確認する。

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

2.2 発電用原子炉施設の安全確保状態の評価

発電用原子炉施設の安全確保状態を評価する上で、考慮する要素として(a)安全裕度、(b)深層防護及び(c)共通要因を対象として点数評価を行う。

(a)安全裕度

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、検査指摘事項により直接的に影響を受けた安全機能の劣化の程度について評価を行う。評価点数は、0点から4点までとし、劣化の程度に応じた点数とする（当該安全機能が果たすべき性能を喪失している状態を4点とする）。

具体的には、劣化状態にあった設備又は活動に関し、

- ・ 事業者が定めた運用上維持すべき状態
- ・ 許認可等において技術基準等の要求事項を満足するものとして設定された性能を維持している状態
- ・ 劣化状態が継続していた期間の発電用原子炉施設の状態において、特定した事故シナリオに対し事故対応が可能な状態

のいずれの状態に該当するのかについて、許認可申請書等の関係図書、事業者の設計文書等を調査の上、事実関係を整理し劣化状態の評価を行う。

【留意点】

- 維持すべき安全機能の性能を実際の設備又は活動がどのように担保しているかについて、許認可申請書等の関連図書を十分に確認する必要がある。
- 単一の安全機能に対し2つ以上の系統をもって担保する設計としている場合、劣化した系統以外の系統が健全であることについて十分な根拠に基づき立証可能である場合には、劣化状態の評価点数を1/2に減ずることができる。

(b)深層防護

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、(a)で評価の対象とした安全機能以外にも、同一の検査指摘事項により直接的に影響を受けた安全機能が存在する場合は、それらに対しても(a)と同様の評価を行い、全ての点数を合算する。

【留意点】

- 共通の検査指摘事項に起因しない安全機能の性能低下が発生した場合については、点数評価を合算する対象とはしない。例えば、ある設備の系統Aが劣化状態にあった期間中に、全く別の要因によって系統Bが運転上の制限を逸脱した場合は、2系統の機能劣化として取り扱うのではなく、それぞれの要因ごとに評価を行う。

(c)共通要因

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、(a)又は(b)において評価した安全機能の劣化状態に対して明確な共通要因を有する安全機能が存在

2.2 発電用原子炉施設の安全確保状態の評価

発電用原子炉施設の安全確保状態を評価する上で、考慮する要素として(a)安全裕度、(b)深層防護及び(c)共通要因を対象として点数評価を行う。

(a)安全裕度

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、検査指摘事項により直接的に影響を受けた安全機能の劣化の程度について評価を行う。評価点数は、0点から4点までとし、劣化の程度に応じた点数とする（当該安全機能が果たすべき性能を喪失している状態を4点とする）。

具体的には、劣化状態にあった設備又は活動に関し、

- ・ 事業者が定めた運用上維持すべき状態
- ・ 許認可等において技術基準等の要求事項を満足するものとして設定された性能を維持している状態
- ・ 劣化状態が継続していた期間の発電用原子炉施設の状態において、特定した事故シナリオに対し事故対応が可能な状態

のいずれの状態に該当するのかについて、許認可申請書等の関係図書、事業者の設計文書等を調査の上、事実関係を整理し劣化状態の評価を行う。

【留意点】

- 維持すべき安全機能の性能を実際の設備又は活動がどのように担保しているかについて、許認可申請書等の関連図書を十分に確認する必要がある。
- 単一の安全機能に対し2つ以上の系統をもって担保する設計としている場合、劣化した系統以外の系統が健全であることについて十分な根拠に基づき立証可能である場合には、劣化状態の評価点数を1/2に減ずることができる。

(b)深層防護

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、(a)で評価の対象とした安全機能以外にも、同一の検査指摘事項により直接的に影響を受けた安全機能が存在する場合は、それらに対しても(a)と同様の評価を行い、全ての点数を合算する。

【留意点】

- 共通の検査指摘事項に起因しない安全機能の性能低下が発生した場合については、点数評価を合算する対象とはしない。例えば、ある設備の系統Aが劣化状態にあった期間中に、全く別の要因によって系統Bが運転上の制限を逸脱した場合は、2系統の機能劣化として取り扱うのではなく、それぞれの要因ごとに評価を行う。

(c)共通要因

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、(a)又は(b)において評価した安全機能の劣化状態に対して明確な共通要因を有する安全機能が

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

する場合は、その安全機能ごとに1点を加点する。

具体的には、ある検査指摘事項（パフォーマンス劣化）によって設備又は活動が劣化状態になった場合、当該パフォーマンス劣化又は劣化状態が、他の安全機能を有する設備又は活動の性能に対して明確に影響しうる共通要因が存在すると判断できる場合にのみ加点を行う。

【留意点】

○ここで評価の対象とする共通要因は、安全機能の劣化状態を生じさせた直接的な原因に関するものであって、背景要因や組織的要因など間接的なものを共通要因として考慮することはしない。

2.3 劣化状態の継続期間の評価

劣化状態の継続期間を評価する上で、考慮する要素として (a)継続期間及び (b)対応可能性を対象として点数評価を行う。

(a) 継続期間

2.2において評価した発電用原子炉施設の安全確保状態を踏まえ、安全機能が劣化状態にあった期間（劣化状態になった時点から正常な状態に復帰した時点までの期間）を評価する。

具体的には、本評価手法の基準とした継続期間 10 日を0点とし、期間が 10 倍になった 100 日を4点と評価する。この考え方は確率論的リスク評価手法の「暴露期間」と同様であり、下記表 2.3-1 の点数を目安として評価を行う。

表 2.3-1 継続期間の目安

継続期間の目安	点数
10 日間	0 点
20 日間	1 点
30 日間	2 点
60 日間	3 点
100 日間	4 点
180 日間	5 点
300 日間	6 点

【留意点】

○継続期間の点数は、常用対数の式 $(\log_{10}(\text{日数}) \times 4 - 4)$ から導出することが可能であるが、定性的な安全重要度評価の主旨を踏まえると、精緻な数値とするべきではないことから、加算する点数はあくまで整数として取り扱うべきである。

(b) 回復可能性

特定した事故シナリオにおいて、万一起因事象が発生した際、事業者の事故対応の中で安全機能の劣化状態が当然に検出可能であり、また、その安全機能が性能発揮を要求される時点までに安全機能を復旧できることを事業者が十分な根拠に基づき立証できる場合は、事故の発生確率を相当程度に低下させることができるものとして評価し、継続期間の点数を1/2に減ずる。

存在する場合は、その安全機能ごとに1点を加点する。

具体的には、ある検査指摘事項（パフォーマンス劣化）によって設備又は活動が劣化状態になった場合、当該パフォーマンス劣化又は劣化状態が、他の安全機能を有する設備又は活動の性能に対して明確に影響しうる共通要因が存在すると判断できる場合にのみ加点を行う。

【留意点】

○ここで評価の対象とする共通要因は、安全機能の劣化状態を生じさせた直接的な原因に関するものであって、背景要因や組織的要因など間接的なものを共通要因として考慮することはしない。

2.3 劣化状態の継続期間の評価

劣化状態の継続期間を評価する上で、考慮する要素として (a)継続期間及び (b)対応可能性を対象として点数評価を行う。

(a) 継続期間

2.2において評価した発電用原子炉施設の安全確保状態を踏まえ、安全機能が劣化状態にあった期間（劣化状態になった時点から正常な状態に復帰した時点までの期間）を評価する。

具体的には、本評価手法の基準とした継続期間 10 日を0点とし、期間が 10 倍になった 100 日を4点と評価する。この考え方は確率論的リスク評価手法の「暴露期間」と同様であり、下記表 2.3-1 の点数を目安として評価を行う。

表 2.3-1 継続期間の目安

継続期間の目安	点数
10 日間	0 点
20 日間	1 点
30 日間	2 点
60 日間	3 点
100 日間	4 点
180 日間	5 点
300 日間	6 点

【留意点】

○継続期間の点数は、常用対数の式 $(\log_{10}(\text{日数}) \times 4 - 4)$ から導出することが可能であるが、定性的な安全重要度評価の主旨を踏まえると、精緻な数値とするべきではないことから、加算する点数はあくまで整数として取り扱うべきである。

(b) 回復可能性

特定した事故シナリオにおいて、万一起因事象が発生した際、事業者の事故対応の中で安全機能の劣化状態が当然に検出可能であり、また、その安全機能が性能発揮を要求される時点までに安全機能を復旧できることを事業者が十分な根拠に基づき立証できる場合は、事故の発生確率を相当程度に低下させることができるものとして評価し、継続期間の点数を1/2に減ずる。

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

【留意点】

- 「安全機能の劣化状態が当然に検出可能」とは、例えば、
 - ・ 安全機能を有する設備が動作する前に警報装置等で異常が認知できる
 - ・ 事故対処に係る手順書の中で状態を確認する行為が規定されている
 などが挙げられる。

2.4 事業者の改善措置能力の評価

事業者の改善措置能力を評価する上で、考慮する要素として (a) 検査指摘事項の特定者、(b) 是正処置計画の適切性、(c) 過去の是正処置の有効性及び (d) 過去の予防処置の有効性を対象として点数評価を行う。

(a) 検査指摘事項の特定者

事業者自らが安全機能の劣化状態が顕在化する前に検出し、適切に検査指摘事項（パフォーマンス劣化）として評価及び特定をしていた場合は、1点を減点する。

【留意点】

- 「事業者自らが安全機能の劣化状態が顕在化する前に検出」した場合とは、例えば、事業者自らが自主点検等の安全活動によって設備の劣化状態を検出した場合などが挙げられる。一方、油脂類の漏えいや異音など明らかな設備異常が確認された場合、事業者より先に原子力検査官が検出した場合、運転上の制限を逸脱していないことを確認するためのサーベイランス試験で判明した場合、実際に安全機能が要求された時点で判明した場合等は該当しない。

(b) 是正処置計画の適切性

原子力検査官が検査指摘事項を検出した時点において、既に事業者が是正の取組を進めており、その内容が妥当なものと判断できる場合は、1点を減点する。

【留意点】

- 「是正の取組を進めており、その内容が妥当なものと判断できる場合」とは、例えば、
 - ・ 不適合（劣化状態）の状況が適切に認識され、対応策が検討され、又は既に示されている
 - ・ 不適合への対処が完了し、又はその計画が示されている
 - ・ 必要な原因調査に関する計画が示されている
 - ・ 原因が特定されている場合は、是正処置の計画が示されている
 など、事業者が是正処置に係る適切な対策又はその方針を意思決定し、組織内で共有していると判断できる場合をいう。

(c) 過去の是正処置の有効性

過去に、当該施設において、検査指摘事項と同様のパフォーマンス劣化が検出されていたにも関わ

【留意点】

- 「安全機能の劣化状態が当然に検出可能」とは、例えば、
 - ・ 安全機能を有する設備が動作する前に警報装置等で異常が認知できる
 - ・ 事故対処に係る手順書の中で状態を確認する行為が規定されている
 などが挙げられる。

2.4 事業者の改善措置能力の評価

事業者の改善措置能力を評価する上で、考慮する要素として (a) 検査指摘事項の特定者、(b) 是正処置計画の適切性、(c) 過去の是正処置の有効性及び (d) 過去の予防処置の有効性を対象として点数評価を行う。

(a) 検査指摘事項の特定者

事業者自らが安全機能の劣化状態が顕在化する前に検出し、適切に検査指摘事項（パフォーマンス劣化）として評価及び特定をしていた場合は、1点を減点する。

【留意点】

- 「事業者自らが安全機能の劣化状態が顕在化する前に検出」した場合とは、例えば、事業者自らが自主点検等の安全活動によって設備の劣化状態を検出した場合などが挙げられる。一方、油脂類の漏えいや異音など明らかな設備異常が確認された場合、事業者より先に原子力検査官が検出した場合、運転上の制限を逸脱していないことを確認するためのサーベイランス試験で判明した場合、実際に安全機能が要求された時点で判明した場合等は該当しない。

(b) 是正処置計画の適切性

原子力検査官が検査指摘事項を検出した時点において、既に事業者が是正の取組を進めており、その内容が妥当なものと判断できる場合は、1点を減点する。

【留意点】

- 「是正の取組を進めており、その内容が妥当なものと判断できる場合」とは、例えば、
 - ・ 不適合（劣化状態）の状況が適切に認識され、対応策が検討され、又は既に示されている
 - ・ 不適合への対処が完了し、又はその計画が示されている
 - ・ 必要な原因調査に関する計画が示されている
 - ・ 原因が特定されている場合は、是正処置の計画が示されている
 など、事業者が是正処置に係る適切な対策又はその方針を意思決定し、組織内で共有していると判断できる場合をいう。

(c) 過去の是正処置の有効性

過去に、当該施設において、検査指摘事項と同様のパフォーマンス劣化が検出されていたにも関わ

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

らず、適切な是正処置が講じられなかった結果、安全機能の劣化状態に至ったものであると判断できる場合は、1点を加点する。

【留意点】

- 「同様のパフォーマンス劣化」とは、劣化状態の直接原因が同様のもの、という意味であり、必ずしも同一の設備又は活動に係る検査指摘事項に限定されるものではない。
- 一方、例えば「手順書の不備」という幅広い共通点をもって過去のパフォーマンス劣化と同様と判断することは適切ではなく、検査指摘事項の情報をよく整理した上で、過去の是正処置が適切に実施されていれば再発を防止することが可能だったと判断できる合理的な理由が必要である。

(d)過去の予防処置の有効性

過去に、他施設において、検査指摘事項と同様のパフォーマンス劣化が検出されていたにもかかわらず、適切な予防処置が講じられなかった結果、安全機能の劣化状態に至ったものであると判断できる場合は、1点を加点する。

【留意点】

- 是正処置の有効性と同様に、過去に他施設の不適合情報に対し事業者が講じた予防処置についてよく調査した上で、過去の処置が適切に実施されていれば再発を防止することが可能だったと判断できる合理的な理由が必要である。

2.5 指標統合値の評価

2.2から2.4で評価した3つの指標に対する点数を、全て合算したものを指標統合値とする。指標統合値は表2.5-1の水準に照らし、安全重要度評価の参考とすることができる。

表 2.5-1 指標統合値と重要度の対応

指標統合値	4点未満	4点以上、 8点未満	8点以上、 <u>12</u> 点未満	<u>12</u> 点以上
安全重要度	緑	白	黄	赤

添付2 核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）の視点

核燃料施設等では、実用発電用原子炉施設でのPRA等から得られるリスク情報に相当するものとして、取り扱う核燃料物質の潜在的な危険性の視点が重要である。

核燃料物質の潜在的な危険性は、核燃料物質そのものが持つ危険性に加えて、液体や固体などの物質の状態、化学的毒性、有機溶媒などの混在物、温度、圧力などによる危険性がある。

例えば、

- ウランよりプルトニウムの方が臨界になりやすく比放射能が高い。
- 液体は、臨界、漏れ及び水素発生などのリスクが高い。

らず、適切な是正処置が講じられなかった結果、安全機能の劣化状態に至ったものであると判断できる場合は、1点を加点する。

【留意点】

- 「同様のパフォーマンス劣化」とは、劣化状態の直接原因が同様のもの、という意味であり、必ずしも同一の設備又は活動に係る検査指摘事項に限定されるものではない。
- 一方、例えば「手順書の不備」という幅広い共通点をもって過去のパフォーマンス劣化と同様と判断することは適切ではなく、検査指摘事項の情報をよく整理した上で、過去の是正処置が適切に実施されていれば再発を防止することが可能だったと判断できる合理的な理由が必要である。

(d)過去の予防処置の有効性

過去に、他施設において、検査指摘事項と同様のパフォーマンス劣化が検出されていたにもかかわらず、適切な予防処置が講じられなかった結果、安全機能の劣化状態に至ったものであると判断できる場合は、1点を加点する。

【留意点】

- 是正処置の有効性と同様に、過去に他施設の不適合情報に対し事業者が講じた予防処置についてよく調査した上で、過去の処置が適切に実施されていれば再発を防止することが可能だったと判断できる合理的な理由が必要である。

2.5 指標統合値の評価

2.2から2.4で評価した3つの指標に対する点数を、全て合算したものを指標統合値とする。指標統合値は表2.5-1の水準に照らし、安全重要度評価の参考とすることができる。

表 2.5-1 指標統合値と重要度の対応

指標統合値	4点未満	4点以上、 8点未満	8点以上、 <u>12</u> 点未満	<u>12</u> 点以上
安全重要度	緑	白	黄	赤

添付2 核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）の視点

核燃料施設等では、実用発電用原子炉施設でのPRA等から得られるリスク情報に相当するものとして、取り扱う核燃料物質の潜在的な危険性の視点が重要である。

核燃料物質の潜在的な危険性は、核燃料物質そのものが持つ危険性に加えて、液体や固体などの物質の状態、化学的毒性、有機溶媒などの混在物、温度、圧力などによる危険性がある。

例えば、

- ウランよりプルトニウムの方が臨界になりやすく比放射能が高い。
- 液体は、臨界、漏れ及び水素発生などのリスクが高い。

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

記載の適正化（誤記

○気体及び粉末は臨界にはなりにくいですが、飛散するため、吸入のリスクがある。
 ○固体は、取扱いが容易で飛散のリスクが低い。
 ○高レベル廃棄物は線量が高く被ばくのリスクが高く、発熱がある。
 などであり、これらの状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベルを以下の表に示す。

表 代表的な核燃料物質等の状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベル (例)

	液体	気体 (粉末及びエアロゾル を含む)	固体
プルトニウム	レベル <u>5</u>	レベル <u>4</u>	レベル <u>3</u>
ウラン (濃縮度 <u>5%</u> 超)	レベル <u>4</u>	レベル <u>3</u>	レベル <u>2</u>
ウラン (濃縮度 <u>5%</u> 以下)	レベル <u>3</u>	レベル <u>2</u>	レベル <u>1</u>
高レベル廃棄物	レベル <u>5</u>	レベル <u>4</u>	レベル <u>3</u>
低レベル廃棄物	レベル <u>3</u>	レベル <u>2</u>	レベル <u>1</u>

その他、核燃料物質の化学的毒性、有機溶媒の混在、温度、圧力などの影響も考慮。

注) 本参考は、今後とも性状やレベルの程度等を含め検討を進めるとともに、必要に応じて改正を行うものとする。

○気体及び粉末は臨界にはなりにくいですが、飛散するため、吸入のリスクがある。
 ○固体は、取扱いが容易で飛散のリスクが低い。
 ○高レベル廃棄物は線量が高く被ばくのリスクが高く、発熱がある。
 などであり、これらの状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベルを以下の表に示す。

表 代表的な核燃料物質等の状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベル (例)

	液体	気体 (粉末及びエアロゾル を含む)	固体
プルトニウム	レベル <u>5</u>	レベル <u>4</u>	レベル <u>3</u>
ウラン (濃縮度 <u>5%</u> 超)	レベル <u>4</u>	レベル <u>3</u>	レベル <u>2</u>
ウラン (濃縮度 <u>5%</u> 以下)	レベル <u>3</u>	レベル <u>2</u>	レベル <u>1</u>
高レベル廃棄物	レベル <u>5</u>	レベル <u>4</u>	レベル <u>3</u>
低レベル廃棄物	レベル <u>3</u>	レベル <u>2</u>	レベル <u>1</u>

その他、核燃料物質の化学的毒性、有機溶媒の混在、温度、圧力などの影響も考慮。

注) 本参考は、今後とも性状やレベルの程度等を含め検討を進めるとともに、必要に応じて改訂を行うものとする。

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

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 style="text-align: center;">重要度評価等の事務手順運用ガイド (GI0009_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;"><u>目次</u></p> <p><u>1 目的</u> 3</p> <p><u>2 検査指摘事項の重要度評価</u> 4</p> <p><u>3 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）</u> 12</p> <p><u>4 総合的な評価</u> 16</p> <p><u>1 目的</u></p> <p>本事務手順ガイドは、原子力規制検査等実施要領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。</p> <p>2.3 検査指摘事項の重要度評価</p> <p>2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）</p> <p>2.7 総合的な評価</p> <p>2.8 総合的な評価の結果の通知及び公表</p> <p><u>2 検査指摘事項の重要度評価</u></p> <p>検査指摘事項の重要度評価に関しては、重要度評価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、<u>特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）</u>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。</p> <p>2.1 SERP 予備会合の実施及び重要度評価書の項目</p> <p>(1) 会合の準備</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合において暫定的な重要度評価及び<u>措置案</u>を検討するため、予備会合を開催する前に様式2-1により重要度評価書案を作成する。本評価書は検査評価室が取りまとめる。なお、核物質防護に関する検査指摘事項については担当部門が評価書を取りまとめる。</p> <p>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</p>	<p style="text-align: center;">重要度評価等の事務手順運用ガイド (GI0009_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 style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 目的</u> 3</p> <p><u>2. 検査指摘事項の重要度評価</u>..... 4</p> <p><u>3. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）</u>..... 12</p> <p><u>4. 総合的な評価</u>..... 16</p> <p><u>1. 目的</u></p> <p>本事務手順ガイドは、原子力規制検査等実施要領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。</p> <p>2.3 検査指摘事項の重要度評価</p> <p>2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）</p> <p>2.7 総合的な評価</p> <p>2.8 総合的な評価の結果の通知及び公表</p> <p><u>2. 検査指摘事項の重要度評価</u></p> <p>検査指摘事項の重要度評価に関しては、重要度評価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、<u>核物質防護</u>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。</p> <p>2.1 SERP 予備会合の実施及び重要度評価書の項目</p> <p>(1) 会合の準備</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合において暫定的な重要度評価及び<u>対応措置案</u>を検討するため、予備会合を開催する前に様式2-1により重要度評価書案を作成する。本評価書は検査評価室が取りまとめる。なお、核物質防護に関する検査指摘事項については担当部門が評価書を取りまとめる。</p> <p>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</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>要と判断する場合には、予備会合において<u>規制措置案</u>についての検討も行う。</p> <p>(2) 会合の実施及び結果の通知</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合において重要度評価書案等に基づき事象及び検査指摘事項の概要並びに重要度の評価結果に関して説明を行う。<u>SERP 予備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 SERP 予備会合については、担当部門が行政文書として保存する。</u></p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、<u>SERP 予備会合における重要度の評価結果として、検査指摘事項が「緑」以外（核燃料施設等においては「指摘事項（追加対応あり）」）と判断された場合には、暫定的な重要度評価結果及び当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、SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について様式 2-2 に重要度評価書を添付の上、事業者へ通知する。併せて、以下についても通知する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ○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 <p>2.3 意見聴取会の実施</p> <p>担当部門管理官は、意見聴取会を<u>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）</u>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p>2.4 SERP 本会合</p> <p>(1) 会合の準備</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、本会合の前に、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。</p> <p>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<u>規制措置</u>が必要と判断する場合には、<u>措置案</u>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。</p> <p>(2) 会合の実施及び結果の通知</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 本会合において重要度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。</p> <p>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 SERP 評価書を作成し、SERP 構成員の了解を得る。<u>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。</u></p> <p>c. 担当部門は、SERP 本会合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 本</p>	<p>要と判断する場合には、予備会合において<u>規制対応措置案</u>についての検討も行う。</p> <p>(2) 会合の実施及び結果の通知</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合において重要度評価書案等に基づき事象及び検査指摘事項の概要並びに重要度の評価結果に関して説明を行う。</p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、<u>暫定的な</u>重要度評価結果及び当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、SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について様式 2-2 に重要度評価書を添付の上、事業者へ通知する。併せて、以下についても通知する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○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 <p>2.3 意見聴取会の実施</p> <p>担当部門管理官は、意見聴取会を<u>主催し</u>、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。</p> <p><u>(新設)</u></p> <p>2.4 SERP 本会議</p> <p>(1) 会合の準備</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、本会合の前に、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。</p> <p>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<u>規制対応措置</u>が必要と判断する場合には、<u>対応措置案</u>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。</p> <p>(2) 会合の実施及び結果の通知</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 本会合において重要度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。</p> <p>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 SERP 評価書を作成し、SERP 構成員の了解を得る。</p> <p>c. 担当部門は、SERP 本会合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 本会合による重要度評価の結果について様式 2-3 に重要度評価書を添付の上、事業者へ通知す</p>	<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・行政文書を保存する手続を明確化 <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SERP 予備会合に関して重要度評価ガイドとの整合 <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・行政文書を保存
--	--	---

<p>会合による重要度評価の結果について様式 2 - 3 に重要度評価書を添付の上、事業者に通知する。併せて、以下についても通知する。</p> <p>○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</p> <p>○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</p> <p>2.5 申立てのプロセス</p> <p>(1) 判定会合の準備</p> <p>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。</p> <p>(2) 判定会合の実施</p> <p>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（<u>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</u>）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。</p> <p>(3) 判定会合及び SERP の実施</p> <p>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構成員の了解を得る。<u>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。</u></p> <p>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 SERP <u>評価書</u> の修正案を作成する。</p> <p>c. SERP <u>評価書</u> の修正がある場合には、SERP 会合を開催し、修正案について検討を行うものとする。</p> <p>(4) 原子力規制委員会における審議</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、決定書及び SERP <u>評価書</u>（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。</p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、様式 2 - 4 に決定書及び SERP <u>評価書</u>（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。</p> <p>様式 2 - 1 SERP 評価書</p> <p>原子力規制検査における指摘事項に関する重要度の評価結果 （重要度評価書）</p>	<p>る。併せて、以下についても通知する。</p> <p>○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</p> <p>○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</p> <p>2.5 申立てのプロセス</p> <p>(1) 判定会合の準備</p> <p>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。</p> <p>(2) 判定会合の実施</p> <p>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（<u>特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）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</u>）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。</p> <p>(3) 判定会合及び SERP の実施</p> <p>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構成員の了解を得る。</p> <p>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 SERP <u>報告書</u> の修正案を作成する。</p> <p>c. SERP <u>報告書</u> の修正がある場合には、SERP 会合を開催し、修正案について検討を行うものとする。</p> <p>(4) 原子力規制委員会における審議</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、決定書及び SERP <u>報告書</u>（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。</p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、様式 2 - 4 に決定書及び SERP <u>報告書</u>（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。</p> <p>様式 2 - 1 SERP 評価書</p> <p>原子力規制検査における指摘事項に関する重要度の評価結果 （重要度評価書）</p>	<p>する手続を明確化</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>運用の明確化 ・行政文書を保存する手続を明確化</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	--

1. 検討経緯

令和〇年〇月〇日、〇〇において基本検査を実施していたところ〇〇に関する事象を現地検査官が確認した。当該事象について〇月〇日に「緑」を超える指摘事項であると判断された。そのため、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) SERP 予備会合

- ・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) SERP 本会合

- ・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「〇」/深刻度レベルを「〇」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	
重要度/深刻度レベル	
監視領域	
重要度の評価結果の概要	
指摘事項の説明	

1. 検討経緯

令和〇年〇月〇日、〇〇において基本検査を実施していたところ〇〇に関する事象を現地検査官が確認した。当該事象について〇月〇日に「緑」を超える指摘事項であると判断された。そのため、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・規制対応措置会合（SERP）等を開催した。

2. SERP 及び意見聴取会の開催日程等

(1) SERP 予備会合

- ・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) SERP 本会合

- ・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「〇」/深刻度レベルを「〇」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	
重要度/深刻度レベル	
監視領域	
重要度の評価結果の概要	
指摘事項の説明	

記載の適正化（誤記）

重要度評価の判定	<p>[パフォーマンスの劣化]</p> <p>[スクリーニング]</p> <p>[重要度評価]</p> <p>[深刻度評価]</p>

様式 2 - 2 暫定評価の通知文

番 号
令和〇年〇月〇日

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）」）

令和〇年度原子力規制検査における重要度の暫定評価について

重要度評価の判定	<p>[パフォーマンスの劣化]</p> <p>[スクリーニング]</p> <p>[重要度評価]</p> <p>[深刻度評価]</p>

様式 2 - 2 暫定評価の通知文

番 号
令和〇年〇月〇日

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）」）

令和〇年度原子力規制検査における重要度の暫定評価について

<p>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、令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。</p> <p>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。</p> <p>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重要度評価とします。</p> <p>様式2-3 最終評価の通知文</p> <p style="text-align: right;">番 号 令和〇年〇月〇日</p> <p>〇〇株式会社 〇〇 〇〇 殿</p> <p style="text-align: center;">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）」</p> <p style="text-align: center;">令和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</p> <p>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、令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度を別紙のとおり評価したので結果を通知します。</p> <p>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。</p>	<p>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、令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。</p> <p>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。</p> <p>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重要度評価とします。</p> <p>様式2-3 最終評価の通知文</p> <p style="text-align: right;">番 号 令和〇年〇月〇日</p> <p>〇〇株式会社 〇〇 〇〇 殿</p> <p style="text-align: center;">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）」</p> <p style="text-align: center;">令和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</p> <p>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、令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度を別紙のとおり評価したので結果を通知します。</p> <p>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。</p> <p>様式2-4 判定結果の通知文</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	-------------------------------------

番 号
令和〇年〇月〇日

番 号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

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）」）

重要度評価に関する申立てに対する決定について

重要度評価に関する申立てに対する決定について

原規規第〇号において通知した令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度評価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。

原規規第〇号において通知した令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度評価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、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の分類に応じて、原子力規制検査実施要領における以下の評価基準に基づき対応区分を設定する。

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、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の分類に応じて、原子力規制検査実施要領における以下の評価基準に基づき対応区分を設定する。

<第1区分：追加検査なし>

- ・全ての安全実績指標が緑及び検査指摘事項がある場合にその全ての評価が緑

<第2区分：追加検査1>

- ・監視領域（大分類）において白が1 又は2

<第3区分：追加検査2>

- ・一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1以上、又は

<第1区分：追加検査なし>

- ・全ての安全実績指標が緑であって、かつ、検査指摘事項がない場合 又は検査指摘事項がある場合に
おいてその全ての評価が緑のとき

<第2区分：追加検査1>

- ・一つの監視領域（大分類）において白が1 又は2生じている

<第3区分：追加検査2>

- ・一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が 1生じている（以下「監視領域（小分類）」）

記載の適正化（原子力規制検査等実施要領と整合）
記載の適正化（原子力規制検査等実施要領と整合）
記載の適正化（誤記）
記載の適正化（原

<p><u>の劣化」という。)又は、</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • <u>一つの監視領域</u> (大分類) において白が <u>3生じている</u> <p>< 第4区分：追加検査3 ></p> <ul style="list-style-type: none"> • 監視領域 (小分類) の劣化が <u>繰り返し生じている</u> 又は、 • 監視領域 (小分類) の劣化が <u>2以上生じている</u> 又は、 • 黄が <u>2以上</u> 又は赤が <u>1生じている</u> <p>3.2 対応区分の変更の時期</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 安全実績指標に関しては、該当する四半期初日から 検査指摘事項に関しては、締めくり会議で指摘事項とした <u>日の属する</u> 四半期初日から <p>(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 <u>変更した</u> 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。</p> <p>3.3 評価基準の対象となる期間の考え方</p> <p>(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。</p> <p>(2) 重要度評価結果が評価基準の対象となる期間は、締めくり会議で指摘事項とした <u>日の属する</u> 四半期初日から、追加検査終了の通知の日までとする。</p> <p>3.4 対応区分変更に関する事業者への通知</p> <p>(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 <u>変更する場合には</u>、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式3-1のとおり事業者へ通知する。</p> <p>(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のとおり事業者へ通知する。</p> <p>3.5 その他</p> <p>(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。</p> <p>(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 <u>設定又は変更</u> は保留される。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • <u>監視領域</u> (大分類) において白が <u>3</u> <p>< 第4区分：追加検査3 ></p> <ul style="list-style-type: none"> • 監視領域 (小分類) の劣化が <u>繰り返し</u> 又は、 • 監視領域 (小分類) の劣化が <u>複数</u> 又は、 • 黄が <u>複数</u> 又は、 • <u>赤が1以上</u> <p>3.2 対応区分の変更の時期</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 安全実績指標に関しては、該当する四半期初日から 検査指摘事項に関しては、締めくり会議で指摘事項とした <u>日の</u> 四半期初日から <p>(3) 担当部門は、対応区分が第2区分、第3区分又は第4区分に <u>設定された</u> 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。</p> <p>3.3 評価基準の対象となる期間の考え方</p> <p>(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。</p> <p>(2) 重要度評価結果が評価基準の対象となる期間は、締めくり会議で指摘事項とした <u>日の</u> 四半期初日から、追加検査終了の通知の日までとする。</p> <p>3.4 対応区分変更に関する事業者への通知</p> <p>(1) 担当部門は、対応区分が第2区分、第3区分又は第4区分に <u>設定が変更された場合には</u>、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式3-1のとおり事業者へ通知する。</p> <p>(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のとおり事業者へ通知する。</p> <p>3.5 その他</p> <p>(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。</p> <p>(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 <u>変更</u> は保留される。</p>	<p>原子力規制検査等実施要領と整合)</p> <p>記載の適正化 (原子力規制検査等実施要領と整合)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
---	--	---

(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
令和〇年〇月〇日

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）

原規規第〇号の検査指摘事項に対する重要度評価の結果（又は令和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令和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
令和〇年〇月〇日とする。

(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
令和〇年〇月〇日

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）

原規規第〇号の検査指摘事項に対する重要度評価の結果（又は令和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令和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
令和〇年〇月〇日とする。

様式 3-2 対応区分の変更

番 号
令和〇年〇月〇日

番 号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

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）

原子力規制検査に係る対応区分の変更について（通知）

原規規第〇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。

原規規第〇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. 総合的な評価

4.1 総合的な評価の実施

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、総合評価を年度終了後速やかに行う。

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

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。

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

(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。

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】

【記載項目】

- 原子力規制検査の結果
 - ・基本検査における指摘事項の有無、指摘事項があった場合には、その件数、概要、重要度評価

- 原子力規制検査の結果
 - ・基本検査における指摘事項の有無、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

の結果など

○安全実績指標の結果

○その他（必要に応じ）

- ・ 前回の評定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（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) 総合的な評定

総合的な評定に当たっては、(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

総合的な評定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、総合的な評定に当たっては、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 総合的な評定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により総合評定案を取りまとめ、原子力規制委員会へ報告し了承を得る。
- (2) 担当部門は、総合評定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。

様式4-1 総合評定結果の通知文及び内容のイメージ

番号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制委員会

原子力規制検査の結果に基づく総合的な評定の通知について

○安全実績指標の結果

○その他（必要に応じ）

- ・ 前回の評定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（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) 総合的な評定

総合的な評定に当たっては、(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

総合的な評定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、総合的な評定に当たっては、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 総合的な評定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により総合評定案を取りまとめ、原子力規制委員会へ報告し了承を得る。
- (2) 担当部門は、総合評定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。

様式4-1：総合評定結果の通知文及び内容のイメージ

番号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制委員会

原子力規制検査の結果に基づく総合的な評定の結果の通知について

<p>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7項の規定に基づく総合的な<u>評価</u>について、同条第9項の規定に基づき、別紙のとおり<u>結果を通知</u>します。</p> <p style="text-align: right;">＜別紙＞</p> <p style="text-align: center;"><u>〇〇発電所〇号機</u> <u>令和〇年度 原子力規制検査の総合的な評価について</u></p> <p>令和〇年度に原子力規制庁が〇〇<u>株式会社</u>〇〇発電所〇号機において実施した原子力規制検査の結果に関して、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第61条の2の2第7項に基づく総合的な評価は以下のとおりである。</p> <p>1. 令和〇年度 原子力規制検査等の結果</p> <p>原子力規制庁は、令和〇年度において事業者の活動に関して基本検査を実施した。その結果は以下のとおりである。</p> <p>(1) 原子力規制検査の結果 <u>基本検査</u>を実施し、<u>検査指摘事項</u>は確認されなかった。</p> <p>(2) 安全実績指標の結果 安全実績指標について、<u>評価対象となった項目は年間を通じて「緑」の状態であった。</u></p> <p>(3) その他事項 以下の事象については、<u>検査を継続中である。</u> <u>〇〇発電所〇号機 スプリンクラー設備の防護対象となるケーブルが散水障害により有効に消火できないおそれがある事象について</u></p> <p>2. 総合的な評価</p> <p>令和〇年度においては、<u>検査指摘事項が確認されず、安全実績指標は年間を通じて「緑」であった。</u> <u>また、各監視領域での活動目的の達成に向けた改善活動には、特段の問題は確認されなかった。</u> <u>対応区分は年間を通じて第1区分であり、各監視領域における活動目的を満足していることから、パフォーマンスの劣化が生じても自律的な改善が見込める状態であると評価する。</u></p>	<p>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7項の規定に基づく総合的な<u>評価の結果</u>について、同条第9項の規定に基づき、別紙のとおり<u>通知</u>します。</p> <p style="text-align: right;">＜別紙＞</p> <p style="text-align: center;"><u>令和元年度* 原子力規制検査の総合的な評価について（〇〇発電所〇号機）</u></p> <p>令和元年度に原子力規制庁が〇〇<u>（株）</u>〇〇発電所〇号機において実施した原子力規制検査の結果に関して、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第61条の2の2第7項に基づく総合的な評価は以下のとおりである。</p> <p>1. 令和元年度 原子力規制検査等の結果</p> <p>原子力規制庁は、令和元年度において事業者の活動に関して基本検査を実施した。その結果は以下のとおりである。</p> <p>(1) 原子力規制検査の結果 <u>年度の検査計画どおり基本検査</u>を実施し、<u>指摘事項</u>は確認されなかった。</p> <p>(2) 安全実績指標の結果 安全実績指標 <u>（全14項目）は、期間を通じて「緑」の状態であった。</u></p> <p>(3) その他事項 以下の事象については検査を継続中である。 <u>〇CAP活動において、不適合事象の抽出及び不適合事象のグレード付けが事業者マニュアルに従って適切に行われておらず、必要な改善活動が行われていないおそれがある事象【使用検査ガイド：BQ0010】</u> <u>〇スプリンクラー設備の防護対象となるケーブルが散水障害により有効に消火できないおそれがある事象【使用検査ガイド：BE1021】</u></p> <p>2. 総合的な評価</p> <p>令和元年度の事業者の活動に関しては、 <u>・安全実績指標について全て安全確保の機能又は性能に影響がないものと評価されること</u> <u>・指摘事項は確認されなかったこと</u> から対応区分は第1区分であり、事業者の各監視領域に関連する活動目的を満足しており、自律的な改善が見込める状態と評価する。</p> <p>3. 次年度以降の検査計画</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）※令和2年度実績を反映</p> <p>記載の適正化（誤記）※令和2年度実績を反映</p>
---	--	---

3. 次年度以降の検査計画

令和〇年度の原子力規制検査は、令和〇年度を通じて対応区分が第1区分であることから、引き続き第1区分とし、基本検査を行うこととする。

検査計画については、以下の原子力規制委員会ホームページを参照。

○検査計画一覧

<https://>

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/1	施行	
1		<p>○運用の明確化</p> <p>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)</p> <p>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)</p> <p>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)</p> <p>○記載の適正化</p>	

令和2年度の原子力規制検査は、上記の総合的な評価の結果を踏まえ、引き続き基本検査を行うこととする。今後2年間のチーム検査については、以下のとおりとする。

- ・火災防護検査 (3年)【BE1021】 : 令和2年〇月 ~ 〇月頃
- ・設計管理【BM1100】 : 令和2年〇月 ~ 〇月頃
- ・放射線防護関係【RE0020, RE0040, RE0050】 : 令和3年〇月 ~ 〇月頃

○改訂履歴

No.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/1	施行	

(新設)

記載の適正化 (誤記) ※令和2年度実績を反映

改正に伴う修正

原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド (GI0010_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;"><u>目次</u></p> <p><u>1 目的</u> 2</p> <p><u>2 適用範囲</u> 2</p> <p><u>3 適切性の確認の基本的な考え方</u> 2</p> <p><u>4 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー</u> 3</p> <p><u>5 適切性の確認</u> 4</p> <p><u>6 PRA モデルの更新時における適切性の確認</u> 4</p> <p><u>別添 適切性の確認項目、適切性の確認に係る視点及び適切性の判断基準</u> 5</p> <p><u>1 目的</u></p> <p>原子力規制検査で用いるリスク情報を取得する際、事業者が作成した <u>PRA</u> モデルについて原子力規制庁がその適切性を確認し、必要であればこのモデルに修正を加えた <u>PRA</u> モデルを用いる¹こととしている。</p> <p>本ガイドは、実用発電用原子炉施設を対象とした原子力規制検査において定量的なリスク評価を行う際及びリスク情報を取得する際に使用する確率論的リスク評価（以下「<u>PRA</u>」という。）モデル¹を確認する方法を示すものである。</p> <p>(削る)</p> <p>¹確率論的リスク評価（<u>PRA</u>）モデルとは、<u>PRA</u> の評価で用いるイベントツリー、フォールトツリー及びパラメータ（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）等を指す。</p>	<p style="text-align: center;">原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド (GI0010_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 style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 目的</u> 2</p> <p><u>2. 適用範囲</u>..... 2</p> <p><u>3. 適切性の確認の基本的な考え方</u>..... 2</p> <p><u>4. 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー</u>..... 3</p> <p><u>5. 適切性の確認</u>..... 4</p> <p><u>6. PRA モデルの更新時における適切性の確認</u>..... 4</p> <p><u>別添：適切性の確認項目、適切性の確認に係る視点及び適切性の判断基準</u>..... 5</p> <p><u>1. 目的</u></p> <p>原子力規制検査で用いるリスク情報を取得する際、事業者が作成した <u>PRA</u> モデルについて原子力規制庁がその適切性を確認し、必要であればこのモデルに修正を加えた <u>PRA</u> モデルを用いる¹こととしている。</p> <p>本ガイドは、実用発電用原子炉施設を対象とした原子力規制検査において定量的なリスク評価を行う際及びリスク情報を取得する際に使用する確率論的リスク評価（以下「<u>PRA</u>」という。）モデル²を確認する方法を示すものである。</p> <p><u>¹第 10 回検査制度の見直しに関する検討チーム、「資料 1 新たな検査制度の運用に向けた検討事項と論点の整理」、平成 30 年 1 月、 https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/kensaseido_minaoshi/00000037.html</u></p> <p>²確率論的リスク評価（<u>PRA</u>）モデルとは、<u>PRA</u> の評価で用いるイベントツリー、フォールトツリー及びパラメータ（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）等を指す。</p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化（誤記）※参考文献の項に整理</p>

2 適用範囲

本ガイドに示される具体的な適切性の判断基準は、原子力規制検査で使用する事業者が作成した [PRA](#) モデルの適切性の確認に対して適用する。また、本ガイドは実用発電用原子炉施設の原子力規制検査に用いる [PRA](#) モデルにのみに適用する。

3 適切性の確認の基本的な考え方

(1) 適切なリスク情報を得るため、原子力規制検査において使用する [PRA](#) モデルは、原子炉施設の設計情報、運転情報及び保守管理情報が反映され、新しい [PRA](#) の知見（起因事象の分類、起因事象の発生頻度、機器故障率、人間信頼性解析手法等の新たな知見）が反映されていることが好ましい。このため、原子力規制庁は、[PRA](#) に係る安全研究で得た知見^{2), 3), 4)}、日本原子力学会の [PRA](#) 実施基準^{5), 6)}、米国機械学会及び米国原子力学会の [PRA](#) 標準⁷⁾等を参考に、[PRA](#) モデルの確認に必要な項目、視点及び判断基準を設定し、個別事項の重要度評価において使用することが適切であるかを確認する。

(2) 本ガイドに示した [PRA](#) モデルの確認項目、視点及び判断基準は、必要最低限の項目、視点及び判断基準の例を記載している。このため、これらの知見よりも新しいものやこれらの知見以外を [PRA](#) モデルに組み込むことを妨げるものではなく、新しい知見等については、別途確認する。

(3) 原子力規制検査においては、適用可能なリスク情報を活用して意思決定を実施するため、使用可能な範囲において [PRA](#) モデルを用いてリスク情報を取得する。このため、[PRA](#) モデルは、判断基準の全てを満足していなくても構わない。

(4) [PRA](#) から得られるリスク情報は、様々な内部事象及び外部事象におけるリスクを考慮すべきである。しかし、様々な内部事象及び外部事象に係る [PRA](#) 実施手法が実用に資するレベルには必ずしも到達していないと考えられることから、これらの実施手法の成熟度の進捗に応じ、段階的に本ガイドの範囲を拡張していくものとする。

(削る)

(削る)

(削る)

2 適用範囲

本ガイドに示される具体的な適切性の判断基準は、原子力規制検査で使用する事業者が作成した [PRA](#) モデルの適切性の確認に対して適用する。また、本ガイドは実用発電用原子炉施設の原子力規制検査に用いる [PRA](#) モデルにのみに適用する。

3 適切性の確認の基本的な考え方

(1) 適切なリスク情報を得るため、原子力規制検査において使用する [PRA](#) モデルは、原子炉施設の設計情報、運転情報及び保守管理情報が反映され、新しい [PRA](#) の知見（起因事象の分類、起因事象の発生頻度、機器故障率、人間信頼性解析手法等の新たな知見）が反映されていることが好ましい。このため、原子力規制庁は、[PRA](#) に係る安全研究で得た知見³⁾、日本原子力学会の [PRA](#) 実施基準⁴⁾、米国機械学会及び米国原子力学会の [PRA](#) 標準⁵⁾等を参考に、[PRA](#) モデルの確認に必要な項目、視点及び判断基準を設定し、個別事項の重要度評価において使用することが適切であるかを確認する。

(2) 本ガイドに示した [PRA](#) モデルの確認項目、視点及び判断基準は、必要最低限の項目、視点及び判断基準の例を記載している。このため、これらの知見よりも新しいものやこれらの知見以外を [PRA](#) モデルに組み込むことを妨げるものではなく、新しい知見等については、別途確認する。

(3) 原子力規制検査においては、適用可能なリスク情報を活用して意思決定を実施するため、使用可能な範囲において [PRA](#) モデルを用いてリスク情報を取得する。このため、[PRA](#) モデルは、判断基準の全てを満足していなくても構わない。

(4) [PRA](#) から得られるリスク情報は、様々な内部事象及び外部事象におけるリスクを考慮すべきである。しかし、様々な内部事象及び外部事象に係る [PRA](#) 実施手法が実用に資するレベルには必ずしも到達していないと考えられることから、これらの実施手法の成熟度の進捗に応じ、段階的に本ガイドの範囲を拡張していくものとする。

³伊東智道、他、「安全研究成果報告 [PRA](#) の活用に係る検討と基盤整備」、原子力規制庁、RREP-2018-2004、平成 30 年 11 月

⁴日本原子力学会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013、AESJ-SC-P008、平成 26 年 8 月

⁵ ASME/ANS, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008—Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME/ANS RA-Sb-2013, The American Society of Mechanical Engineers, 2013

記載の適正化（誤記）※参考文献の項に整理

4 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フローを図 1 に示す。確認フローは、以下のとおり。

- (1) 事業者が PRA モデルを原子力規制庁に提示する。
- (2) 原子力規制庁が PRA モデルの適切性を確認する。確認に際しては、PRA モデルを確認するだけでなく、事業者が実施したピアレビューの報告書を確認したり、必要であれば米国 NRC 等の専門家に確認を依頼する等、十分な確認を実施する。
- (3) 原子力規制検査で使用するに当たり、原子力規制庁が PRA モデルの修正が必要であると考えられる場合には、原子力規制庁から事業者に対して当該修正が必要な箇所、その理由及び修正案を提示する。
- (4) 原子力規制庁が提示した PRA モデルの修正が必要な箇所等について、事業者が修正の可否の検討を行う。
- (5) (4) の検討の結果、原子力規制庁の修正案に事業者が合意した場合、事業者は PRA モデルを修正する。
- (6) (4) の検討の結果、原子力規制庁の修正案を事業者が合意しなかった場合、原子力規制庁が事業者から貸与を受けた PRA モデルを変更する。

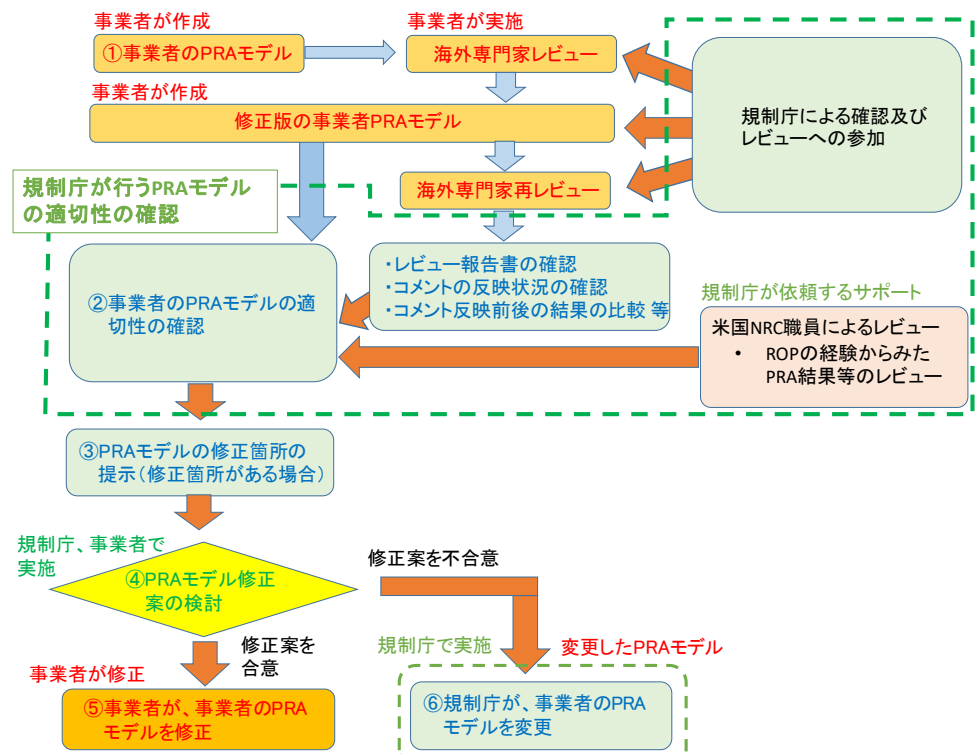


図 1 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

5 適切性の確認

PRA モデルの範囲に応じ、別添に定める適切性の確認項目を対象に、別添に定める適切性の確認に係る視点を基に設定した適切性の判断基準を用いて、PRA モデルを確認する。

6 PRA モデルの更新時における適切性の確認

事業者が作成する PRA モデルについては、事業者が 5 年ごとに改訂することに加え、プラントにおける

4 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フローを図 1 に示す。確認フローは、以下のとおり。

- (1) 事業者が PRA モデルを原子力規制庁に提示する。
- (2) 原子力規制庁が PRA モデルの適切性を確認する。確認に際しては、PRA モデルを確認するだけでなく、事業者が実施したピアレビューの報告書を確認したり、必要であれば米国 NRC 等の専門家に確認を依頼したりして、十分な確認を実施する。
- (3) 原子力規制検査で使用するに当たり、原子力規制庁が PRA モデルの修正が必要であると考えられる場合には、原子力規制庁から事業者に対して当該修正が必要な箇所、その理由及び修正案を提示する。
- (4) 原子力規制庁が提示した PRA モデルの修正が必要な箇所等について、事業者が修正の可否の検討を行う。
- (5) (4) の検討の結果、原子力規制庁の修正案に事業者が合意した場合、事業者は PRA モデルを修正する。
- (6) (4) の検討の結果、原子力規制庁の修正案を事業者が合意しなかった場合、原子力規制庁が事業者から貸与を受けた PRA モデルを変更する。

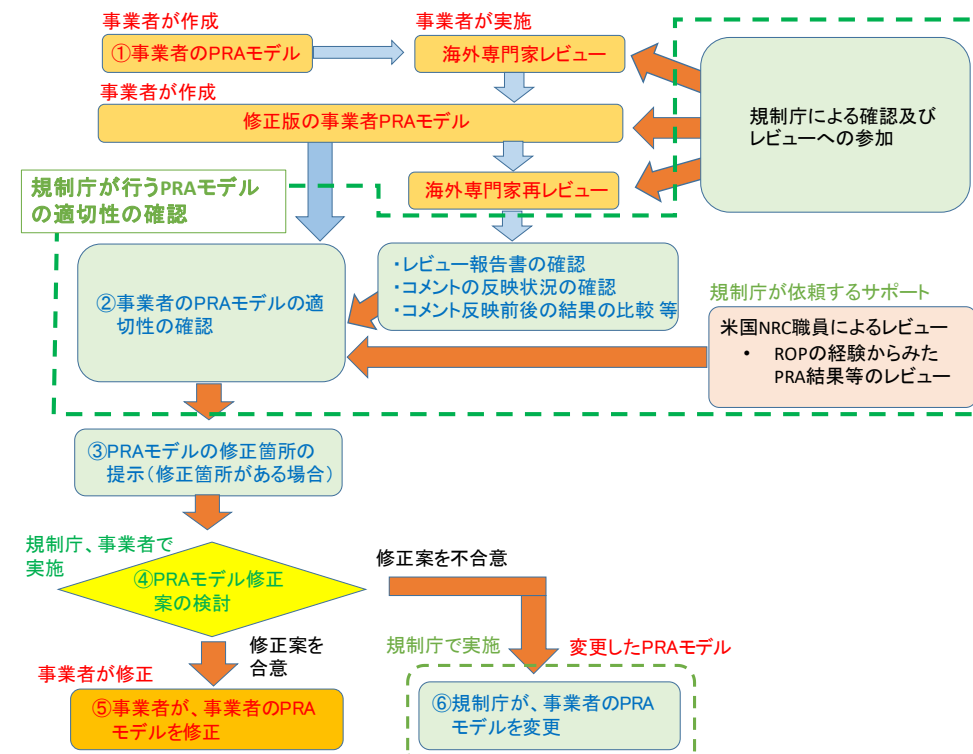


図 1. 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

5. 適切性の確認

PRA モデルの範囲に応じ、別添に定める適切性の確認項目を対象に、別添に定める適切性の確認に係る視点を基に設定した適切性の判断基準を用いて、PRA モデルを確認する。

6. PRA モデルの更新時における適切性の確認

事業者が作成する PRA モデルについては、事業者が 5 年ごとに改訂することに加え、プラントにおける

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

大規模な工事を行うなど、[PRA](#)の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂することになっている⁸⁾。原子力規制検査で使用する [PRA](#) モデルは、事業者から更新した [PRA](#) モデルの提示を受けた際に適切性を確認した後更新する。この際の適切性の確認については、[PRA](#) モデルの更新箇所を明確にし、更新箇所についてのみ適切性を確認する。

(削る)

大規模な工事を行うなど、[PRA](#)の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂することになっている⁶⁾。原子力規制検査で使用する [PRA](#) モデルは、事業者から更新した [PRA](#) モデルの提示を受けた際に適切性を確認した後更新する。この際の適切性の確認については、[PRA](#) モデルの更新箇所を明確にし、更新箇所についてのみ適切性を確認する。

⁶⁾[原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原規規発第 17032914 号、平成 29 年 3 月 29 日改定、<https://www.nsr.go.jp/data/000183879.pdf>](#)

記載の適正化（誤記）※参考文献の項に整理

(参考文献)

- 1) 第 10 回検査制度の見直しに関する検討チーム、「資料 1 新たな検査制度の運用に向けた検討事項と論点の整理」、平成 30 年 1 月、
https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/kensaseido_minaoshi/00000037.html
- 2) 伊東智道、他、「安全研究成果報告 PRA の活用に係る検討と基盤整備」、原子力規制庁、RREP-2018-2004、平成 30 年 11 月
- 3) 西村健、他、「安全研究成果報告（中間）軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備」（案）、原子力規制庁、第 6 回シビアアクシデント検討会 資料 5-2、令和元年 10 月
- 4) 城島洋紀、他、「安全研究成果報告 重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析」、原子力規制庁、RREP-2020-2002、令和 2 年 6 月
- 5) 日本原子力学会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013、AESJ-SC-P008、平成 26 年 8 月
- 6) 日本原子力学会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）：2016、AESJ-SC-P009、平成 28 年 6 月
- 7) ASME/ANS, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008-Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME/ANS RA-Sb-2013, The American Society of Mechanical Engineers, 2013
- 8) 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原規規発第 20033110 号、令和 2 年 3 月 31 日改定

○ 改正履歴

<u>改正</u>	<u>改正日</u>	<u>改正の概要</u>	<u>備考</u>
<u>0</u>	<u>2020/04/01</u>	<u>施行</u>	
<u>1</u>		<u>○運用の明確化</u> <u>①事業者 PRA モデルの適切性の確認項目</u> <u>（レベル 1.5 PRA）の拡充（別紙 1、別紙 2）</u> <u>○記載の適正化</u>	

(新設)

(新設)

記載の適正化（誤記）※参考文献の項に整理

別添：

適切性の確認項目、適切性の確認に係る視点
及び適切性の判断基準

1. 適切性の確認項目

PRA モデルに係る適切性の確認項目を別紙 1 に示す。

2. 適切性の確認に係る視点

PRA モデルの適切性の確認は、「1. 適切性の確認項目」の確認項目ごとに以下の 3 つの視点から行う。

- (1) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。
- (2) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。
- (3) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。

3. 適切性の判断基準

PRA モデルの適切性の確認は、「1. 適切性の確認項目」に対して、「2. 適切性の確認に係る視点」を基に設定した判断基準を用いて行う。適切性の確認に用いる判断基準を別紙 2 に示す。

別添：

適切性の確認項目、適切性の確認に係る視点
及び適切性の判断基準

1. 適切性の確認項目

PRA モデルに係る適切性の確認項目を別紙 1 に示す。

2. 適切性の確認に係る視点

PRA モデルの適切性の確認は、1.の確認項目ごとに以下の 3 つの視点から行う。

- (1) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。
- (2) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。
- (3) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。

3. 適切性の判断基準

PRA モデルの適切性の確認は、1.の適切性の確認項目に対して、2.の適切性の確認に係る視点を基に設定した判断基準を用いて行う。適切性の確認に用いる判断基準を別紙 2 に示す。

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

1 評価対象

- (1)ピアレビューについて

2 評価に必要な情報の収集及び分析

- (1) 設計情報及び運転管理情報

3 炉心損傷頻度評価

- (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価

- ① 起回事象の選定
- ② 起回事象のグループ化
- ③ 起回事象の発生頻度の評価

- (2) 成功基準の設定

- ① 炉心損傷の定義
- ② 成功状態の定義
- ③ 起回事象ごとの緩和機能
- ④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠
- ⑤ 緩和操作開始までの余裕時間 (許容時間)
- ⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間 (使命時間)

- (3) 事故シーケンスの分析

- ① イベントツリーごとの作成上の仮定とその根拠
- ② イベントツリーの構造
- ③ 事故シーケンスの展開

- (4) システム信頼性の評価

- ① 緩和設備の分析
- ② 緩和設備に要求される機能の喪失原因
- ③ 緩和設備の故障

- (5) 信頼性パラメータの設定

- ① 機器故障率及び機器故障確率
- ② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率
- ③ 共通原因故障のモデル化の考え方

- (6) 人的過誤の評価

- ① 人的過誤の発生確率
- ② 人的過誤の評価仮定
- ③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ

- (7) 事故シーケンスの定量化

- ① 炉心損傷頻度の評価
- ② 重要度解析

- (8) 不確かさ解析及び感度解析

- ① 不確かさ解析
- ② 感度解析

1. 評価対象

- (1)ピアレビューについて

2. 評価に必要な情報の収集及び分析

- (1) 設計情報及び運転管理情報

3. 炉心損傷頻度評価

- (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価

- ① 起回事象の選定
- ② 起回事象のグループ化
- ③ 起回事象の発生頻度の評価

- (2) 成功基準の設定

- ① 炉心損傷の定義
- ② 成功状態の定義
- ③ 起回事象ごとの緩和機能
- ④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠
- ⑤ 緩和操作開始までの余裕時間 (許容時間)
- ⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間 (使命時間)

- (3) 事故シーケンスの分析

- ① イベントツリーごとの作成上の仮定とその根拠
- ② イベントツリーの構造
- ③ 事故シーケンスの展開

- (4) システム信頼性の評価

- ① 緩和設備の分析
- ② 緩和設備に要求される機能の喪失原因
- ③ 緩和設備の故障

- (5) 信頼性パラメータの設定

- ① 機器故障率及び機器故障確率
- ② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率
- ③ 共通原因故障のモデル化の考え方

- (6) 人的過誤の評価

- ① 人的過誤の発生確率
- ② 人的過誤の評価仮定
- ③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ

- (7) 事故シーケンスの定量化

- ① 炉心損傷頻度の評価
- ② 重要度解析

- (8) 不確かさ解析及び感度解析

- ① 不確かさ解析
- ② 感度解析

事業者 PRA モデルの適切性の確認項目 (レベル 1.5 PRA)

(新設)

運用の明確化
・事業者 PRA モデルの適切性の確認項目 (レベル 1.5 PRA) の拡充

1 評価対象

(1) ピアレビューについて

2 評価に必要な情報の収集及び分析

(1) 設計情報及び運転管理情報

3 格納容器機能喪失頻度評価

(1) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

① プラント損傷状態の分類

② プラント損傷状態の設定

③ プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度の定量化

(2) 格納容器機能喪失モードの設定

① 格納容器負荷特性の同定

② 格納容器耐力の設定

③ 格納容器機能喪失モードの設定

(3) 成功基準の設定

① 成功状態の定義

② 格納容器機能喪失の防止及び緩和機能の分析

③ 成功基準の設定

④ 緩和操作開始までの余裕時間 (許容時間)

⑤ 緩和機能の継続を必要とする時間 (使命時間)

(4) 事故シーケンスの分析

① 事故シーケンスの特徴分析

② イベントツリーの作成上の仮定とその根拠

③ イベントツリーの構造

④ 事故シーケンスの展開

(5) 事故進展解析

① 解析コードの選定

② 代表事故シーケンスの選定

③ 代表事故シーケンスの解析

(6) システム信頼性の評価

① 緩和設備の分析

② 緩和設備に要求される機能の喪失原因

③ 緩和設備の故障

(7) 信頼性パラメータの設定

① 機器故障率及び機器故障確率

② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率

③ 共通原因故障のモデル化の考え方

(8) 人的過誤の評価

① 人的過誤の発生確率

② 人的過誤の評価仮定

③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ

(9) 格納容器機能喪失頻度の定量化

① 分岐確率の設定

② 格納容器機能喪失頻度の評価

③ 重要度解析

(10) 不確かさ解析及び感度解析

① 不確かさ解析

② 感度解析

適切性の確認項目、確認の視点及び判断基準（内部事象出力運転時レベル1 PRA）

確認項目	確認の視点	判断基準
1 評価対象 (1) ピアレビューについて	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。 b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。 c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	<ul style="list-style-type: none"> ピアレビューが実施されていること。ピアレビューの主要な要件は、以下の通りであること。 <ul style="list-style-type: none"> ピアレビューを実施する者は、PRA に係る業務経験が長く豊富な知識があること。 ピアレビューを実施する者は、レビュー対象の PRA モデルの開発に関わっていない者であること。 ピアレビューは、PRA の技術要素の専門性に長けた専門家で構成されたチームで実施していること。 ピアレビューは、十分な時間をかけて実施していること。 技術的なレビューの内容は、米国におけるピアレビュー 4.4 に相当するものであること。 PRA モデルへピアレビューの指摘 (Finding) を反映すること。
2 評価に必要な情報の収集及び分析 (1) 設計情報及び運転管理情報	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 使用されている設計情報、運転情報等は、最新のものであること。
3 炉心損傷頻度評価 (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価 ① 起回事象の選定	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 過去に発生した事例が分析され、起回事象が選定されていること。 機器の抽出、故障の分析及びその影響を分析することで体系的な起回事象の選定ができる方法が使用されていること。 起回事象を選定するため、プラントの設備が列挙され、各設備故障の影響が分析されていること。
② 起回事象のグループ化	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 類似の事故シーケンスとなる起回事象がグループ化されていること。 グループ化される際、起回事象発生頻度に有意な影響を及ぼすようなグループ化がされていないこと。
③ 起回事象の発生頻度の評価	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> プラント固有の起回事象の発生頻度が算出されていること。 最新の知見が使用されていること。 運転経験に見合った評価対象期間が選定されていること。

適切性の確認項目、確認の視点及び判断基準（内部事象出力運転時レベル1 PRA）

確認項目	確認の視点	判断基準
1. 評価対象 (1) ピアレビューについて	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。 b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。 c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	<ul style="list-style-type: none"> ピアレビューを実施していること。ピアレビューの主要な要件は、以下の通りであること。 <ul style="list-style-type: none"> ピアレビューを実施する者は、PRA に係る業務経験が長く豊富な知識があること。 ピアレビューを実施する者は、レビュー対象の PRA モデルの開発に関わっていない者であること。 ピアレビューは、PRA の技術要素の専門性に長けた専門家で構成されたチームで実施していること。 ピアレビューは、十分な時間をかけて実施していること。 技術的なレビューの内容は、米国におけるピアレビュー 7.8 に相当するものであること。 PRA モデルへピアレビューの指摘 (Finding) を反映すること。
2. 評価に必要な情報の収集及び分析 (1) 設計情報及び運転管理情報	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 使用した設計情報、運転情報等は、最新のものであること。
3. 炉心損傷頻度評価 (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価 ① 起回事象の選定	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 過去に発生した事例を分析し、起回事象を選定していること。 機器の抽出、故障の分析及びその影響を分析することで体系的な起回事象の選定ができる方法が使用されていること。 起回事象を選定するため、プラントの設備を列挙し、各設備故障の影響を分析していること。
② 起回事象のグループ化	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 類似の事故シーケンスとなる起回事象がグループ化されていること。 グループ化される際、起回事象発生頻度に有意な影響を及ぼすようなグループ化をしていないこと。
③ 起回事象の発生頻度の評価	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> プラント固有の起回事象の発生頻度が算出されていること。 最新の知見を使用していること。 運転経験に見合った評価対象期間を選定していること。

記載の適正化（誤記）

		ること。 ・評価対象期間中に発生した事例が全て抽出されていること。
(2) 成功基準の設定 ① 炉心損傷の定義	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・解析の手法や内容に対応した炉心損傷が定義されていること。
② 成功状態の定義	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・プラントが十分安定している状態が成功の状態であると定義されていること。
③ 起因事象ごとの緩和機能	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・必要な緩和機能が全て特定され、機能に要求される機器の組合せが全て特定されていること。
④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・使用された熱水力解析コードは、プラントの状態を精度良く解析できる最適評価コードであること。 ・使用された解析条件は、評価対象プラントの状態に対応したものが用いられていること。
⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・余裕時間は、炉心損傷までの時間、設備の準備に要する時間等が考慮されて設定されていること。
⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・使命時間は、②の成功状態に至る時間を考慮して設定されていること。 ・使命時間が異なる事故シーケンスにおいて必要となる同一の設備について、使命時間を統一する場合は、一番長い使命時間で統一されていること。
(3) 事故シーケンスの分析 ① イベントツリー毎の作成上の仮定と	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモ	・イベントツリーのロジックに間違いがないこと。 ・他のイベントツリーと重複する事故シーケンスがないこと。

		こと。 ・評価対象期間中に発生した事例を全て抽出していること。
(2) 成功基準の設定 ① 炉心損傷の定義	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・解析の手法や内容に対応した炉心損傷を定義していること。
② 成功状態の定義	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・プラントが十分安定している状態を成功の状態であると定義していること。
③ 起因事象ごとの緩和機能	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・必要な緩和機能が全て特定され、機能に要求される機器の組合せが全て特定されていること。
④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・使用した熱水力解析コードは、プラントの状態を精度良く解析できる最適評価コードであること。 ・使用した解析条件は、評価対象プラントの状態に対応したものをを用いていること。
⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・余裕時間は、炉心損傷までの時間、設備の準備に要する時間等を考慮して設定していること。
⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・使命時間は、②の成功状態に至る時間を考慮して設定していること。 ・使命時間が異なる事故シーケンスにおいて必要となる同一の設備について、使命時間を統一する場合は、一番長い使命時間で統一していること。
(3) 事故シーケンスの分析 ① イベントツリー毎の作成上の仮定とそ	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化	・イベントツリーのロジックに間違いがないこと。 ・他のイベントツリーと重複する事故シーケンスがないこと。

その根拠	デル化の仮定が適切であること。	
② イベントツリーの構造	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・炉心損傷を防止するために必要な対処設備が、ロジックに間違いがなくイベントツリーに組み込まれていること。
③ 事故シーケンスの展開	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・イベントツリーのロジックに間違いがなく事故シーケンスが展開されていること。
(4) システム信頼性の評価 ① 緩和設備の分析	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を防止するための設備が全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・炉心損傷を防止するための設備に影響するサポート系が全てモデル化されていること（電源系、冷却系、空調系等）。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・フォールトツリーを用いたモデル化において、ロジックが成功基準と整合し、ロジックに間違いがないこと。 ・交互運転している系統等の運用がモデル化されていること。
② 緩和設備に要求される機能の喪失原因	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・要求される機能の喪失原因として、必要な緩和設備が全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
③ 緩和設備の故障	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・緩和設備の故障として、機器の故障モードが全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
(5) 信頼性パラメータの設定 ① 機器故障率及び機器故障確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。 c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA	<ul style="list-style-type: none"> ・機器故障データは、国内のプラントの運転経験が含まれていること。 ・機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出されていること。 ・プラント固有の機器故障率が用いられていること。 ・米国等の公開している機器故障率と比べて大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差

の根拠	の仮定が適切であること。	
② イベントツリーの構造	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・炉心損傷を防止するために必要な対処設備が、ロジックに間違いがなくイベントツリーに組み込まれていること。
③ 事故シーケンスの展開	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・イベントツリーのロジックに間違いがなく事故シーケンスが展開されていること。
(4) システム信頼性の評価 ① 緩和設備の分析	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を防止するための設備が全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・炉心損傷を防止するための設備に影響するサポート系が全てモデル化されていること（電源系、冷却系、空調系等）。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・フォールトツリーを用いたモデル化において、ロジックが成功基準と整合し、ロジックに間違いがないこと。 ・交互運転している系統等の運用がモデル化されていること。
② 緩和設備に要求される機能の喪失原因	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・要求される機能の喪失原因として、必要な緩和設備が全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
③ 緩和設備の故障	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・緩和設備の故障として、機器の故障モードが全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
(5) 信頼性パラメータの設定 ① 機器故障率及び機器故障確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。 c) 他の類似の PRA モデルと比べて、	<ul style="list-style-type: none"> ・機器故障データは、国内のプラントの運転経験が含まれていること。 ・機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出されていること。 ・プラント固有の機器故障率を用いていること。 ・米国等の公開している機器故障率と比べて大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差

	モデルの差異の根拠が明確なこと。	異が分析 <u>され</u> ていること。
② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 復旧できる機器及び機器故障モードが選定<u>され</u>て、モデル化<u>され</u>ていること。 復旧失敗確率の算出に使用<u>され</u>る情報は、プラントの運転経験を含んだものであること。
③ 共通原因故障のモデル化の考え方	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> 共通原因故障 (CCF) については、冗長性のある機器の動的な機能喪失が全てモデル化されていること。
(6) 人的過誤の評価 ① 人的過誤の発生確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 使用した人的過誤の発生確率は、原子炉施設の運転経験を含むデータから算出<u>され</u>たもの、又は広く原子炉施設の PRA で使用しているものであること。
② 人的過誤の評価仮定	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> 人的過誤の従属性が考慮されていること。
③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> 評価した結果、人的過誤の発生確率が 10^{-6} 未満ⁱⁱⁱになっていないこと。 人的過誤の発生確率の不確かさが設定されていること。
(7) 事故シーケンスの定量化 ① 炉心損傷頻度の評価	c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	<ul style="list-style-type: none"> レアイベント近似、上限近似、その他の近似方法、厳密解等で炉心損傷頻度が算出<u>され</u>ていること。 国内の類似プラントの PRA 結果又は、米国の類似プラントの PRA 結果と比較して大きな<u>差異</u>がある場合は、差異が分析<u>され</u>ていること。
② 重要度解析	—	<ul style="list-style-type: none"> FV 及び RAW が算出<u>され</u>ていること。
(8) 不確かさ解析及び感度解析 ① 不確かさ解析	—	<ul style="list-style-type: none"> パラメータの不確かさ解析では、機器故障率データに合わせて知識の相関 (SOKC) が設定<u>され</u>ていること。
② 感度解析	b) 起因事象の発生	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷頻度等に影響する RCP シール LOCA モデル

	PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	異の分析 <u>をし</u> ていること。
② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 復旧できる機器及び機器故障モードを<u>選定し</u>て、モデル化<u>し</u>ていること。 復旧失敗確率の算出に使用<u>す</u>る情報は、プラントの運転経験を含んだものであること。
③ 共通原因故障のモデル化の考え方	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> 共通原因故障 (CCF) については、冗長性のある機器の動的な機能喪失が全てモデル化されていること。
(6) 人的過誤の評価 ① 人的過誤の発生確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> 使用した人的過誤の発生確率は、原子炉施設の運転経験を含むデータから算出<u>し</u>たもの、又は広く原子炉施設の PRA で使用しているものであること。
② 人的過誤の評価仮定	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> 人的過誤の従属性が考慮されていること。
③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> 評価した結果、人的過誤の発生確率が 10^{-6} 未満ⁱⁱになっていないこと。 人的過誤の発生確率の不確かさが設定されていること。
(7) 事故シーケンスの定量化 ① 炉心損傷頻度の評価	c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	<ul style="list-style-type: none"> レアイベント近似、上限近似、その他の近似方法、厳密解等で炉心損傷頻度を算出<u>し</u>ていること。 国内の類似プラントの PRA 結果又は、米国の類似プラントの PRA 結果と比較して大きな<u>差</u>がある場合は、差異の理由を分析<u>し</u>ていること。
② 重要度解析	—	<ul style="list-style-type: none"> FV 及び RAW を算出<u>し</u>ていること。
(8) 不確かさ解析及び感度解析 ① 不確かさ解析	—	<ul style="list-style-type: none"> パラメータの不確かさ解析では、機器故障率データに合わせて知識の相関 (SOKC) を設定<u>し</u>ていること。
② 感度解析	b) 起因事象の発生	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷頻度等に影響する RCP シール LOCA モ

	<p>箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。</p>	<p>等の計算モデル、機器故障率、人間信頼性解析等の感度解析が実施されて、PRAモデルの感度が把握されていること。</p>		<p>箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。</p>	<p>等の計算モデル、機器故障率、人間信頼性解析等の感度解析を実施して、PRAモデルの感度を把握していること。</p>	
<p>(削る)</p>			<p><u>7 Nuclear Energy Institute, "Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance," NEI 00-02 Revision 1, May 2006</u> <u>8 Nuclear Energy Institute, "Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard," NEI 05-04, Rev. 2, November 2008</u> <u>9 M. Presley, "A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Values for Joint Human Error Probabilities," EPRI3002003150, EPRI, 2016</u></p>			

適切性の確認項目、確認の視点及び判断基準（内部事象出力運転時レベル 1.5PRA）			(新設)	運用の明確化 ・事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル 1.5 PRA）の拡充
確認項目	確認の視点	判断基準		
1. 評価対象 (1) ピアレビューについて	a) 設計、運転管理、 運転経験等のプラ ント情報を適切に 反映していること。 b) 起因事象の発生 箇所や規模を特定 する等、評価結果に 影響するようなモ デル化の仮定が適 切であること。 c) 他の類似の PRA モ デルと比べて、PRA モ デルの差異の根拠が 明確なこと。	・ピアレビューが実施されていること。 ピアレビューの主要な要件は、以下の通りであること。 ➢ピアレビューを実施する者は、PRA に係る業務経験が長く豊富な知識があること。 ➢ピアレビューを実施する者は、レビュー対象の PRA モデルの開発に関わっていない者であること。 ➢ピアレビューは、PRA の技術要素の専門性に長けた専門家で構成されたチームで実施されていること。 ➢ピアレビューは、十分な時間をかけて実施されていること。 ➢PRA モデルへピアレビューの指摘 (Finding) が反映されていること。		
2. 評価に必要な情報の収集及び分析 (1) 設計情報及び運転管理情報	a) 設計、運転管理、 運転経験等のプラ ント情報を適切に 反映していること。	・使用されている設計情報、運転情報等は、最新のものであること。		
3. 格納容器機能喪失頻度評価 (1) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化 ① プラント損傷状態の分類	a) 設計、運転管理、 運転経験等のプラ ント情報を適切に 反映していること。	・起因事象、原子炉容器内熱水力挙動等の類似性の観点からプラント損傷状態が分類されていること。 ・炉心損傷時期の類似性の観点からプラント損傷状態が分類されていること。 ・格納容器内熱水力挙動の類似性の観点からプラント損傷状態が分類されていること。 ・炉心損傷以前に格納容器機能喪失が生じる格納容器先行破損の事故シーケンスが独立したプラント損傷状態に分類されていること。 ・格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事故シーケンスが独立したプラント損傷状態に分類されていること。 ・プラント固有のプラント損傷状態がある場合には、このプラント損傷状態が分類されていること。		

② プラント損傷状態の設定	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・プラント損傷状態の分類に沿って、解析対象のプラント損傷状態が設定されていること。		
③ プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度の定量化	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・レベル 1PRA で炉心損傷と同定された全ての事故シーケンスの発生頻度がプラント損傷状態ごとに積算され、プラント損傷状態ごとの発生頻度が求められていること。		
(2) 格納容器機能喪失モードの設定 ① 格納容器負荷特性の同定	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・プラントに固有の設計、事故分析等に基づいて格納容器への負荷が同定されていること。		
② 格納容器耐力の設定	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・プラントに固有の設計に基づいて、格納容器機能維持限界温度、限界圧力等の格納容器の耐力が同定されていること。		
③ 格納容器機能喪失モードの設定	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・格納容器の負荷特性及び耐力の同定結果に基づき、格納容器機能喪失モードが設定されていること。		
(3) 成功基準の設定 ① 成功状態の定義	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・シナリオの分岐において、格納容器機能喪失に影響を及ぼす状態及びパラメータ（原子炉圧力容器破損時の原子炉容器圧力、原子炉格納容器下部区画の水位等）が全て選定されていること。 ・格納容器機能喪失に影響を及ぼす状態及びパラメータの成功状態が全て定義されていること。		
② 格納容器機能喪失の防止及び緩和機能の分析	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・格納容器機能喪失の防止及び緩和に有効な安全機能が同定されていること。		
③ 成功基準の設定	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラ	・成功状態に至るために必要な緩和機能と要求される機器の組合せが全て特		

	<p>ント情報を適切に反映していること。</p> <p>b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。</p>	<p>定されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転手順書等に基づいて、緩和手段に関する熱水力的雰囲気、放射線雰囲気、監視条件等の条件が考慮されていること。 <p>(解析コードまたは評価モデルを用いる場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析コードまたは評価モデルは、実機における事故進展(原子炉冷却系内の熱水力挙動、格納容器系内の熱水力挙動、事象発生時期、事象発生時期の雰囲気)の評価に適用できること。また、評価対象プラントの状態に対応した評価条件が用いられていること。 		
④ 緩和操作開始までの余裕時間(許容時間)	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・余裕時間は、格納容器機能喪失、着目する現象等までの時間、設備の準備に要する時間等を考慮して設定されていること。		
⑤ 緩和機能の継続を必要とする時間(使命時間)	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> ・使命時間は、①の成功状態に至る時間を考慮して設定されていること。 ・使命時間が異なる事故シーケンスにおいて必要となる同一の設備について、使命時間を統一する場合は、一番長い使命時間で統一されていること。 		
(4) 事故シーケンスの分析 ① 事故シーケンスの特徴分析	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・プラント損傷状態ごとに、格納容器イベントツリーで考慮すべき緩和手段について、実施の可否を分析し、格納容器イベントツリーに用いる緩和手段が全て設定されていること。		
② イベントツリーの作成上の仮定とその根拠	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> ・イベントツリー毎のロジックに間違いがないこと。 ・レベル1 PRA で用いた緩和手段との従属性が考慮されていること。 		
③ イベントツリーの構造	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラ	・格納容器機能喪失の防止に必要な対処設備が、ロジックに間違いがなくイベ		

	<u>ント情報を適切に反映していること。</u>	<u>ントツリーに組み込まれていること。</u>		
<u>④事故シーケンスの展開</u>	<u>b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。</u>	<ul style="list-style-type: none"> <u>・イベントツリーのロジックに間違いがなく事故シーケンスが展開されていること。</u> <u>・イベントツリーの全ての事故シーケンスに対して、格納容器機能喪失モードが割り付けられていること。</u> 		
<u>(5) 事故進展解析</u> <u>① 解析コードの選定</u>	<u>b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。</u> <u>c) 他の類似のPRAモデルと比べて、PRAモデルの差異の根拠が明確なこと。</u>	<ul style="list-style-type: none"> <u>・解析コードは、実機における事故進展（原子炉冷却系内の熱水力挙動、格納容器系内の熱水力挙動、事象発生時期、事象発生時の雰囲気等）の評価に適用できること。</u> <u>・解析コードは、他の類似のPRAモデルと比べて、利用可能な最新知見を踏まえたモデルが用いられていること。</u> 		
<u>②代表事故シーケンスの選定</u>	<u>b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。</u> <u>c) 他の類似のPRAモデルと比べて、PRAモデルの差異の根拠が明確なこと。</u>	<ul style="list-style-type: none"> <u>・作成された格納容器イベントツリーに沿って、類似の事故シーケンスがグループ化され、代表事故シーケンスが選定されていること。</u> <u>・代表事故シーケンスの選定の際、格納容器機能喪失頻度に有意な影響を及ぼすようなグループ化がされていないこと。</u> 		
<u>③ 代表事故シーケンスの解析</u>	<u>a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。</u> <u>b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。</u>	<ul style="list-style-type: none"> <u>・評価対象プラントに対応した条件が用いられていること。</u> <u>・選定された代表事故シーケンスに即して、プラントシステムに関するモデル、物理化学挙動、放射性物質発生・移行等に関するモデルパラメータが設定されていること。</u> <u>・選定された代表事故シーケンスに対して、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定等を実施するために必要なパラメータが全て取得されていること。</u> 		

<p>(6) システム信頼性の評価</p> <p>① 緩和設備の分析</p>	<p>a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器機能喪失を防止するための設備が全てモデル化されていること。全てモデル化されていない場合は、モデル化されていなくても格納容器機能喪失頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・格納容器機能喪失を防止するための設備に影響するサポート系が全てモデル化されていること(電源系、冷却系、空調系等)。全てモデル化されていない場合は、モデル化していなくても格納容器機能喪失頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・フォールトツリーを用いたモデル化において、ロジックが成功基準と整合し、ロジックに間違いがないこと。 ・交互運転している系統等の運用がモデル化されていること。 			
<p>② 緩和設備に要求される機能の喪失原因</p>	<p>a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・要求される機能の喪失原因として、必要な緩和設備が全てモデル化されていること。全てモデル化されていない場合は、モデル化されていなくても格納容器機能喪失頻度、重要度指標等に影響しないこと。 			
<p>③ 緩和設備の故障</p>	<p>a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・緩和設備の故障として、機器の故障モードが全てモデル化されていること。全てモデル化されていない場合は、モデル化されていなくても格納容器機能喪失頻度、重要度指標等に影響しないこと。 			
<p>(7) 信頼性パラメータの設定</p> <p>① 機器故障率及び機器故障確率</p>	<p>a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・機器故障データは、国内のプラントの運転経験が含まれていること。 ・機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出されていること。 ・プラント固有の機器故障率が用いられていること。 			
	<p>c) 他の類似のPRAモデルと比べて、PRAモデルの差異の根拠が明確なこと。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・米国等の公開している機器故障率と比べて大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差異が分析されていること。 			
<p>② 復旧対象機器、機</p>	<p>a) 設計、運転管理、</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・復旧できる機器及び機器故障モードが 			

器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率	運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	選定され、モデル化されていること。 ・復旧失敗確率の算出に使用されている情報は、プラントの運転経験を含んだものであること。		
③ 共通原因故障のモデル化の考え方	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・共通原因故障 (CCF) については、冗長性のある機器の動的な機能喪失が全てモデル化されていること。		
(8) 人的過誤の評価 ① 人的過誤の発生確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・使用した人的過誤の発生確率は、原子炉施設の運転経験を含むデータから算出されたもの、又は広く原子炉施設のPRAで使用されているものであること。		
② 人的過誤の評価仮定	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・人的過誤の従属性が考慮されていること。		
③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・評価した結果、人的過誤の発生確率が 10^{-6} 未満 ⁱⁱⁱ になっていないこと。 ・人的過誤の発生確率の不確かさが設定されていること。		
(9) 格納容器機能喪失頻度の定量化 ① 分岐確率の設定	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。 b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。 c) 他の類似のPRAモデルと比べて、PRAモデルの差異の根拠が明確なこと。	・分岐確率を定量化する際の基本的な考え方として以下の項目が満たされていること。 ➢最新の知見を考慮したモデル化がなされていること。 ➢検証及び妥当性確認のなされたコードが使用されていること。 ➢評価対象プラントに対応した条件が用いられていること。 ➢従属性があるヘディング、プラント損傷状態等の状態に対応した条件が用いられていること。 ➢工学的判断を用いる場合には、設定根拠の妥当性が確認されていること。		

		<p>と。</p> <p>➢保守的な仮定によって緩和の可能性が排除されていないこと。</p> <p>➢国内外のPRAモデルと比較して、モデル化の仮定に大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差異が分析されていること。</p>		
② 格納容器機能喪失頻度の評価	<p>b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。</p> <p>c) 他の類似のPRAモデルと比べて、PRAモデルの差異の根拠が明確なこと。</p>	<p>・レベル1 PRA との従属性が考慮されていること。</p> <p>・レアイベント近似、上限近似、その他の近似方法、厳密解等で格納容器機能喪失頻度が算出されていること。</p> <p>・プラント損傷状態ごと、格納容器機能喪失モードごと等の格納容器機能喪失頻度が算出されていること。</p>		
③ 重要度解析	二	<p>・FV 及び RAW が算出されていること。</p>		
(10) 不確実さ解析及び感度解析 ① 不確実さ解析	二	<p>・格納容器機能喪失頻度の発生頻度の平均値及び不確実さの幅（5%値、中央値、95%値及びエラーファクタ（EF））が算出されていること。</p>		
② 感度解析	<p>b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。</p>	<p>・格納容器機能喪失頻度の発生頻度等を解析するモデル上の不確実さの要因及び重要な解析条件を特定し、感度解析により結果への影響が把握されていること。</p>		
<p>ⁱNuclear Energy Institute, "Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance," NEI 00-02 Revision 1, May 2006</p> <p>ⁱⁱNuclear Energy Institute, "Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard," NEI 05-04, Rev. 2, November 2008</p> <p>ⁱⁱⁱM. Presley, "A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Values for Joint Human Error Probabilities," EPRI3002003150, EPRI, 2016</p>				

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 供用期間中検査に対する監督 (BM1050_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:「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 <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。）</p> <p>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、<u>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。）</u>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とおして、事業者の安全活動が確実かつ継続的に行われていることを以下の点に着目して確認する。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 供用期間中検査に対する監督 (BM1050_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:「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 法第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。）</p> <p>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、<u>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。）</u>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とおして、事業者の安全活動が確実かつ継続的に行われていることを以下の点に着目して確認する。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

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

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(当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

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

<p>②各機器等の状態に関する情報</p> <p>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</p> <p>④施設の放射線管理等に関する情報</p> <p>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</p> <p>(3) その他検査に必要な情報</p> <p>①品質マネジメントシステム関連文書</p> <p>②保安規定、運転手順書</p> <p>③安全性向上評価の結果等</p> <p>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。)</p> <p>4.2 検査対象の選定及び検査前確認</p> <p>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。</p> <p>(1) 各検査共通事項</p> <p>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。</p> <p>(2) 非破壊検査のサンプリング</p> <p>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、<u>2</u>、<u>3</u>種類の非破壊検査(うち<u>1</u>種類は体積試験)*で構成するのが望ましい。</p> <p>※ 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)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」による。</p> <p>[確認する非破壊検査の種類による優先順位]</p> <p>(a)体積試験</p> <p>(b)BMV(ベアメタル検査)(PWR)</p> <p>(c)表面試験</p> <p>(d)格納容器の目視試験(VT-4試験等)</p> <p>(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。)</p> <p>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<u>1</u>件について確認を行う。</p> <p>(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</p> <p>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、<u>1</u>～<u>3</u>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。</p>	<p>②各機器等の状態に関する情報</p> <p>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</p> <p>④施設の放射線管理等に関する情報</p> <p>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</p> <p>(3) その他検査に必要な情報</p> <p>①品質マネジメントシステム関連文書</p> <p>②保安規定、運転手順書</p> <p>③安全性向上評価の結果等</p> <p>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。)</p> <p>4.2 検査対象の選定及び検査前確認</p> <p>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。</p> <p>(1) 各検査共通事項</p> <p>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。</p> <p>(2) 非破壊検査のサンプリング</p> <p>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、<u>2</u>、<u>3</u>種類の非破壊検査(うち<u>1</u>種類は体積試験)*で構成するのが望ましい。</p> <p>*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)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」による。</p> <p>[確認する非破壊検査の種類による優先順位]</p> <p>(a)体積試験</p> <p>(b)BMV(ベアメタル検査)(PWR)</p> <p>(c)表面試験</p> <p>(d)格納容器の目視試験(VT-4試験等)</p> <p>(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。)</p> <p>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<u>1</u>件について確認を行う。</p> <p>(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</p> <p>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、<u>1</u>～<u>3</u>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。</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
---	--	---

<p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
<p>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。</p> <p>(1)非破壊検査</p> <p>①検査開始前の確認事項</p> <p>(a) 検査要領書が適切に定められていること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>②検査中の確認・監視事項</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>③検査終了後の確認事項</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(2)漏えい検査</p> <p>①検査開始前の確認事項</p>	<p>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。</p> <p>(1)非破壊検査</p> <p>①検査開始前の確認事項</p> <p>(a) 検査要領書が適切に定められていること。</p> <p>(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。</p> <p>(c) これまでの検査及び他施設での知見 (当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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>②検査中の確認・監視事項</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>③検査終了後の確認事項</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(2)漏えい検査</p> <p>①検査開始前の確認事項</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>

<p>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。</p> <p>(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)</p> <p>(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。</p> <p>②検査中の確認・監視事項</p> <p>4.3(1)②の(a)及び(b)と同様。</p> <p>③検査終了後の確認事項</p> <p>4.3(1)③の(a) (b)及び(c)と同様。</p> <p>(3)蒸気発生器(SG)伝熱管検査(PWR)</p> <p>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。</p> <p>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バンド部)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伝熱管についての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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>4.4 問題の特定と解決に関する確認</p> <p>(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</p>	<p>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。</p> <p>(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)</p> <p>(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。</p> <p>②検査中の確認・監視事項</p> <p>4.3(1)②の(a)及び(b)と同様。</p> <p>③検査終了後の確認事項</p> <p>4.3(1)③の(a) (b)及び(c)と同様。</p> <p>(3)蒸気発生器(SG)伝熱管検査(PWR)</p> <p>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。</p> <p>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バンド部)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伝熱管についての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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>4.4 問題の特定と解決に関する確認</p> <p>(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</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
--	---	-------------------------------------

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「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。）」及び「JSME S NA1 発電用原子力設備規格維持規格（以下「維持規格」という。）」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

(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「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。）」及び「JSME S NA1 発電用原子力設備規格維持規格（以下「維持規格」という。）」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

記載の適正化（誤記）

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※

※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

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*

*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

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

- 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
り替え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*)。
- ※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、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
がないことについても確認する必要がある。

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
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

- 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、取り替
え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
*)。
- *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。

(新設)

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
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

運用の明確化

- ・供用期間中検査により配管に亀裂等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)
- 記載の適正化(誤記)

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」

(8)JEAG4613「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
<u>0</u>	<u>2020/04/01</u>	施行	
<u>1</u>		<p><u>○運用の明確化</u></p> <p><u>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）</u></p> <p><u>○記載の適正化</u></p>	

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 <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76条	第87条第 <u>1</u> 項第18号、同条第 <u>3</u> 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 <u>4</u> 条から第78条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 <u>4</u> 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
<u>01</u>	供用期間中検査 <u>(BWR)</u>	定期事業者検査の都度	<u>1</u>	燃料取替に伴う施設停止時 <u>1</u> 回につき <u>50</u>	チーム
<u>02</u>	供用期間中検査	定期事業	<u>1</u>	燃料取替に伴う施	チーム

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」

(追加)

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
<u>0</u>	<u>2020/04/01</u>	施行	

(新設)

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 <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76条	第87条第 <u>1</u> 項第18号、同条第 <u>3</u> 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 <u>4</u> 条から第78条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 <u>4</u> 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
<u>01</u>	供用期間中検査 <u>(BWR)</u>	定期事業者検査の都度	<u>1</u>	燃料取替に伴う施設停止時 <u>1</u> 回につき <u>50</u>	チーム
<u>02</u>	供用期間中検査	定期事業	<u>1</u>	燃料取替に伴う施	チーム

運用の明確化

・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）

改正に伴う修正

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

(PWR)	者検査の 都度	設停止時 <u>1</u> 回につ き <u>125</u> * (SG-ECTを実施し ない場合 <u>:55</u> への変 更可能)
-------	------------	---

※ 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	<u>1</u>	<u>125</u>	チーム

(PWR)	者検査の 都度	設停止時 <u>1</u> 回につ き <u>125</u> * (SG-ECTを実施し ない場合 <u>:55</u> への変 更可能)
-------	------------	---

*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	<u>1</u>	<u>125</u>	チーム

基本検査運用ガイド
設計管理
(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 設計管理 (BM0100_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</u>」 小分類:「<u>発生防止</u>」「<u>拡大防止・影響緩和</u>」「<u>閉じ込めの維持</u>」 「<u>重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工) 「<u>臨界防止</u>」「<u>拡大防止・影響緩和</u>」「<u>閉じ込めの維持</u>」(貯蔵、管理、埋設、使用) 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(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される原子炉施設の施設管理における設計管理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品質マネジメントシステム及び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、当該活動については、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基準に関する規則で規定する、設計開発等の関連条項への適合性も確認する。 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、放射線管理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 3.1 検査対象 監視領域小分類「<u>発生防止</u>」「<u>影響緩和</u>」及び「<u>閉じ込めの維持</u>」等に係る安全上重要な機器等のうち「<u>既存の安全上重要な構築物、系統及び機器の性能や機能を改善する目的で実施する改造に関する設計</u>」に関する新設・改造工事を対象として、下記(1)又は(2)の検査を行うが、<u>原状復帰を前提とする一時的な改造における設計管理については、「作業管理」の検査運用ガイドを用いて検査を行うこととする。</u> なお、ここで対象としている原子力施設における設計については、5.1を参照のこと。</p> <p>(1) 設計要求事項が明確であり、<u>デザインレビューが適切に実施され、必要な検証及び妥当性の確認が実施されていることを確認する検査(以下「<u>設計管理の適切性検査</u>」という。)</u> (2) 設計要求が、<u>検査対象とする構築物、系統及び機器の性能、機能等と整合していることを確認する</u></p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 設計管理 (BM0100_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</u>」 小分類:「<u>発生防止</u>」「<u>拡大防止・影響緩和</u>」「<u>閉じ込めの維持</u>」 「<u>重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工) 「<u>臨界防止</u>」「<u>拡大防止・影響緩和</u>」「<u>閉じ込めの維持</u>」(貯蔵、管理、埋設、使用) 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設計管理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品質マネジメントシステム及び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、当該活動については、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基準に関する規則で規定する、設計開発等の関連条項への適合性も確認する。 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、放射線管理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 3.1 検査対象 監視領域小分類「<u>発生防止</u>」「<u>影響緩和</u>」及び「<u>閉じ込めの維持</u>」等に係る安全上重要な機器等のうち「<u>既存の安全上重要な構築物、系統及び機器の性能や機能を改善する目的で実施する改造に関する設計</u>」に関する新設・改造工事を対象として、下記(1)又は(2)の検査を行うが、<u>原状復帰を前提とする一時的な改造における設計管理については、「作業管理」の検査運用ガイドを用いて検査を行うこととする。</u> なお、ここで対象としている原子力施設における設計については、5.1を参照のこと。</p> <p>(1) 設計要求事項が明確であり、<u>デザインレビューが適切に実施され、必要な検証及び妥当性の確認が実施されていることを確認する検査(以下「<u>設計管理の適切性検査</u>」という)</u> (2) 設計要求が、<u>検査対象とする構築物、系統及び機器の性能、機能等と整合していることを確認する</u></p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>

<p>検査(以下「設計要求と性能、機能等の整合性検査」という。)</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。なお、検査対象1施設につき、特に重要度の高いものから数例を選択し、施工開始前までの期間に検査を実施するように努める。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>(1) 新設・改造を行う安全上重要な機器等の設計・施工に関する計画及び最新の工程表を入手し、検査計画を立案する。検査計画には、選定した検査対象、検査範囲、検査内容、検査実施に要するリソース、検査実施体制及び概略の検査日程を明確にしておくことが望ましい。</p> <p>(2) 新規制基準対応の設備については、設計・製作・施工等が、適切な品質保証体制のもとで行われていることを確認しておく。</p> <p>(3) 技術検討会議等、当該検査に係る事業者等の会議体の種類と開催日程等を事前に把握し、必要な場合に会議体への陪席ができるように準備しておく。</p> <p>(4) 設計のアウトプットに当たる情報(性能計算書、構造解析書、確率論的リスク評価書、技術仕様書、運転手順書、警報処置手順書、定例試験手順書、外形図、構造図、P&ID、ECWD等)を事前に入手しておく。なお、検査対象となる機器・設備ごとに設計アウトプットが異なることから、調達仕様書や購入仕様書に記載のある提出図書等を予め確認すると良い。</p> <p>(5) 対象とする施設の事故・故障及びグレードの高い不適合情報等のリスク情報を事前に入手しておく。</p> <p>4.2 検査実施</p> <p>(1) 設計管理の適切性検査</p> <p>コンディションレポート等のリスク情報を入手、又は現場ウォークダウンによって施工状況を確認し、検査対象を抽出する。</p> <p>a. 検査対象とする設計プロセスが、基本設計、詳細設計、製造設計等のどの段階にあるかを確認し、必要とされる安全機能実現のためにその段階で要求される設計要求事項が明確にされているか、検討会議への陪席、技術検討資料等の情報分析に基づき確認する。代表的な要求事項、一般的な設計プロセス等については、5.1を参照のこと。</p> <p>b. 設計要求事項に基づき適切な段階で、以下の目的に沿って体系的・計画的に適切なデザインレビューが行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料等の関連情報により確認する。</p> <p>(a) 設計の結果が、要求事項を満たしていること。</p>	<p>検査(以下「設計要求と性能、機能等の整合性検査」という)</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。なお、検査対象1施設プラントにつき、特に重要度の高いものから数例を選択し、施工開始前までの期間に検査を実施するように努める。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>(1) 新設・改造を行う安全上重要な機器等の設計・施工に関する計画及び最新の工程表を入手し、検査計画を立案する。検査計画には、選定した検査対象、検査範囲、検査内容、検査実施に要するリソース、検査実施体制及び概略の検査日程を明確にしておくことが望ましい。</p> <p>(2) 新規制基準対応の設備については、設計・製作・施工等が、適切な品質保証体制のもとで行われていることを確認しておく。</p> <p>(3) 技術検討会議等、当該検査に係る事業者等の会議体の種類と開催日程等を事前に把握し、必要な場合に会議体への陪席ができるように準備しておく。</p> <p>(4) 設計のアウトプットに当たる情報(性能計算書、構造解析書、確率論的リスク評価書、技術仕様書、運転手順書、警報処置手順書、定例試験手順書、外形図、構造図、P&ID、ECWD等)を事前に入手しておく。なお、検査対象となる機器・設備ごとに設計アウトプットが異なることから、調達仕様書や購入仕様書に記載のある提出図書等を予め確認すると良い。</p> <p>(5) 対象とする施設の事故・故障及びグレードの高い不適合情報等のリスク情報を事前に入手しておく。</p> <p>4.2 検査実施</p> <p>(1) 設計管理の適切性検査</p> <p>コンディションレポート等のリスク情報を入手、又は現場ウォークダウンによって施工状況を確認し、検査対象を抽出する。</p> <p>a. 検査対象とする設計プロセスが、基本設計、詳細設計、製造設計等のどの段階にあるかを確認し、必要とされる安全機能実現のためにその段階で要求される設計要求事項が明確にされているか、検討会議への陪席、技術検討資料等の情報分析に基づき確認する。代表的な要求事項、一般的な設計プロセス等については、5.1を参照のこと。</p> <p>b. 設計要求事項に基づき適切な段階で、以下の目的に沿って体系的・計画的に適切なデザインレビューが行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料等の関連情報により確認する。</p> <p>(a) 設計の結果が、要求事項を満たしていること。</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
---	--	---

- (b) 問題を抽出し、明確にした上で、必要な処置を提案していること。
- (c) 設計変更のレビューには、その変更に係る原子力施設の構成要素及び関連施設への影響評価を含めていること。
- (d) 解析ソフトやメーカーノウハウ等の非開示情報を把握し、設計プロセスにおける事業者関与について明確にしていること。

c. 設計の各段階におけるデザインレビューが、適切なインプット情報に基づいて行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料、設計へのインプット及びアウトプットとなる図書等の情報により確認する。

- (a) 設計からのアウトプットが、インプットの要求事項を満たしていることの検証が行われていること。
- (b) 安全上重要な機器等への要求事項を満たすために、設計の妥当性確認が行われていること。
- (c) デザインレビュー又は検証及び妥当性確認の活動中に明確になった問題に対して必要な処置がとられていること。
- (d) 設計変更があった場合には、その変更に対して適切にデザインレビュー、検証及び妥当性の確認が行われていること。
- (e) 必要な場合には、モックアップ等による設計検証若しくは設計の妥当性確認を行っていること。

d. 設計要求事項に基づき作られた設計インプットには、次の事項が含まれていることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、議事資料、方針書、技術検討書等の情報により確認する。

- (a) 機能及び性能に関する要求事項
- (b) 適用される法令・規制要求事項
- (c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
- (d) 設計に不可欠なその他の要求事項

e. 設計プロセスを経て出力された設計アウトプットが次の状態にあることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、会議資料、発注のための技術仕様書等の情報により確認する。

- (a) 設計インプットで与えられた要求事項を満たしていること。
- (b) 設計以降のプロセス（製造・施工・保全等）の実施に対して適切な情報を提供できる又は利用できるように管理されていること。
- (c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照していること。
- (d) 新設・改造を実施する安全上重要な機器等の使用時における原子力施設側の状態（条件）が明確にされていること。

f. 安全上重要な機器等の設置又は改造に関する設計を外部に委託（調達）している場合は、設計要求事項を調達先に確実に伝え、調達先から納入された設計アウトプットについて必要な検証を行っていることを会議への陪席、議事録、会議資料、購入仕様書、図面・計算書等の納入図書等の情報により確認する。

g. 安全上重要な機器等の設置又は改造の決定から設計・製作・施工までの一連のプロセス及びこの際に関係する本店（本社）、発電所等の組織の役割、情報共有、業務引継等について、途中のレビュー

- (b) 問題を抽出し、明確にした上で、必要な処置を提案していること。
- (c) 設計変更のレビューには、その変更に係る原子力施設の構成要素及び関連施設への影響評価を含めていること。
- (d) 解析ソフトやメーカーノウハウ等の非開示情報を把握し、設計プロセスにおける事業者関与について明確にしていること。

c. 設計の各段階におけるデザインレビューが、適切なインプット情報に基づいて行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料、設計へのインプット及びアウトプットとなる図書等の情報により確認する。

- (a) 設計からのアウトプットが、インプットの要求事項を満たしていることの検証が行われていること。
- (b) 安全上重要な機器等への要求事項を満たすために、設計の妥当性確認が行われていること。
- (c) デザインレビュー又は検証及び妥当性確認の活動中に明確になった問題に対して必要な処置がとられていること。
- (d) 設計変更があった場合には、その変更に対して適切にデザインレビュー、検証及び妥当性の確認が行われていること。
- (e) 必要な場合には、モックアップ等による設計検証若しくは設計の妥当性確認を行っていること。

d. 設計要求事項に基づき作られた設計インプットには、次の事項が含まれていることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、議事資料、方針書、技術検討書等の情報により確認する。

- (a) 機能及び性能に関する要求事項
- (b) 適用される法令・規制要求事項
- (c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
- (d) 設計に不可欠なその他の要求事項

e. 設計プロセスを経て出力された設計アウトプットが次の状態にあることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、会議資料、発注のための技術仕様書等の情報により確認する。

- (a) 設計インプットで与えられた要求事項を満たしていること。
- (b) 設計以降のプロセス（製造・施工・保全等）の実施に対して適切な情報を提供できる又は利用できるように管理されていること。
- (c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照していること。
- (d) 新設・改造を実施する安全上重要な機器等の使用時における原子力施設側の状態（条件）が明確にされていること。

f. 安全上重要な機器等の設置又は改造に関する設計を外部に委託（調達）している場合は、設計要求事項を調達先に確実に伝え、調達先から納入された設計アウトプットについて必要な検証を行っていることを会議への陪席、議事録、会議資料、購入仕様書、図面・計算書等の納入図書等の情報により確認する。

g. 安全上重要な機器等の設置又は改造の決定から設計・製作・施工までの一連のプロセス及びこの際に関係する本店（本社）、発電所等の組織の役割、情報共有、業務引継等について、途中のレビュー、審議過

審議過程、承認過程等も含め確認する。

h. 設置又は改造を行う安全上重要な機器等の工事の以下の各段階で、安全機能に影響を及ぼす工事上のリスクを未然に識別し、防止する活動が行われているか確認する。

- (a) 計画段階
- (b) 設計段階
- (c) 調達段階
- (d) 工事施工段階

特に調達段階では、施工作业等に対する調達要求事項として、以下の事項が明確にされ、受注者側に要求事項が確実に伝達されているか確認する。

- (e) 保持されるべき安全機能に関する要求事項
- (f) 当該工事で影響を受ける他系統の安全機能に関する要求事項
- (g) 施工方法に関する要求事項
- (h) 発注者（事業者等）側に提出する図書に関する要求事項
- (i) 発注者（事業者等）側が行う確認に関する要求事項

(2) 設計要求と性能、機能等の整合性検査

a. 強度計算書、耐震計算書、性能評価書、構造解析書等の専門性を要する文書の検査については、検査官の支援のもとで行う。なお、検査計画立案に際しては、選定した検査対象、検査範囲、検査内容、検査実施に要するリソース、検査実施体制、概略の検査日程等の4.1(1)の事項の他に必要な情報（文書・資料リスト、各種解析モデルの情報等）を明確にしておく。

b. 以下のようなリスクを有する改造については、設置変更許可等の要否判断、改造計画に対する許認可申請の有無、事業者等の行った検証に安全上の問題の見逃しはなかったか等の観点から確認を行うこと。

- (a) 改造前に評価されていた、事故又は故障の発生頻度等が増大するおそれのある場合
- (b) 改造前の評価とは異なった形式の事故又は故障の生じるおそれのある場合
- (c) 改造前の設計仕様で定められていた安全余裕が低減する場合

c. 改造によって影響を受ける性能、機能等の評価が適切に実施されていたかを確認した上で、関連する図書が適切に更新されており、新たな設計との整合性を有していることを確認する。関連する図書とは、例えば、計算書、設計仕様書、調達関連資料、運転手順書、定例試験手順書、試験検査手順書、警報処置手順書、事故時操作マニュアル、訓練マニュアル等である。

d. 改造によって影響を受ける機能等が適切に維持されていることを試験検査等への立会いや記録等を元に確認する。影響を受ける機能等とは、例えば、スクラム機能、冷却機能、閉じ込め機能、防火機能、溢水対応機能、サプレッションチャンバー内のECCS用ろ過器閉塞緩和機能、臨界防止機能等である。

e. 改造後のシステムの操作性、機能性等に問題が生じていないことを確認するために必要な、試験検査における要求事項、定量的な判断基準値等を明確にした上で、施工や保全側に確実に引き継がれ

程、承認過程等も含め確認する。

h. 設置又は改造を行う安全上重要な機器等の工事の以下の各段階で、安全機能に影響を及ぼす工事上のリスクを未然に識別し、防止する活動が行われているか確認する。

- (a) 計画段階
- (b) 設計段階
- (c) 調達段階
- (d) 工事施工段階

特に調達段階では、施工作业等に対する調達要求事項として、以下の事項が明確にされ、受注者側に要求事項が確実に伝達されているか確認する。

- (e) 保持されるべき安全機能に関する要求事項
- (f) 当該工事で影響を受ける他系統の安全機能に関する要求事項
- (g) 施工方法に関する要求事項
- (h) 発注者（事業者等）側に提出する図書に関する要求事項
- (i) 発注者（事業者等）側が行う確認に関する要求事項

(2) 設計要求と性能、機能等の整合性検査

a. 強度計算書、耐震計算書、性能評価書、構造解析書等の専門性を要する文書の検査については、検査官の支援のもとで行う。なお、検査計画立案に際しては、選定した検査対象、検査範囲、検査内容、検査実施に要するリソース、検査実施体制、概略の検査日程等の4.1(1)の事項の他に必要な情報（文書・資料リスト、各種解析モデルの情報等）を明確にしておく。

b. 以下のようなリスクを有する改造については、設置変更許可等の要否判断、改造計画に対する許認可申請の有無、事業者等の行った検証に安全上の問題の見逃しはなかったか等の観点から確認を行うこと。

- (a) 改造前に評価されていた、事故又は故障の発生頻度等が増大するおそれのある場合
- (b) 改造前の評価とは異なった形式の事故又は故障の生じるおそれのある場合
- (c) 改造前の設計仕様で定められていた安全余裕が低減する場合

c. 改造によって影響を受ける性能、機能等の評価が適切に実施されていたかを確認した上で、関連する図書が適切に更新されており、新たな設計との整合性を有していることを確認する。関連する図書とは、例えば、計算書、設計仕様書、調達関連資料、運転手順書、定例試験手順書、試験検査手順書、警報処置手順書、事故時操作マニュアル、訓練マニュアル等である。

d. 改造によって影響を受ける機能等が適切に維持されていることを試験検査等への立会いや記録等を元に確認する。影響を受ける機能等とは、例えば、スクラム機能、冷却機能、閉じ込め機能、防火機能、溢水対応機能、サプレッションチャンバー内のECCS用ろ過器閉塞緩和機能、臨界防止機能等である。

e. 改造後のシステムの操作性、機能性等に問題が生じていないことを確認するために必要な、試験検査における要求事項、定量的な判断基準値等を明確にした上で、施工や保全側に確実に引き継がれて

ているか確認する。

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 検査の視点

本検査運用ガイドで述べる設計とは、「既存の安全上重要な構築物、系統及び機器等では対応できない場合にそれら機器等を改造又は新設すること」を実現するために要求事項を段階的に詳細化していくプロセスであり、下記の視点を参考に実施する。

なお、安全上重要な構築物、系統及び機器の無い原子力施設についても、本ガイドは適用できる。

- ・設計要求事項が明確にされ、これに基づき設計が行われていること。
- ・基本設計、詳細設計、製造設計等の各設計の段階でのデザインレビューが確実に実施され、必要な検証及び妥当性の確認が実施されていること。
- ・据付検査や性能確認等を実施するまでに、関係する設計図書が利用できる状態になっていること。
- ・構築物、系統及び機器と設計図書の整合性が確認されていること。既存の安全上重要な機器等の機能や性能を損なうリスクを事前に把握した上で、必要な対策を施し、施工や保全が行えるように、設計上の配慮が図られていること。
- ・設計に係る不適合が確認された場合は、マニュアル等に従い適切に是正処置等がなされていること。

(1)設計管理の適切性検査をする場合は、一般的には下図のとおり、デザインレビュー、検証及び妥当性の確認、設計の目的及び設備相互の関係性等について検査を行うが、実際の検査を行う場合には、設計や工事の進捗状況又は事業者のマニュアル等に定められた内容によって、対象毎に検査手順が変わりうることに留意のこと。

いるか確認する。

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 検査の視点

本検査運用ガイドで述べる設計とは、「既存の安全上重要な構築物、系統及び機器等では対応できない場合にそれら機器等を改造又は新設すること」を実現するために要求事項を段階的に詳細化していくプロセスであり、下記の視点を参考に実施する。

- ・設計要求事項が明確にされ、これに基づき設計が行われていること。
- ・基本設計、詳細設計、製造設計等の各設計の段階でのデザインレビューが確実に実施され、必要な検証及び妥当性の確認が実施されていること。
- ・据付検査や性能確認等を実施するまでに、関係する設計図書が利用できる状態になっていること。
- ・構築物、系統及び機器と設計図書の整合性が確認されていること。既存の安全上重要な機器等の機能や性能を損なうリスクを事前に把握した上で、必要な対策を施し、施工や保全が行えるように、設計上の配慮が図られていること。
- ・設計に係る不適合が確認された場合は、マニュアル等に従い適切に是正処置等がなされていること。

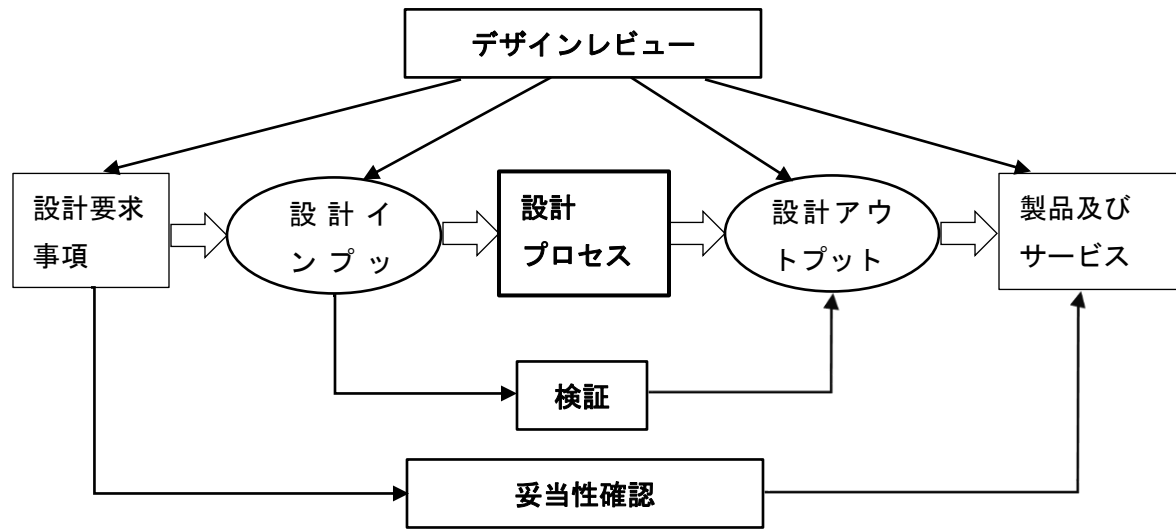
(1)設計管理の適切性検査をする場合は、一般的には下図のとおり、デザインレビュー、検証及び妥当性の確認、設計の目的及び設備相互の関係性等について検査を行うが、実際の検査を行う場合には、設計や工事の進捗状況又は事業者のマニュアル等に定められた内容によって、対象毎に検査手順が変わりうることに留意のこと。

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

運用の明確化
・安全上重要な構築物、系統及び機器が無い一部の核燃料施設等においても、本ガイドが適用できることを明確化

記載の適正化（誤記）



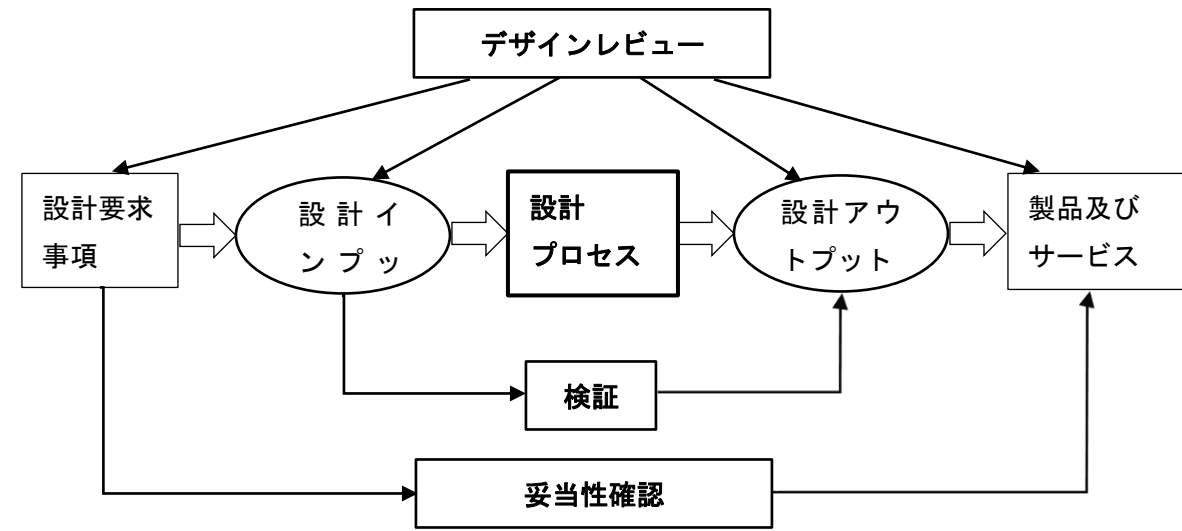
レビュー、検証及び妥当性確認の関係性

(2) 代表的な設計要求事項は、以下の通り。

- a. 適用される法令・規則等の要求事項
- b. 基本的な設計要求事項 (要求機能、要求性能、環境条件、運転・監視方法、インターロック、強度・耐震、耐用年数、材料、外観・寸法、レイアウト等)
- c. 設置変更許可申請書、工事認可申請書に記載の機能、性能等に関する要求事項
- d. 新設計、新工法、新材料等を採用するものについては、採用する技術等の妥当性評価
- e. 運転経験からの情報、メーカー提案、定期事業者検査報告書の情報等
- f. 設計情報等の管理及びセキュリティに関する要求事項
- g. 安全上重要な機器等の機能・性能に影響を与える可能性がある改造工事等に関する要求事項
- h. トラブル及び不適合に伴う是正処置又は他施設不適合の水平展開等の未然防止処置
- i. 既存の火災影響評価の条件に変更が生じる場合の要求事項
- j. 許認可申請等に係る解析業務 (計算機プログラムを用いた解析) に関する要求事項
- k. 予備品又は貯蔵品の使用の有無と当該物品の使用前確認に係る要求事項
- l. 放射性流体の取扱いに係る仮設設備の要否と工認・届出に係る要求事項
- m. 必要な試験・検査 (寸法・外観検査、溶接検査、非破壊検査、その他：絶縁抵抗測定・受電確認・機器動作確認 等) に係る要求事項
- n. 運転員の業務負荷の増減に係る評価

(3) 安全上重要な機器等の設計においては、構築物、系統及び機器単体の設計だけでなく、既存の構築物、系統及び機器との取り合い設計などの施工管理に係る計画や消耗品交換、潤滑油管理等の保全管理に係る付帯的な設計も確実に実行されていることの確認にも留意のこと。

(4) 設計要求と性能、機能等の整合性検査においては、新設又は改造される機器等の構造・強度、耐震性等が設計要求を満足することの確認が重要であり、以下を参考にできる。ただし、工事認可対象設備等に対する審査、検査の対象範囲については本検査運用ガイドを用いた検査の対象とはしない。



レビュー、検証及び妥当性確認の関係性

(2) 代表的な設計要求事項は、以下の通り。

- a. 適用される法令・規則等の要求事項
- b. 基本的な設計要求事項 (要求機能、要求性能、環境条件、運転・監視方法、インターロック、強度・耐震、耐用年数、材料、外観・寸法、レイアウト等)
- c. 設置変更許可申請書、工事認可申請書に記載の機能、性能等に関する要求事項
- d. 新設計、新工法、新材料等を採用するものについては、採用する技術等の妥当性評価
- e. 運転経験からの情報、メーカー提案、定期事業者検査報告書の情報等
- f. 設計情報等の管理及びセキュリティに関する要求事項
- g. 安全上重要な機器等の機能・性能に影響を与える可能性がある改造工事等に関する要求事項
- h. トラブル及び不適合に伴う是正処置又は他施設不適合の水平展開等の未然防止処置
- i. 既存の火災影響評価の条件に変更が生じる場合の要求事項
- j. 許認可申請等に係る解析業務 (計算機プログラムを用いた解析) に関する要求事項
- k. 予備品又は貯蔵品の使用の有無と当該物品の使用前確認に係る要求事項
- l. 放射性流体の取扱いに係る仮設設備の要否と工認・届出に係る要求事項
- m. 必要な試験・検査 (寸法・外観検査、溶接検査、非破壊検査、その他：絶縁抵抗測定・受電確認・機器動作確認 等) に係る要求事項
- n. 運転員の業務負荷の増減に係る評価

(3) 安全上重要な機器等の設計においては、構築物、系統及び機器単体の設計だけでなく、既存の構築物、系統及び機器との取り合い設計などの施工管理に係る計画や消耗品交換、潤滑油管理等の保全管理に係る付帯的な設計も確実に実行されていることの確認にも留意のこと。

(4) 設計要求と性能、機能等の整合性検査においては、新設又は改造される機器等の構造・強度、耐震性等が設計要求を満足することの確認が重要であり、以下を参考にできる。ただし、工事認可対象設備等に対する審査、検査の対象範囲については本検査運用ガイドを用いた検査の対象とはしない。

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

- a. 強度計算については「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第6号)*1に基づき、日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格」により実施されているか、又は旧「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年通商産業省告示第501号)により評価する等、評価対象となる機器等のクラスに応じた適切な適用規格が選定され、評価されているか。
- b. 耐震計算については「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第5号)*1に基づき「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601)により適切に評価されているか、この際に適用される地震動については、「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601)に従って策定され、認可された基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdが用いられているか。
- c. 強度(熱応力計算に付随する温度解析を含む)及び耐震性を、解析的手法を用いて設計する場合は、以下の点に配慮されているか。
- (a) 解析的手法選択の適否(公式による計算又はモックアップ試験による手法に対して当該手法選択の妥当性はあるのか)。
- (b) 使用する解析プログラムは検証され、許認可解析での使用や業界標準等として認められたものか。
- (c) 解析の計算精度、有効桁、桁丸めの方法等は定まっているか。
- (d) 使用する物性値は認められたものか。
- (e) 計算の中で使用される実験式等の適用範囲は妥当か。
- (f) FEM(有限要素法)における解析モデルのメッシュは要求される解析精度に見合ったものか。
- (g) 床応答曲線に基づくスペクトルモーダル解析法を用いる際のバネ・マスモデルは妥当か。また、組み合わせ荷重の算出評価に含める応答モードの次数は適切か。
- ※1 核燃料施設等は「加工施設の技術基準に関する規則」等相当する規則を参考にすること。
- d. 核燃料施設等においては、設備又は機器の変更であって、当該機器の相互の間隔を許認可で求められる核的制限値として記載された間隔よりも小さくしない場合や、放射線遮へい物の側壁における線量の値を大きくしない場合は、設計及び工事の計画の認可が不要であることから、該当する工事があった場合は、内容について確認する。

5.2 その他

- (1) 本検査運用ガイドを用いた検査で確認した既設との取り合いに関する情報や工事工程に関する情報等は、別検査として計画される施工及び保全段階における検査を確実に実施できるよう、関係者間で共有すること。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○運用の明確化 ①安全上重要な構築物、系統及び機器が無い一部の核燃料施設等においても、本ガイドが適用できる	

- a. 強度計算については「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第6号)*1に基づき、日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格」により実施されているか、又は旧「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年通商産業省告示第501号)により評価する等、評価対象となる機器等のクラスに応じた適切な適用規格が選定され、評価されているか。
- b. 耐震計算については「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第6号)*1に基づき「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601)により適切に評価されているか、この際に適用される地震動については、「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601)に従って策定され、認可された基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdが用いられているか。
- c. 強度(熱応力計算に付随する温度解析を含む)及び耐震性を、解析的手法を用いて設計する場合は、以下の点に配慮されているか。
- (a) 解析的手法選択の適否(公式による計算又はモックアップ試験による手法に対して当該手法選択の妥当性はあるのか)。
- (b) 使用する解析プログラムは検証され、許認可解析での使用や業界標準等として認められたものか。
- (c) 解析の計算精度、有効桁、桁丸めの方法等は定まっているか。
- (d) 使用する物性値は認められたものか。
- (e) 計算の中で使用される実験式等の適用範囲は妥当か。
- (f) FEM(有限要素法)における解析モデルのメッシュは要求される解析精度に見合ったものか。
- (g) 床応答曲線に基づくスペクトルモーダル解析法を用いる際のバネ・マスモデルは妥当か。また、組み合わせ荷重の算出評価に含める応答モードの次数は適切か。
- *1・・・核燃料施設等は「加工施設の技術基準に関する規則」等相当する規則を参考にすること。
- d. 核燃料施設等においては、設備又は機器の変更であって、当該機器の相互の間隔を許認可で求められる核的制限値として記載された間隔よりも小さくしない場合や、放射線遮へい物の側壁における線量の値を大きくしない場合は、設計及び工事の計画の認可が不要であることから、該当する工事があった場合は、内容について確認する。

5.2 その他

- (1) 本検査運用ガイドを用いた検査で確認した既設との取り合いに関する情報や工事工程に関する情報等は、別検査として計画される施工及び保全段階における検査を確実に実施できるよう、関係者間で共有すること。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

(新設)

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

改正に伴う修正

ことを明確化 (5.1 検査の視点)
 ②建設又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化 (表2 検査要件まとめ表)
 ○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
実用発電用原子力施設	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2号及び18号並びに同条第3項第2号及び第18号
研究開発段階発電用原子炉	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号及び第3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9条	第15条第1項第17号及び第2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11条	第17条第1項第17号及び第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	第8条第1項第16号及び第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	第37条第1項第16号及び第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	第34条第1項第15号及び第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	第63条第1項第15号及び第2項第17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17号及び第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	第2条の12第1項第15号及び第2項第18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	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年*	1	215	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、必要に応じて検査を実施する。

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
実用発電用原子力施設	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2号及び18号並びに同条第3項第2号及び18号
研究開発段階発電用原子炉	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号及び第3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9条	第15条第1項第17号及び第2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11条	第17条第1項第17号及び第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	第8条第1項第16号及び第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	第37条第1項第16号及び第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	第34条第1項第15号及び第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	第63条第1項第15号及び第2項第17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17号及び第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	第2条の12第1項第15号及び第2項第18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	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年	1	215	チーム

(新設)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

運用の明確化
 ・建設又は廃止措置段階の施設について、リスク状態

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	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年*	1	215	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、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	設計管理の適切性 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	3	80	日常
02	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
03	設計管理の適切性 (熱出力 500kw 以上※ ²)	1年	1	35	日常
04	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
05	設計管理の適切性 (熱出力 500kw 未満)	1年	1	20	日常
06	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年*	1	215	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設(ただし、高レベル廃液の固化が完了していない等、操業中と同程度のリスク状態にある施設を除く。)については、必要に応じて検査を実施する。

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	設計管理の適切性 (MOX加工)	1年	4	115	日常
02	性能・機能整合性 (MOX加工)	3年*	1	150	チーム
03	設計管理の適切性 (ウラン加工)	1年	3	80	日常
04	性能・機能整合性 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	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	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年	1	215	チーム

(新設)

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	設計管理の適切性 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	3	80	日常
02	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
03	設計管理の適切性 (熱出力 500kw 以上※ ²)	1年	1	35	日常
04	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
05	設計管理の適切性 (熱出力 500kw 未満)	1年	1	20	日常
06	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年	1	215	チーム

(新設)

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	設計管理の適切性 (MOX加工)	1年	4	115	日常
02	性能・機能整合性 (MOX加工)	3	1	150	チーム
03	設計管理の適切性(ウ ラン加工)	1年	3	80	日常
04	性能・機能整合性 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

(新設)

に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化
・建設又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化
・建設又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、必要に応じて検査を実施する。

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
01	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	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	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	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	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

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	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	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	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	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	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	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	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

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	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

・建設又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

基本検査運用ガイド
作業管理
(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 作業管理 (BM0110_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」</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」(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」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」(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 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炉施設の施設管理における作業管理*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品質マネジメントシステム及び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、当該活動については、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基準に関する規則で規定する、個別業務等の関連条項への適合性も確認する。 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、放射線管理の検査分野に関連する設備・機器等の保全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。 <u>※作業管理</u> 施設管理のうち設計管理、法定検査及び保全の有効性評価(保全活動管理指標の設定、監視、計画並びに保全の有効性評価)除く活動。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 施設管理を行う全ての構築物、系統、機械又は機器(以下「機器等」という。)及び活動を検査対象とし、その中から適切なサンプリングにより検査を行う。サンプリングに当たっては、後述4.1の検査前準備の手順に従って、以下の活動から選定する。 (1) 施設管理に係る活動 (2) 原子力施設における施工管理に係る活動</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 作業管理 (BM0110_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」</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」(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」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」(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 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作業管理*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品質マネジメントシステム及び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、当該活動については、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基準に関する規則で規定する、個別業務等の関連条項への適合性も確認する。 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、放射線管理の検査分野に関連する設備・機器等の保全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。 <u>※ 作業管理</u>:施設管理のうち設計管理、法定検査及び保全の有効性評価(保全活動管理指標の設定、監視、計画並びに保全の有効性評価)除く活動。</p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 施設管理を行う全ての構築物、系統、機械又は機器(以下「機器等」という。)及び活動を検査対象とし、その中から適切なサンプリングにより検査を行う。サンプリングに当たっては、後述4.1の検査前準備の手順に従って、以下の活動から選定する。 (1) 施設管理に係る活動 (2) 原子力施設における施工管理に係る活動</p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</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 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</p> <p>(1) 検査対象の選定</p> <p>a. 検査対象の選定に際して、個々の機器等のリスクに対する寄与度の変化や事故シーケンスのリスクに対する寄与度の変化を見極めるために必要な原子力施設情報を入手するとともに、不適合情報、保全の有効性評価結果、保全計画の変更履歴等の保全に関する情報を入手する。</p> <p>b. 各データに基づき機器等の安全上の重要度、保全の有効性評価結果、運転実績、保全方式、トラブル等の反映等を確認し、これを考慮しつつ、検査対象とする機器等を選定する。</p> <p>c. 上記の方法に加え、これまでの検査官による監視活動の結果を考慮して、検査対象とする機器等を選定する。</p> <p>d. 再処理施設、加工施設に対して総合安全解析(以下「ISA」という)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のために必要な事項(IROFS)も参考とすること。</p> <p>4.2 検査実施 作業管理に係る以下について、策定、運用等が適切であることを確認する。</p> <p>4.2.1 施設管理に係る活動</p> <p>(1) 施設管理として原子力施設の種別毎に表1に示す施行規則条項第1項第1号に基づき施設管理方針が定められ、同規則条項第1項第3号に基づき当該方針に従った施設管理目標が定められ、運用されていること。 また、同規則条項第2項に基づき、原子力施設の経年劣化に関する技術評価等について、長期施設管理方針を定め、当該方針に従って適切に施設管理が実施されていること。</p> <p>(2) 同規則条項第1項第4号に基づき、(1)の施設管理目標を達成するための施設管理の実施に関する計画(以下「保全計画」という)の策定に当たって、以下の項目を定め、保全計画を策定し、適切に管理されていること。</p> <p>a. リスク評価の確認 b. 保全プログラムの策定 c. 保全対象範囲の策定 d. 保全重要度の設定 e. 保全計画の策定 f. 保全活動の実施</p> <p>(3) 保全活動に係る調達に当たって、以下の事項を明確にし、適切に管理されていること。</p> <p>a. 調達要求事項</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 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</p> <p>(1) 検査対象の選定</p> <p>a. 検査対象の選定に際して、個々の機器等のリスクに対する寄与度の変化や事故シーケンスのリスクに対する寄与度の変化を見極めるために必要な原子力施設情報を入手するとともに、不適合情報、保全の有効性評価結果、保全計画の変更履歴等の保全に関する情報を入手する。</p> <p>b. 各データに基づき機器等の安全上の重要度、保全の有効性評価結果、運転実績、保全方式、トラブル等の反映等を確認し、これを考慮しつつ、検査対象とする機器等を選定する。</p> <p>c. 上記の方法に加え、これまでの検査官による監視活動の結果を考慮して、検査対象とする機器等を選定する。</p> <p>d. 再処理施設、加工施設に対して総合安全解析(以下「ISA」という)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のために必要な事項(IROFS)も参考とすること。</p> <p>4.2 検査実施 作業管理に係る以下について、策定、運用等が適切であることを確認する。</p> <p>4.2.1 施設管理に係る活動</p> <p>(1) 施設管理として原子力施設の種別毎に表1に示す施行規則条項第1項第1号に基づき施設管理方針が定められ、同規則条項第1項第3号に基づき当該方針に従った施設管理目標が定められ、運用されていること。 また、同規則条項第2項に基づき、原子力施設の経年劣化に関する技術評価等について、長期施設管理方針を定め、当該方針に従って適切に施設管理が実施されていること。</p> <p>(2) 同規則条項第1項第4号に基づき、(1)の施設管理目標を達成するための施設管理の実施に関する計画(以下「保全計画」という)の策定に当たって、以下の項目を定め、保全計画を策定し、適切に管理されていること。</p> <p>a. リスク評価の確認 b. 保全プログラムの策定 c. 保全対象範囲の策定 d. 保全重要度の設定 e. 保全計画の策定 f. 保全活動の実施</p> <p>(3) 保全活動に係る調達に当たって、以下の事項を明確にし、適切に管理されていること。</p> <p>a. 調達要求事項</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
---	---	---

<p>b. 調達プロセス c. 調達製品の検証</p> <p>(4) 原子力施設の設計、工事、巡視及び点検等の結果の確認並びに評価について、以下の事項の方法を定め、適切に運用されていること。</p> <p>a. 点検手入れ前後データの確認、評価 b. 状態監視データの確認評価 c. 運転データの監視、評価 d. 点検・補修等の不適合管理及び是正処置</p> <p>(5) 施設管理の有効性評価について、評価の方法を定め、適切に確認、評価等が行われていること。</p> <p>4.2.2 原子力施設における施工管理に係る活動</p> <p>(1) 点検及び工事管理に係る以下の項目について、管理、実施等が適切であること。</p> <p>a. 施工計画 b. 品質管理 c. 工程管理 d. アイソレーション管理 e. 記録の整理</p> <p>(2) 現場管理に係る以下の項目について、管理、実施等が適切であること。</p> <p>a. 施工管理 b. 安全管理 c. 監視及び巡視 d. コンフィギュレーション管理</p> <p>4.3 問題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措置が講じられ、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> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 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>(1) 以下の場合、安全上の重要度が高まる可能性がある。</p> <p>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。</p> <p>b. ポンプ又は弁の分解等の工事に伴う一時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。</p>	<p>b. 調達プロセス c. 調達製品の検証</p> <p>(4) 原子力施設の設計、工事、巡視及び点検等の結果の確認並びに評価について、以下の事項の方法を定め、適切に運用されていること。</p> <p>a. 点検手入れ前後データの確認、評価 b. 状態監視データの確認評価 c. 運転データの監視、評価 d. 点検・補修等の不適合管理及び是正処置</p> <p>(5) 施設管理の有効性評価について、評価の方法を定め、適切に確認、評価等が行われていること。</p> <p>4.2.2 原子力施設における施工管理に係る活動</p> <p>(1) 点検及び工事管理に係る以下の項目について、管理、実施等が適切であること。</p> <p>a. 施工計画 b. 品質管理 c. 工程管理 d. アイソレーション管理 e. 記録の整理</p> <p>(2) 現場管理に係る以下の項目について、管理、実施等が適切であること。</p> <p>a. 施工管理 b. 安全管理 c. 監視及び巡視 d. コンフィギュレーション管理</p> <p>4.3 問題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措置が講じられ、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> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 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>(1) 以下の場合、安全上の重要度が高まる可能性がある。</p> <p>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。</p> <p>b. ポンプ又は弁の分解等の工事に伴う一時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。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

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 本検査を行う際の留意事項

(1) 施設管理に係る活動

a. 施設管理方針として、事業者により施設設置又は事業許可若しくは指定の際に定められた性能を有し、技術基準に適合するように原子力施設を設置し、維持するため、定められていることを検査官が確認する。また、当該方針は、施設の安全確保を最優先として原子力安全のためのマネジメントシステムに基づく活動のうち施設管理の計画、実施、評価及び改善などの活動を確立し、継続的な改善を図るために施設管理の現状、経営的課題、保守管理を行う観点から特別な状態及び高経年化技術評価の結果等を踏まえ、定めていることを検査官が確認する。

原子力施設の経年劣化に関する技術評価として、安全上重要な機器等及び実用炉規則第 82 条第 1 項に定める機器及び構造物の経年劣化に関する技術評価(高経年化技術評価)を行い、当該評価結果に基づき、原子力施設の長期施設管理方針が策定され、当該方針に従って適切に施設管理が実施されていることを確認する。

また、施設管理目標について、事業者により施設管理方針に従って実施すべき各種保全活動の達成状況が明確にされ、施設管理の有効性を監視、評価するため、施設の指標及び施設管理の重要度が高い系統の系統レベルの指標が設定され、指標毎の目標値が定められていることを検査官が確認する。

b. リスク評価の確認

(a) 保全の実施におけるリスク評価の確認するために、以下の観点を考慮すること。

- i. 保全活動に関連する施設リスクを施設の状態を考慮し、適切に特定していることを確認する。
- ii. 特定したリスクについては、リスク分析により、既存の対策、発生確率及びリスクが顕在化した場合の影響を考慮し、リスクレベルを決定していることを確認する。
- iii. リスク分析により決定したリスクレベルについて、定められたリスク基準に従い、リスクに対する対応の必要の有無、対応への優先順位、行動の必要性等を評価していることを確認する。

(b) リスク管理の確認するために、以下の観点を考慮すること。

- i. 選定した検査対象については、事業者が手順書に従いメンテナンスのリスク評価を実施していることを確認する。
- ii. 通常における保全活動に関する業務管理又はリスクマネジメント活動が、定められたリスク基準に従って適切に実行されていることを確認する。
- iii. 保全活動に関するリスクマネジメント活動が発電所内において、効果的に実行され、決められた期間を通じて実行され続けることを確認する。
- iv. 実施中の保全活動を検査対象としている場合は、現場確認の実施により、火災の発生、溢水、安全への障害、消火設備への障害及び電源設備への障害等の新たなリスクを発生させていないことを確認する。
- v. リスクマネジメント活動により、施設の状態における安全性に係る機能が維持されていることを確認する。

(c) 計画外作業時の確認するために、以下の観点を考慮すること。

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 本検査を行う際の留意事項

(1) 施設管理に係る活動

a. 施設管理方針として、事業者により施設設置又は事業許可若しくは指定の際に定められた性能を有し、技術基準に適合するように原子力施設を設置し、維持するため、定められていることを検査官が確認する。また、当該方針は、施設の安全確保を最優先として原子力安全のためのマネジメントシステムに基づく活動のうち施設管理の計画、実施、評価及び改善などの活動を確立し、継続的な改善を図るために施設管理の現状、経営的課題、保守管理を行う観点から特別な状態及び高経年化技術評価の結果等を踏まえ、定めていることを検査官が確認する。

原子力施設の経年劣化に関する技術評価として、安全上重要な機器等及び実用炉規則第 82 条第 1 項に定める機器及び構造物の経年劣化に関する技術評価(高経年化技術評価)を行い、当該評価結果に基づき、原子力施設の長期施設管理方針が策定され、当該方針に従って適切に施設管理が実施されていることを確認する。

また、施設管理目標について、事業者により施設管理方針に従って実施すべき各種保全活動の達成状況が明確にされ、施設管理の有効性を監視、評価するため、施設の指標及び施設管理の重要度が高い系統の系統レベルの指標が設定され、指標毎の目標値が定められていることを検査官が確認する。

b. リスク評価の確認

(a) 保全の実施におけるリスク評価の確認するために、以下の観点を考慮すること。

- i. 保全活動に関連する施設リスクを施設の状態を考慮し、適切に特定していることを確認する。
- ii. 特定したリスクについては、リスク分析により、既存の対策、発生確率及びリスクが顕在化した場合の影響を考慮し、リスクレベルを決定していることを確認する。
- iii. リスク分析により決定したリスクレベルについて、定められたリスク基準に従い、リスクに対する対応の必要の有無、対応への優先順位、行動の必要性等を評価していることを確認する。

(b) リスク管理の確認するために、以下の観点を考慮すること。

- i. 選定した検査対象については、事業者が手順書に従いメンテナンスのリスク評価を実施していることを確認する。
- ii. 通常における保全活動に関する業務管理又はリスクマネジメント活動が、定められたリスク基準に従って適切に実行されていることを確認する。
- iii. 保全活動に関するリスクマネジメント活動が発電所内において、効果的に実行され、決められた期間を通じて実行され続けることを確認する。
- iv. 実施中の保全活動を検査対象としている場合は、現場確認の実施により、火災の発生、溢水、安全への障害、消火設備への障害及び電源設備への障害等の新たなリスクを発生させていないことを確認する。
- v. リスクマネジメント活動により、施設の状態における安全性に係る機能が維持されていることを確認する。

(c) 計画外作業時の確認するために、以下の観点を考慮すること。

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

<p>i. 計画外の作業については、<u>施設の状態及び状態の変化を考慮し、速やかに施設の安全機能の回復に関する活動に対するメンテナンスのリスク評価を実施していること、必要により再評価していることを確認する。</u></p> <p>ii. 計画外作業中においては、<u>事象に関連する対応マニュアル、作業計画、作業工程、施設状態の確立と機器等の構成、必要なタグの取付けや取り外し、一時的な状態の変更や機器等の復旧に係る関連作業が運転上の制限を逸脱していないことを確認する。</u></p> <p><u>c. 保全計画の策定及び運用に関して、以下の事項を確認する。</u></p> <p><u>(a) 保全プログラムの策定については、事業者により原子力施設の安全性、信頼性を確保するために保全プログラムが策定されていることを確認する。</u></p> <p><u>(b) 保全対象範囲の策定については、事業者により原子力施設の中から保全を行うべき対象範囲が選定されていることを確認する。</u></p> <p><u>(c) 保全重要度の設定については、事業者により保全の効果的な遂行のために、施設管理目標の設定及び保全計画の策定に先立ち、保全対象範囲について系統ごとの範囲と機能が明確にされた上で、機器等の保全重要度が設定されていることを確認する。また、保全重要度の設定にあたって活用されるリスク情報としては、PRA から得られるリスク（炉心損傷頻度等）に対する寄与割合を用いて求められたリスク重要度があり、安全性向上評価における PRA では、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度等をリスクとして考慮されていることから、リスク重要度の評価に当たってはこれらのうち最も活用実績があり、リスク重要度の評価事例が豊富な「炉心損傷頻度」が少なくとも考慮されていることを確認する。</u></p> <p><u>(d) 保全計画の策定</u></p> <p>i. 点検計画の策定については、事業者により原子力施設の停止中及び運転中に点検が実施される場合は、あらかじめ保全方式が選定され、点検方法並びにそれらの実施頻度及び時期を定めた点検計画が策定されていることを確認する。</p> <p>具体的には、選定した機器等について、関連する最新の文書（品質マネジメントシステム関連文書、技術文書、系統図、単線結線図、設備の設計図書（設置許可申請書、設計及び工事の計画の認可申請書及び安全性向上評価結果の届出を含む。）等）、保安規定、高経年化技術評価結果の記録、長期保守管理方針、保全結果の記録（工事報告書、検査成績書、保全の有効性評価結果等）、施設管理方針、施設管理目標、劣化メカニズム整理表、保全計画及び点検計画を確認し、事業者の当該機器等に係る保全計画の作成手順の妥当性を確認する。</p> <p>改造工事等に伴い点検周期が変更となる機器等については、事業者の保守管理手順に沿って不適合管理、技術的評価、変更管理等の必要な手順により、点検計画への変更の反映が行われていることを確認する。</p> <p>ii. 補修、取替え及び改造計画の策定については、事業者により補修、取替え及び改造を実施する場合はあらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定されていることを確認する。また、補修、取替え及び改造を実施する機器等が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを、検査及び試験により確認・評価する時期まで「所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な</p>	<p>i. 計画外の作業については、<u>施設の状態及び状態の変化を考慮し、速やかに施設の安全機能の回復に関する活動に対するメンテナンスのリスク評価を実施していること、必要により再評価していることを確認する。</u></p> <p>ii. 計画外作業中においては、<u>事象に関連する対応マニュアル、作業計画、作業工程、施設状態の確立と機器等の構成、必要なタグの取付けや取り外し、一時的な状態の変更や機器等の復旧に係る関連作業が運転上の制限を逸脱していないことを確認する。</u></p> <p><u>c. 保全計画の策定及び運用に関して、以下の事項を確認する。</u></p> <p><u>(a) 保全プログラムの策定については、事業者により原子力施設の安全性、信頼性を確保するために保全プログラムが策定されていることを確認する。</u></p> <p><u>(b) 保全対象範囲の策定については、事業者により原子力施設の中から保全を行うべき対象範囲が選定されていることを確認する。</u></p> <p><u>(c) 保全重要度の設定については、事業者により保全の効果的な遂行のために、施設管理目標の設定及び保全計画の策定に先立ち、保全対象範囲について系統ごとの範囲と機能が明確にされた上で、機器等の保全重要度が設定されていることを確認する。また、保全重要度の設定にあたって活用されるリスク情報としては、PRA から得られるリスク（炉心損傷頻度等）に対する寄与割合を用いて求められたリスク重要度があり、安全性向上評価における PRA では、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度等をリスクとして考慮されていることから、リスク重要度の評価に当たってはこれらのうち最も活用実績があり、リスク重要度の評価事例が豊富な「炉心損傷頻度」が少なくとも考慮されていることを確認する。</u></p> <p><u>(d) 保全計画の策定</u></p> <p>i. 点検計画の策定については、事業者により原子力施設の停止中及び運転中に点検が実施される場合は、あらかじめ保全方式が選定され、点検方法並びにそれらの実施頻度及び時期を定めた点検計画が策定されていることを確認する。</p> <p>具体的には、選定した機器等について、関連する最新の文書（品質マネジメントシステム関連文書、技術文書、系統図、単線結線図、設備の設計図書（設置許可申請書、設計及び工事の計画の認可申請書及び安全性向上評価結果の届出を含む。）等）、保安規定、高経年化技術評価結果の記録、長期保守管理方針、保全結果の記録（工事報告書、検査成績書、保全の有効性評価結果等）、施設管理方針、施設管理目標、劣化メカニズム整理表、保全計画及び点検計画を確認し、事業者の当該機器等に係る保全計画の作成手順の妥当性を確認する。</p> <p>改造工事等に伴い点検周期が変更となる機器等については、事業者の保守管理手順に沿って不適合管理、技術的評価、変更管理等の必要な手順により、点検計画への変更の反映が行われていることを確認する。</p> <p>ii. 補修、取替え及び改造計画の策定については、事業者により補修、取替え及び改造を実施する場合はあらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定されていることを確認する。また、補修、取替え及び改造を実施する機器等が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを、検査及び試験により確認・評価する時期まで「所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	-------------------

要な検査及び試験の項目、「検査及び試験の具体的方法」「評価方法及び管理基準」「検査及び試験の実施時期」が定められていることを確認する。

また、本検査において選定した機器等に係る補修、取替え、改造の設計管理の妥当性（施設として確保する必要がある機能の維持、他機器への波及的影響等を含む。）については「BM0100 設計管理」検査運用ガイドにて確認する。

iii. 特別な保全計画の策定については、事業者により地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施される場合などは、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画が策定されていることを確認する。また、事業者により特別な保全を実施する機器等が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを、点検により確認・評価するために必要な「所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検項目」「点検の具体的方法」「評価方法及び管理基準」「点検の実施基準」が定められていることを確認する。

また、長期保守管理方針を策定している施設においては、高経年化技術評価から抽出された追加保全策が具体的に保全計画に反映されていることを確認する。

(e) 保全活動の実施

保全計画に規定された期間中に実施する計画である原子力施設の設計及び工事、巡視、点検等の活動について、実施体制、工程、実施範囲、方法、実施頻度及び時期が計画に従って実施されていることを確認する。

d. 調達管理

(a) 事業者により供給者の選定に際し、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類又はその他文書に従って、規定された条件（技術的能力、製造・据付能力、製造・据付実績（実施時期、工事種類、発注実績）、トラブル事例の有無等）を確認し、適切な手続きを実施していることを確認する。

(b) 工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に基づき、工事計画等に係る調達物品等の要求事項（安全文化醸成活動に関する事項含む。）は明確で、あらかじめ妥当性が確認されたものであることを確認する。また、必要とされる調達物品等に関する情報の確保できることを確認する。

(c) 事業者は工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に基づき、調達先（供給者、請負業者）に対する管理方式・程度（監査、立入、報告、能力調査、提出書類の指示等）が重要度や能力等に応じて定めていることを確認する。

(d) 事業者は調達に際して、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に従って、事業者から要求事項を仕様書等で明確にし、契約先に提示していることを確認する。

(e) 事業者は仕様書の要求事項において、調達物品等の受領時に、供給者からの作業・試験成績書等の記録の提出を義務付けしており、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類又はその他文書に従って、事業者が要求事項（安全文化醸成活動に関する事項含む。）を満たしていることを確認していることを確認する。

(f) 事業者は工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に従って、調達物品等の検証方法及び手順等があらかじめ定め、実施していることを確認する。

(g) 事業者は工事計画、品質保証計画等に記載された規定類又はその他文書に従って、供給者の検証

検査及び試験の項目、「検査及び試験の具体的方法」「評価方法及び管理基準」「検査及び試験の実施時期」が定められていることを確認する。

また、本検査において選定した機器等に係る補修、取替え、改造の設計管理の妥当性（施設として確保する必要がある機能の維持、他機器への波及的影響等を含む。）については「BM0100 設計管理」検査運用ガイドにて確認する。

iii. 特別な保全計画の策定については、事業者により地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施される場合などは、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画が策定されていることを確認する。また、事業者により特別な保全を実施する機器等が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを、点検により確認・評価するために必要な「所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検項目」「点検の具体的方法」「評価方法及び管理基準」「点検の実施基準」が定められていることを確認する。

また、長期保守管理方針を策定している施設においては、高経年化技術評価から抽出された追加保全策が具体的に保全計画に反映されていることを確認する。

(e) 保全活動の実施

保全計画に規定された期間中に実施する計画である原子力施設の設計及び工事、巡視、点検等の活動について、実施体制、工程、実施範囲、方法、実施頻度及び時期が計画に従って実施されていることを確認する。

d. 調達管理

(a) 事業者により供給者の選定に際し、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類又はその他文書に従って、規定された条件（技術的能力、製造・据付能力、製造・据付実績（実施時期、工事種類、発注実績）、トラブル事例の有無等）を確認し、適切な手続きを実施していることを確認する。

(b) 工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に基づき、工事計画等に係る調達物品等の要求事項（安全文化醸成活動に関する事項含む。）は明確で、あらかじめ妥当性が確認されたものであることを確認する。また、必要とされる調達物品等に関する情報の確保できることを確認する。

(c) 事業者は工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に基づき、調達先（供給者、請負業者）に対する管理方式・程度（監査、立入、報告、能力調査、提出書類の指示等）が重要度や能力等に応じて定めていることを確認する。

(d) 事業者は調達に際して、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に従って、事業者から要求事項を仕様書等で明確にし、契約先に提示していることを確認する。

(e) 事業者は仕様書の要求事項において、調達物品等の受領時に、供給者からの作業・試験成績書等の記録の提出を義務付けしており、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類又はその他文書に従って、事業者が要求事項（安全文化醸成活動に関する事項含む。）を満たしていることを確認していることを確認する。

(f) 事業者は工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に従って、調達物品等の検証方法及び手順等があらかじめ定め、実施していることを確認する。

(g) 事業者は工事計画、品質保証計画等に記載された規定類又はその他文書に従って、供給者の検証（受

記載の適正化（誤記）

<p><u>(受入検査、供給者への監査等)結果が適切に管理されていることを確認する。</u></p> <p>e. 調達要求事項 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものが含まれていることを確認する。</p> <p>(a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項 (b) 要員の適格性確認に関する要求事項 (c) 品質マネジメントに関する要求事項</p> <p>また、事業者により、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることが確認されていることを確認すること。</p> <p>f. 調達プロセス 事業者により調達製品を調達要求事項に確実に適合させる必要があることから、調達管理プロセスが適切に運用されていることを確認する。</p> <p>供給者及び調達製品が事業者の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、事業者により供給者が評価され、選定されるため、この選定、評価及び再評価の基準が定められ、適切に選定及び評価が行われていることを確認する。</p> <p>評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持しなければならないことから、適切に実施されていることを確認する。</p> <p>事業者により、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法が定められていることを確認する。</p> <p>g. 調達製品の検証 事業者により、調達製品が、規定された調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動が定められ、適切に実施されていることを確認する。</p> <p>また、事業者により、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品の識別、取扱い、包装、保管及び保護を含め、保存されていることを確認する。当該保存は、取替品、予備品にも適用されていることを確認する。</p> <p>h. 原子力施設の設計、工事、巡視、点検等の結果の確認及び評価</p> <p>(a) 点検手入れ前後データの確認及び点検結果等の評価については、検査対象の状態を把握するため、機器リスト、系統図、機器配置図等を用いて現場を確認するとともに、記録等の適切性を確認するため、必要に応じて点検手入れ前の状況及び点検手入れ後の状況が記録され、評価されていることを確認する。</p> <p>(b) 状態監視データの確認評価については、保全方式として状態基準保全を選定している機器等のうち、設備診断技術を使用する場合、状態監視データ項目、評価方法、管理基準、データ採取頻度、実施時期及び機器等の状態が管理基準に達した場合の対応方法が関連文書に定められているとともに、それに基づき状態基準保全が実施されていることを確認する。また、必要により現場における</p>	<p>入検査、供給者への監査等)結果が適切に管理されていることを確認する。</p> <p>e. 調達要求事項 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものが含まれていることを確認する。</p> <p>(a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項 (b) 要員の適格性確認に関する要求事項 (c) 品質マネジメントに関する要求事項</p> <p>また、事業者により、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることが確認されていることを確認すること。</p> <p>f. 調達プロセス 事業者により調達製品を調達要求事項に確実に適合させる必要があることから、調達管理プロセスが適切に運用されていることを確認する。</p> <p>供給者及び調達製品が事業者の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、事業者により供給者が評価され、選定されるため、この選定、評価及び再評価の基準が定められ、適切に選定及び評価が行われていることを確認する。</p> <p>評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持しなければならないことから、適切に実施されていることを確認する。</p> <p>事業者により、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法が定められていることを確認する。</p> <p>g. 調達製品の検証 事業者により、調達製品が、規定された調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動が定められ、適切に実施されていることを確認する。</p> <p>また、事業者により、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品の識別、取扱い、包装、保管及び保護を含め、保存されていることを確認する。当該保存は、取替品、予備品にも適用されていることを確認する。</p> <p>h. 原子力施設の設計、工事、巡視、点検等の結果の確認及び評価</p> <p>(a) 点検手入れ前後データの確認及び点検結果等の評価については、検査対象の状態を把握するため、機器リスト、系統図、機器配置図等を用いて現場を確認するとともに、記録等の適切性を確認するため、必要に応じて点検手入れ前の状況及び点検手入れ後の状況が記録され、評価されていることを確認する。</p> <p>(b) 状態監視データの確認評価については、保全方式として状態基準保全を選定している機器等のうち、設備診断技術を使用する場合、状態監視データ項目、評価方法、管理基準、データ採取頻度、実施時期及び機器等の状態が管理基準に達した場合の対応方法が関連文書に定められているとともに、それに基づき状態基準保全が実施されていることを確認する。また、必要により現場における状態監視</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	---

<p>状態監視の実施状況を確認する。</p> <p>(c) 運転データの監視、評価については、通常運転状態における検査対象の各種パラメータを採取し、工場試験データ及び建設時の各種試験データと現状データを確認するとともに経年変化等について検討され、評価されていることを確認する。</p> <p>(d) 点検・補修等の不適合管理及び是正処置については、事業者が点検・補修等を実施した機器等が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合には、不適合管理を行った上で、是正処置が講じられていることを確認する。</p> <p>また、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合であって、あらかじめ定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合は、不適合管理を行った上で、是正処置が講じられていることを確認する。</p> <p>(e) 事業者自らの原子力施設に係る不適合管理及び是正処置が記録されるとともに、他原子力施設への注意喚起、トラブル未然防止の観点で有益と考えられる情報についてその情報が共有されるため「原子力施設情報ライブラリー」等に登録されていることを確認する。</p> <p>(f) 保守管理の有効性評価については、事業者による保全の有効性評価の結果及び施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、当該管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげているか否かを確認する。また、事業者による施設管理の有効性の結果とその根拠及び必要となる改善内容が記録されていることを確認する。</p> <p>(2)原子力施設における施工管理</p> <p>選定した機器等については、保守管理や保全計画のほか、工事計画、設計管理、調達管理及び工事管理等の必要な手順により点検・補修等の保全が実施されるとともに、その結果が記録されていることを確認する。また、必要により現場における保全の実施状況を確認する。なお、設計管理の妥当性については「BM0100 設計管理」検査運用ガイドにて実施する。</p> <p>a. 施工計画</p> <p>保全の実施の確認においては、点検等の工事实施に当たっての工事計画(予算措置、工程、仕様等の策定)、協力会社等に対する調達管理及び工事管理(工程管理、現場施工管理、協力会社の管理等)を考慮し、実際の現場については表3「施工管理における管理項目等の具体例」を参考に作業等のポイントを定めた上で現場確認を実施する。</p> <p>b. 品質管理</p> <p>工場製作品を調達する際の工場及び現地での製造、据え付け、試運転、各段階における検査並びに試験について基本事項を定め、その重要度に応じた品質管理の内容、区分が定められていることを確認する。具体的には以下の点について、確認する。</p> <p>(a) 立合確認 (b) ホールドポイント (c) 記録確認 (d) 供給者確認</p> <p>また、事業者の要領書及び試験検査要領に関して、以下の事項が実施されていることを確認する。</p>	<p>の実施状況を確認する。</p> <p>(c) 運転データの監視、評価については、通常運転状態における検査対象の各種パラメータを採取し、工場試験データ及び建設時の各種試験データと現状データを確認するとともに経年変化等について検討され、評価されていることを確認する。</p> <p>(d) 点検・補修等の不適合管理及び是正処置については、事業者が点検・補修等を実施した機器等が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合には、不適合管理を行った上で、是正処置が講じられていることを確認する。</p> <p>また、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合であって、あらかじめ定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合は、不適合管理を行った上で、是正処置が講じられていることを確認する。</p> <p>(e) 事業者自らの原子力施設に係る不適合管理及び是正処置が記録されるとともに、他原子力施設への注意喚起、トラブル未然防止の観点で有益と考えられる情報についてその情報が共有されるため「原子力施設情報ライブラリー」等に登録されていることを確認する。</p> <p>(f) 保守管理の有効性評価については、事業者による保全の有効性評価の結果及び施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、当該管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげているか否かを確認する。また、事業者による施設管理の有効性の結果とその根拠及び必要となる改善内容が記録されていることを確認する。</p> <p>(2)原子力施設における施工管理</p> <p>選定した機器等については、保守管理や保全計画のほか、工事計画、設計管理、調達管理及び工事管理等の必要な手順により点検・補修等の保全が実施されるとともに、その結果が記録されていることを確認する。また、必要により現場における保全の実施状況を確認する。なお、設計管理の妥当性については「BM0100 設計管理」検査運用ガイドにて実施する。</p> <p>a. 施工計画</p> <p>保全の実施の確認においては、点検等の工事实施に当たっての工事計画(予算措置、工程、仕様等の策定)、協力会社等に対する調達管理及び工事管理(工程管理、現場施工管理、協力会社の管理等)を考慮し、実際の現場については表3「施工管理における管理項目等の具体例」を参考に作業等のポイントを定めた上で現場確認を実施する。</p> <p>b. 品質管理</p> <p>工場製作品を調達する際の工場及び現地での製造、据え付け、試運転、各段階における検査並びに試験について基本事項を定め、その重要度に応じた品質管理の内容、区分が定められていることを確認する。具体的には以下の点について、確認する。</p> <p>(a) 立合確認 (b) ホールドポイント (c) 記録確認 (d) 供給者確認</p> <p>また、事業者の要領書及び試験検査要領に関して、以下の事項が実施されていることを確認する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<p>i. 実施要領書、試験検査要領を作成する者については、必要な力量が定められ、当該力量を持った者が作成していること。</p> <p>ii. 実施要領書、試験検査要領は、適切に審査・承認されており、必要に応じて更新し、再承認されていること。</p> <p>iii. 実施要領書・試験検査要領書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態であること。</p> <p>iv. 読みやすくかつ容易に識別可能な状態であること。</p> <p>v. 仕様書や工事計画書等に基づき要求事項が明記され整合がとれていること。</p> <p>vi. 工事計画記載事項、技術基準の条項等を明記され、試験や確認検査の判定基準の根拠が適切であること。</p> <p>vii. 最新情報、知見、工法等が反映されていること。</p> <p>viii. 工事及び試験の責任や権限が明確に定められていること。</p> <p>ix. 要領書が適切に制定又は改訂されており、最新版管理が適切に行われるとともに、廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別が行われていること。</p> <p>x. 工事及び試験検査について、適切な時期を設定していること。また、他の工事及び試験検査において、安全を担保できない又は影響を及ぼすおそれのある時期に設定していないこと。</p> <p>xi. 要領書は、要求事項への適合及びマネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理していること。</p> <p>xii. 事業者は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために、“文書化された手順”を確立していること。</p> <p>xiii. 事業者は、工事、原子力施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を修正していること。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にしていること。</p> <p>c. 工程管理</p> <p>(a) 事業者は、工事計画等に従って、発電所全体の主要工程を加味した工程表を作成し、工事完了や検査の実施時期及び検査が確実に行われることを管理していること。</p> <p>(b) 工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、手順書又はその他文書に従って、工事及び検査工程の管理手順（ホールドポイント、リリース権限、確認時期、工程管理表等）が定められ、工程の設定及び変更は関係部門と協議し、また周知されていること。</p> <p>(c) 工事及び検査工程は、事業者及び供給者等の作業実態（要員数、能力、検査方法等）と合致していること。</p> <p>(d) 事業者は、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、手順書又はその他文書に従って、<u>ツールボックスミーティング</u>、作業日報等により、作業工程の調整や確認、手順の確認、<u>リスク</u>管理等を行なわれていること。</p>	<p>i. 実施要領書、試験検査要領を作成する者については、必要な力量が定められ、当該力量を持った者が作成していること。</p> <p>ii. 実施要領書、試験検査要領は、適切に審査・承認されており、必要に応じて更新し、再承認されていること。</p> <p>iii. 実施要領書・試験検査要領書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態であること。</p> <p>iv. 読みやすくかつ容易に識別可能な状態であること。</p> <p>v. 仕様書や工事計画書等に基づき要求事項が明記され整合がとれていること。</p> <p>vi. 工事計画記載事項、技術基準の条項等を明記され、試験や確認検査の判定基準の根拠が適切であること。</p> <p>vii. 最新情報、知見、工法等が反映されていること。</p> <p>viii. 工事及び試験の責任や権限が明確に定められていること。</p> <p>ix. 要領書が適切に制定又は改訂されており、最新版管理が適切に行われるとともに、廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別が行われていること。</p> <p>x. 工事及び試験検査について、適切な時期を設定していること。また、他の工事及び試験検査において、安全を担保できない又は影響を及ぼすおそれのある時期に設定していないこと。</p> <p>xi. 要領書は、要求事項への適合及びマネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理していること。</p> <p>xii. 事業者は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために、“文書化された手順”を確立していること。</p> <p>xiii. 事業者は、工事、原子力施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を修正していること。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にしていること。</p> <p>c. 工程管理</p> <p>(a) 事業者は、工事計画等に従って、発電所全体の主要工程を加味した工程表を作成し、工事完了や検査の実施時期及び検査が確実に行われることを管理していること。</p> <p>(b) 工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、手順書又はその他文書に従って、工事及び検査工程の管理手順（ホールドポイント、リリース権限、確認時期、工程管理表等）が定められ、工程の設定及び変更は関係部門と協議し、また周知されていること。</p> <p>(c) 工事及び検査工程は、事業者及び供給者等の作業実態（要員数、能力、検査方法等）と合致していること。</p> <p>(d) 事業者は、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、手順書又はその他文書に従って、<u>ツールボックスミーティング（以下「T.B.M」という）</u>、作業日報等により、作業工程の調整や確認、手順の確認、<u>リスク</u>管理等を行なわれていること。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	-------------------

(e)事業者は、調達物品等に関する情報の確保も含め、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、作業要領書、検査要領書又はその他文書に工事進捗管理の要領が明確にされており管理、記録していること。

(f)事業者は、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書、作業要領書、検査要領書又はその他文書に次工程への引き渡しは明確にされ、権限者により確実に実施していること。

(g)事業者は、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書、作業要領書、検査要領書又はその他文書に従って、工事進捗管理は関係者間で共有化され、状態が識別している。

d. アイソレーション管理

保全の実施における工事管理については、施設の安全確保の観点から、保安規定、リスク情報等をもとに、同様の機能を有する系統の同時停止の回避などの「安全確保に必要な措置（以下「安全処置」という。）」を行い、機器等の改造による既存設備に対する波及的影響、機能喪失、性能低下がないことを確認する。

試験終了後は、試験範囲における安全処置の解除、系統構成や電源等の復旧、系統及び点検対象機器等が要求される本来の状態に維持されていること等、現場の設備環境を正常な状態に復旧していることを確認する。なお、系統構成の妥当性については「BO1020 設備の系統構成」検査運用ガイドにて実施する。

e. 記録の整理

要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的な運用の証拠を示すために作成された記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために文書化された手順が確立されていることを確認する。また記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であることを確認する。

点検、試験等の実績については、工事報告書、検査報告書等により点検計画への実績反映が遅滞なく反映されていることを確認する。また、一つの機器等を複数の保全部門で管理しているものについては、点検漏れや反映漏れのないように適切に管理されていることを確認する。

f. 施工管理

現場における施工管理のポイントについては、表3「施工管理における管理項目等の具体例」を参考に作業等を現場確認にて実施する。また、仕様書や工事計画書等に基づいた要求事項に対して満足できる施工管理体制や要員の員数、必要な力量を有した者が選任されていること等について確認する。

g. 安全管理

関係法令及び原子力施設内の諸規則等を遵守については、原子力安全の根底となる作業安全について適切に実施されていることを確認すること。また、所管する法規以外における不適切な事象を発見した場合は、必要に応じて法規を管轄する部署に連絡を行うこと。

h. 監視及び巡視

運転中及び停止時における監視並びに通常巡視、特別巡視を実施する場合については、関連パラ

(e)事業者は、調達物品等に関する情報の確保も含め、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、作業要領書、検査要領書又はその他文書に工事進捗管理の要領が明確にされており管理、記録していること。

(f)事業者は、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書、作業要領書、検査要領書又はその他文書に次工程への引き渡しは明確にされ、権限者により確実に実施していること。

(g)事業者は、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書、作業要領書、検査要領書又はその他文書に従って、工事進捗管理は関係者間で共有化され、状態が識別している。

d. アイソレーション管理

保全の実施における工事管理については、施設の安全確保の観点から、保安規定、リスク情報等をもとに、同様の機能を有する系統の同時停止の回避などの「安全確保に必要な措置」（以下「安全処置」という。）を行い、機器等の改造による既存設備に対する波及的影響、機能喪失、性能低下がないことを確認する。

試験終了後は、試験範囲における安全処置の解除、系統構成や電源等の復旧、系統及び点検対象機器等が要求される本来の状態に維持されていること等、現場の設備環境を正常な状態に復旧していることを確認する。なお、系統構成の妥当性については「BO1020 設備の系統構成」検査運用ガイドにて実施する。

e. 記録の整理

要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的な運用の証拠を示すために作成された記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために文書化された手順が確立されていることを確認する。また記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であることを確認する。

点検、試験等の実績については、工事報告書、検査報告書等により点検計画への実績反映が遅滞なく反映されていることを確認する。また、一つの機器等を複数の保全部門で管理しているものについては、点検漏れや反映漏れのないように適切に管理されていることを確認する。

f. 施工管理

現場における施工管理のポイントについては、表3「施工管理における管理項目等の具体例」を参考に作業等を現場確認にて実施する。また、仕様書や工事計画書等に基づいた要求事項に対して満足できる施工管理体制や要員の員数、必要な力量を有した者が選任されていること等について確認する。

g. 安全管理

関係法令及び原子力施設内の諸規則等を遵守については、原子力安全の根底となる作業安全について適切に実施されていることを確認すること。また、所管する法規以外における不適切な事象を発見した場合は、必要に応じて法規を管轄する部署に連絡を行うこと。

h. 監視及び巡視

運転中及び停止時における監視並びに通常巡視、特別巡視を実施する場合については、関連パラメ

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

メータを確認することや周辺機器や周辺計器の動作等に確認するとともに接触や誤操作、誤作動を起こさないよう注意する。また、通常時と異なるパラメータや状態を確認した場合には、速やかに関係各所に連絡を行うことやその方法や手段が確立されていることを確認する。

5.3 核燃料施設等に対して検査を行う際の留意事項

- (1) 試験研究炉においては、特に原子炉計装系及び機器の操作性に関わる保守活動の実施に特に注意を払うこと。
 - (2) 核燃料施設等の熱交換器・ヒートシンク設備については、定期的にウォークダウンの一環として「BM1040 ヒートシンク性能」検査運用ガイドを参考とした確認を行うこと。
 - (3) 核燃料施設等においては、改造、補修又は取替え作業の一部として、供用期間中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) 核燃料施設等においては、供用期間中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) 廃棄物埋設施設の管理
事業許可申請書、保安規定等に基づき、埋設設備の排水及び雨水等の侵入の防止の措置、埋設設備の点検及び修復、危険物の排除、周辺監視区域の地下水の監視、埋設用クレーンの点検状況等について確認する。また、廃棄物埋設施設等の技術上の基準への適合を確認するために、適切な工程ごとに事業者が実施する保安のために必要な措置等に係る活動を確認する。
 - (6) 廃棄物埋設地の管理
事業許可申請書、保安規定等に基づく措置（土砂等の充填状況、覆土の状況、立札、区画の損壊状況、地下水等の監視）が実施されていることを確認する。
- (削る)
- (削る)
- (7) 放射性廃棄物の受入管理
埋設する放射性廃棄物の受入に際し、放射性廃棄物等に関する保安のために必要な措置に係る活動を確認する（廃棄物埋設施設以外で実施される技術上の基準への適合を確認する活動を含む。）。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○運用の明確化 ①核燃料施設等に対して検査を行う際、放射性	

メータを確認することや周辺機器や周辺計器の動作等に確認するとともに接触や誤操作、誤作動を起こさないよう注意する。また、通常時と異なるパラメータや状態を確認した場合には、速やかに関係各所に連絡を行うことやその方法や手段が確立されていることを確認する。

5.3 核燃料施設等に対して検査を行う際の留意事項

- (1) 試験研究炉においては、特に原子炉計装系及び機器の操作性に関わる保守活動の実施に特に注意を払うこと。
 - (2) 核燃料施設等の熱交換器・ヒートシンク設備については、定期的にウォークダウンの一環として「BM1040 ヒートシンク性能」検査運用ガイドを参考とした確認を行うこと。
 - (3) 核燃料施設等においては、改造、補修又は取替え作業の一部として、供用期間中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) 核燃料施設等においては、供用期間中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) 廃棄物埋設施設の管理
事業許可、保安規定等に基づき、埋設設備の排水の監視状況、埋設設備の修復状況、周辺監視区域の地下水の監視、埋設用クレーンの点検状況等について確認する。
 - (6) 廃棄物埋設地の管理
事業許可、保安規定等に基づく措置が実施されていることを確認する。特に、埋設保全区域や輸送経路が適切に管理されていることについて確認する。
 - (7) 廃棄物埋設地(埋設が終了した廃棄物埋設地)の管理
事業許可、保安規定等に基づく措置(覆土の確認、立札、区画の損壊状況、地下水の監視等)が実施されていることを確認する。
 - (8) 廃棄物埋設施設の管理
技術上の基準への適合を確認するための適切な工程ごとに、事業者の保安のために講ずべき措置等に係る活動を確認する。
- (新設)

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

(新設)

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）※(5)、(8)及び(6)、(7)を統合整理

運用の明確化
・核燃料施設等に対して検査を行う際、放射性廃棄物の受入管理の確認について明確化

記載の適正化（誤記）

改正に伴う修正

廃棄物の受入管理の確認について明確化 (5.3
核燃料施設等に対して検査を行う際の留意事
項、表2 検査要件まとめ表)
②廃棄物埋設施設の作業管理の検査項目につい
て、技術上の基準への適合に係る保安措置を
確認する場合のサンプル数の明確化 (表2 検
査要件まとめ表)
○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	施設管理に係る規則条項	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9条	第15条第1項第17号又は第2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11条	第17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	第8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	第37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	第34条第1項第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	第63条第1項第15号又は第2項第17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	第2条の12第1項第15号又は第2項第18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	作業管理	1年	4	20	日常

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	施設管理に係る規則条項	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9条	第15条第1項第17号又は第2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11条	第17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	第8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	第37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	第34条第1項第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	第63条第1項第15号又は第2項第17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	第2条の12第1項第15号又は第2項第18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	作業管理	1年	4	20	日常

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

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	作業管理	1年	4	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	作業管理 (熱出力500kw以上※1)	1年	2	10	日常
02	作業管理 (熱出力500kw以上※2)	1年	1	5	日常
03	作業管理 (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	作業管理	1年	4	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	作業管理 (MOX加工)	1年	3	15	日常
02	作業管理 (ウラン加工)	1年	2	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	作業管理	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	作業管理	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	作業管理	1年	1	5	日常
02	作業管理(廃棄物埋設施設の管理)※1	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常
03	作業管理(放射性廃棄物の受入管理)	発生の都度	必要に応じ	必要に応じ	日常 チーム※2

※1 技術上の基準への適合に係る保安措置を確認する場合。

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	作業管理	1年	4	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	作業管理 (熱出力500kw以上※1)	1年	2	10	日常
02	作業管理 (熱出力500kw以上※2)	1年	1	5	日常
03	作業管理 (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	作業管理	1年	4	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	作業管理 (MOX加工)	1年	3	15	日常
02	作業管理 (ウラン加工)	1年	2	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	作業管理	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	作業管理	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	作業管理	1年	1	5	日常

運用の明確化

・廃棄物埋設施設の作業管理の検査項目について、技術上の基準への適合に係る保安措置を確認する場合のサンプル数の明確化

運用の明確化

※2 廃棄物埋設施設にて実施される場合は日常、施設以外で実施される場合はチーム

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	作業管理	1年	1	5	日常

表3 施工管理における管理項目等の具体例

管理項目	具体例	
1. 事前準備	事前現場調査、確認	事前に作業環境、危険作業(酸欠、高所、重量物、放射線、高温、高圧、活線)等を確認していること。
	法定検査、関係法令の確認	炉規法その他法令で定める検査及び関係法令について、確認していること。
	過去の点検記録、報告書の所見等の確認	作業依頼票等、故障・トラブル情報(ニューシア)、点検履歴、劣化傾向、前回点検時の所見や懸案事項、申し送り事項等を確認していること。
	工程調整、作業範囲、火気作業範囲の調整、確保	事前に工程や作業範囲等が干渉していない。また、他工事との調整がされていること。
	搬入経路、仮置き場所の調整、確保	事前に搬入経路の確認、仮置き場所の調整や空間が確保できることを確認していること。
	仮設設備、代替機器、計測器等の確認	事前に工事に伴い必要となる仮設設備、代替機器、計測器等について確認していること。
	教育及び有資格者(有効期限等)の確認	入所時教育や作業に必要な有資格を所有しており、有効期限内であることを確認していること。
	放射線作業計画書、放射線防護指導書の確認	放射線作業計画書、放射線防護指導書の作成及び承認されていることを確認する。また、工事期間、内容等が適切であることを確認していること。
	施工図面、製作図面等の承認確認	契約締結後、工事着手前に工事で必要な施工図面、製作図面等を作成し、承認されている最新のものを使用していること。
	契約締結、工事要領書、検査要領書の提出、承認確認	契約締結、工事着工届け等の確認、工事着手前に工事要領書、検査要領書を作成し提出した後、承認されている最新のものを確認し確認していること。
	事前検討会の実施(安全管理、放射線管理、リスク管理、品質管理等)	事前検討会において、安全管理、放射線管理、リスク管理、品質管理の面から関係者が本工事の内容や注意点等について話し合い、理解していること。
	施工管理体制等の確認	施工管理体制、安全管理体制、品質管理体制、緊急連絡体制について、実際との整合を確認していること。
	作業票の発行、確認	発行された作業票の工事期間、内容等について整合

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	作業管理	1年	1	5	日常

表3 施工管理における管理項目等の具体例

管理項目	具体例	
1. 事前準備	事前現場調査、確認	事前に作業環境、危険作業(酸欠、高所、重量物、放射線、高温、高圧、活線)等を確認していること。
	法定検査、関係法令の確認	炉規法その他法令で定める検査及び関係法令について、確認していること。
	過去の点検記録、報告書の所見等の確認	作業依頼票等、故障・トラブル情報(ニューシア)、点検履歴、劣化傾向、前回点検時の所見や懸案事項、申し送り事項等を確認していること。
	工程調整、作業範囲、火気作業範囲の調整、確保	事前に工程や作業範囲等が干渉していない。また、他工事との調整がされていること。
	搬入経路、仮置き場所の調整、確保	事前に搬入経路の確認、仮置き場所の調整や空間が確保できることを確認していること。
	仮設設備、代替機器、計測器等の確認	事前に工事に伴い必要となる仮設設備、代替機器、計測器等について確認していること。
	教育及び有資格者(有効期限等)の確認	入所時教育や作業に必要な有資格を所有しており、有効期限内であることを確認していること。
	放射線作業計画書、放射線防護指導書の確認	放射線作業計画書、放射線防護指導書の作成及び承認されていることを確認する。また、工事期間、内容等が適切であることを確認していること。
	施工図面、製作図面等の承認確認	契約締結後、工事着手前に工事で必要な施工図面、製作図面等を作成し、承認されている最新のものを使用していること。
	契約締結、工事要領書、検査要領書の提出、承認確認	契約締結、工事着工届け等の確認、工事着手前に工事要領書、検査要領書を作成し提出した後、承認されている最新のものを確認し確認していること。
	事前検討会の実施(安全管理、放射線管理、リスク管理、品質管理等)	事前検討会において、安全管理、放射線管理、リスク管理、品質管理の面から関係者が本工事の内容や注意点等について話し合い、理解していること。
	施工管理体制等の確認	施工管理体制、安全管理体制、品質管理体制、緊急連絡体制について、実際との整合を確認していること。
	作業票の発行、確認	発行された作業票の工事期間、内容等について整合

・核燃料施設等に対して検査を行う際、放射性廃棄物の受入管理の確認について明確化

記載の適正化(誤記)

		を確認していること。
	安全処置票の確認	発行された安全処置票の内容について整合を確認していること。
	作業規制等の発行、周知の確認	工事に伴い必要な作業規制等の発行及び関係各所への周知と他の作業規制について確認していること。
	門、大物搬入口、境界扉、床開口部等開閉の申請確認	工事に伴い必要な門、大物搬入口、境界扉、床開口部等開閉の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	重機、天井クレーン等使用許可の申請確認	工事に伴い必要な重機、天井クレーン等使用許可の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	工事用電源、圧縮空気、ろ過水等使用許可の申請確認	工事に伴い必要な工事用電源、圧縮空気、ろ過水等使用許可の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	仮設足場、火気養生の申請確認	工事に伴い必要な仮設足場、火気養生の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	火気、危険物の取り扱い申請確認	工事に伴い必要な火気、危険物の取り扱い申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	溶接機器、回転機器の電氣的雑音確認申請	工事に伴い必要な溶接機器、回転機器の電氣的雑音確認申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	施錠管理個所の鍵借用申請	工事に伴い必要な施錠管理個所の鍵借用申請及び他の申請について確認していること。
	廃棄物発生量、処理方法、保管品等の確認	工事に伴い発生する廃棄物の発生量、処理方法、構内保管品等について確認していること。
2. 現場準備	作業範囲の状況確認	作業範囲の区画、養生(安全、放管を含む)
	使用工具、計測機器の確認	使用工具、計測機器の員数確認、有効期限等の確認
	取替部品の確認	取替部品の仕様、員数、外観目視点検を実施
	隔離状態の確認	系統との弁隔離(境界点)、電源、端子解線等隔離の確認
	搬入、受入れ検査	据付、設置品の仕様、員数、外観目視点検
	外観点検(作業前)	配管識別表示等
	可燃物除去、火気養生及び危険物管理	作業範囲の可燃物除去、溶接等火気作業への養生及び危険物管理を行う。
3. 撤去作業	干渉物撤去	干渉架台、支持構造物撤去
		干渉電気品、計装品撤去
		干渉配管撤去に伴う切断位置確認

		を確認していること。
	安全処置票の確認	発行された安全処置票の内容について整合を確認していること。
	作業規制等の発行、周知の確認	工事に伴い必要な作業規制等の発行及び関係各所への周知と他の作業規制について確認していること。
	門、大物搬入口、境界扉、床開口部等開閉の申請確認	工事に伴い必要な門、大物搬入口、境界扉、床開口部等開閉の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	重機、天井クレーン等使用許可の申請確認	工事に伴い必要な重機、天井クレーン等使用許可の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	工事用電源、圧縮空気、ろ過水等使用許可の申請確認	工事に伴い必要な工事用電源、圧縮空気、ろ過水等使用許可の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	仮設足場、火気養生の申請確認	工事に伴い必要な仮設足場、火気養生の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	火気、危険物の取り扱い申請確認	工事に伴い必要な火気、危険物の取り扱い申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	溶接機器、回転機器の電氣的雑音確認申請	工事に伴い必要な溶接機器、回転機器の電氣的雑音確認申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	施錠管理個所の鍵借用申請	工事に伴い必要な施錠管理個所の鍵借用申請及び他の申請について確認していること。
	廃棄物発生量、処理方法、保管品等の確認	工事に伴い発生する廃棄物の発生量、処理方法、構内保管品等について確認していること。
2. 現場準備	作業範囲の状況確認	作業範囲の区画、養生(安全、放管を含む)
	使用工具、計測機器の確認	使用工具、計測機器の員数確認、有効期限等の確認
	取替部品の確認	取替部品の仕様、員数、外観目視点検を実施
	隔離状態の確認	系統との弁隔離(境界点)、電源、端子解線等隔離の確認
	搬入、受入れ検査	据付、設置品の仕様、員数、外観目視点検
	外観点検(作業前)	配管識別表示等
	可燃物除去、火気養生及び危険物管理	作業範囲の可燃物除去、溶接等火気作業への養生及び危険物管理を行う。
3. 撤去作業	干渉物撤去	干渉架台、支持構造物撤去
		干渉電気品、計装品撤去
		干渉配管撤去に伴う切断位置確認

	既設物撤去	保温材、 <u>防露材撤去</u> 配管撤去到に伴う切断位置確認
4. 据付、 <u>点検</u> ・ <u>検査</u> ・ <u>計測</u>	材料検査 (<u>工場製作品</u>)	据付、設置品の材料検査 (<u>工場製作品</u>)
	完成検査 (<u>工場製作品</u>)	据付、設置品の完成検査 (<u>工場製作品</u>)
	据付・ <u>計測</u>	配管開先加工
		配管開先検査
		支持架台等据付位置確認 (<u>芯出し含む</u>)
		ポンプ、 <u>容器</u> 等据付位置確認 (<u>芯出し含む</u>)
	異物混入防止対策	異物混入防止強化管理場所、 <u>機器</u> 、 <u>容器</u> 、及び配管等への管理、 <u>処置</u>
	非破壊試験 (<u>VT を含む</u>)	浸透探傷試験 (<u>PT</u>)
		磁粉探傷試験 (<u>MT</u>)
		放射線透過試験 (<u>RT</u>)
渦流探傷試験 (<u>ECT</u>)		
超音波探傷試験 (<u>UT</u>)		
締付、 <u>据付状況の確認</u>	ポンプ組立後芯出し	
	フランジ隙間測定・ <u>トルク</u> 確認	
	組立に伴う各部寸法測定	
取替部品の確認	消耗品の確認	
5. 組立、 <u>試験</u> 、 <u>復旧</u> 、 <u>片付け</u>	外観点検 (<u>VT</u>)	据付後の外観目視点検
		配管識別表示等
	干渉物復旧	干渉架台、 <u>支持構造物</u> 復旧
		干渉電気品・ <u>計装品</u> 復旧
	漏えい試験	耐圧試験、 <u>漏えい率</u> 試験等
	電気・ <u>計装</u> 試験	絶縁抵抗測定、 <u>耐電圧</u> 試験、 <u>漏れ電流</u> 試験、 <u>ロジック</u> 確認、 <u>シーケンス</u> 試験、 <u>インターロック</u> 試験、 <u>警報</u> 試験等
	性能・ <u>特性</u> 試験	弁ストローク確認
		安全弁漏えい試験
		弁動作試験
		ポンプ試運転
	洗淨、 <u>異物</u> 除去	洗淨後の判定 (<u>清浄度</u>)
	既設設備への影響確認	既設設備への影響が無いことを確認
	隔離復旧の確認	系統との隔離 (<u>境界点</u>)、 <u>電源</u> 、 <u>端子解線</u> 等隔離復旧の確認 (<u>復旧状態</u>)
使用工具、 <u>計測機器</u> の確認	使用工具、 <u>計測機器</u> の員数確認、 <u>異物混入</u> 防止管理	
作業範囲の復旧確認	作業範囲の清掃等確認	

	既設物撤去	保温材、 <u>防露材</u> 撤去 配管撤去到に伴う切断位置確認
4. 据付、 <u>点検</u> ・ <u>検査</u> ・ <u>計測</u>	材料検査 (<u>工場製作品</u>)	据付、設置品の材料検査 (<u>工場製作品</u>)
	完成検査 (<u>工場製作品</u>)	据付、設置品の完成検査 (<u>工場製作品</u>)
	据付・ <u>計測</u>	配管開先加工
		配管開先検査
		支持架台等据付位置確認 (<u>芯出し含む</u>)
		ポンプ、 <u>容器</u> 等据付位置確認 (<u>芯出し含む</u>)
	異物混入防止対策	異物混入防止強化管理場所、 <u>機器</u> 、 <u>容器</u> 、及び配管等への管理、 <u>処置</u>
	非破壊試験 (<u>VT を含む</u>)	浸透探傷試験 (<u>PT</u>)
		磁粉探傷試験 (<u>MT</u>)
		放射線透過試験 (<u>RT</u>)
渦流探傷試験 (<u>ECT</u>)		
超音波探傷試験 (<u>UT</u>)		
締付、 <u>据付状況の確認</u>	ポンプ組立後芯出し	
	フランジ隙間測定・ <u>トルク</u> 確認	
	組立に伴う各部寸法測定	
取替部品の確認	消耗品の確認	
5. 組立、 <u>試験</u> 、 <u>復旧</u> 、 <u>片付け</u>	外観点検 (<u>VT</u>)	据付後の外観目視点検
		配管識別表示等
	干渉物復旧	干渉架台、 <u>支持構造物</u> 復旧
		干渉電気品・ <u>計装品</u> 復旧
	漏えい試験	耐圧試験、 <u>漏えい率</u> 試験等
	電気・ <u>計装</u> 試験	絶縁抵抗測定、 <u>耐電圧</u> 試験、 <u>漏れ電流</u> 試験、 <u>ロジック</u> 確認、 <u>シーケンス</u> 試験、 <u>インターロック</u> 試験、 <u>警報</u> 試験等
	性能・ <u>特性</u> 試験	弁ストローク確認
		安全弁漏えい試験
		弁動作試験
		ポンプ試運転
	洗淨、 <u>異物</u> 除去	洗淨後の判定 (<u>清浄度</u>)
	既設設備への影響確認	既設設備への影響が無いことを確認
	隔離復旧の確認	系統との隔離 (<u>境界点</u>)、 <u>電源</u> 、 <u>端子解線</u> 等隔離復旧の確認 (<u>復旧状態</u>)
使用工具、 <u>計測機器</u> の確認	使用工具、 <u>計測機器</u> の員数確認、 <u>異物混入</u> 防止管理	
作業範囲の復旧確認	作業範囲の清掃等確認	

基本検査運用ガイド
火災防護（3年）
（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 火災防護（3年） (BE0021_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） 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（<u>昭和32年法律第166号</u>。以下「法」という。）第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>4</u>号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表<u>1</u>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「<u>保全に関する措置</u>」という。）に係る火災が発生した場合における火災防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>3</u>号イで規定する事項（<u>保安規定</u>）のうち、表<u>1</u>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<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>2</u>号で規定する事項（<u>技術上の基準の遵守</u>）のうち、表<u>2</u>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火災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必要な範囲を確認する。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 施設全体の火災予防及び消防用設備等の管理状況を検査対象とするが、本検査では 事業者の許認可事項等の内容を踏まえ、検査対象をサイトにある原子炉の数とは関係なく<u>3</u>～<u>5</u>箇所の安全上重要な火災区域又は火災区画（以下「<u>火災区域等</u>」<u>という。</u>）を選定（最低<u>3</u>箇所の火災区域等に関する検査は<u>行う。</u>）し実施する。 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良い。</p> <p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数 検査は、表<u>3</u>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実施する。</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 火災防護（3年） (BE0021_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：「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） 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<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項<u>4</u>号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表<u>1</u>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「<u>保全に関する措置</u>」という。）に係る火災が発生した場合における火災防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項<u>3</u>号イで規定する事項（<u>保安規定</u>）のうち、表<u>1</u>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<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>2</u>号で規定する事項（<u>技術上の基準の遵守</u>）のうち、表<u>2</u>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火災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必要な範囲を確認する。</p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 施設全体の火災予防及び消防用設備等の管理状況を検査対象とするが、本検査では 事業者の許認可事項等の内容を踏まえ、検査対象をサイトにある原子炉の数とは関係なく <u>3</u>～<u>5</u> 箇所の安全上重要な火災区域又は火災区画（以下「<u>火災区域等</u>」<u>という。</u>）を選定（最低<u>3</u>箇所の火災区域等に関する検査は<u>行う。</u>）し実施する。 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良い。</p> <p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数 検査は、表<u>3</u>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実施する。</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>3.3 チーム構成について</p> <p>本検査は、火災防護、原子炉の運転及び電気設備の各検査分野に詳しい検査官で検査チームを構成する。検査チームの構成に当たっては以下を考慮する。</p> <p>(1) 原子炉の運転に係る検査官は、火災が発生した際に火災後の安全停止を達成・維持し、環境への放射性物質の放出を抑制するために必要な原子炉と補助的な役割を果たす周辺機器、設備及び運転員的能力並びに手順書に関する評価を行うことから、発電所全体の設計、通常時及び異常時の運転手順書に詳しい検査官が望ましい。</p> <p>(2) 電気設備の検査に係る検査官は、多重化された系統の電源ケーブル、制御用ケーブル及び計装ケーブルに関する物理的・電氣的分離要件を確認する。代替停止操作盤の電氣的な隔離設計について評価し、操作盤が想定した火災区域等から電氣的に独立していることを確認するため、原子炉の電気計装制御設計、保守に精通した検査官が望ましい。</p> <p>(3) 火災防護に係る検査官は、他のチーム員と協力して、火災後の原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置されている等の火災防護対策の有効性を確認し、発電所の安全を確保するための必要な設備とケーブル分離等の適切な火災防護機能（消火、分離距離、防火壁等）が整備されていることを確認するため、原子炉の火災防護に関わるシステム、設備及び手順書に詳しい検査官が望ましい。</p>	<p>3.3 チーム構成について</p> <p>本検査は、火災防護、原子炉の運転及び電気設備の各検査分野に詳しい検査官で検査チームを構成する。検査チームの構成に当たっては以下を考慮する。</p> <p>(1) 原子炉の運転に係る検査官は、火災が発生した際に火災後の安全停止を達成・維持し、環境への放射性物質の放出を抑制するために必要な原子炉と補助的な役割を果たす周辺機器、設備及び運転員的能力並びに手順書に関する評価を行うことから、発電所全体の設計、通常時及び異常時の運転手順書に詳しい検査官が望ましい。</p> <p>(2) 電気設備の検査に係る検査官は、多重化された系統の電源ケーブル、制御用ケーブル及び計装ケーブルに関する物理的・電氣的分離要件を確認する。代替停止操作盤の電氣的な隔離設計について評価し、操作盤が想定した火災区域等から電氣的に独立していることを確認するため、原子炉の電気計装制御設計、保守に精通した検査官が望ましい。</p> <p>(3) 火災防護に係る検査官は、他のチーム員と協力して、火災後の原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置されている等の火災防護対策の有効性を確認し、発電所の安全を確保するための必要な設備とケーブル分離等の適切な火災防護機能（消火、分離距離、防火壁等）が整備されていることを確認するため、原子炉の火災防護に関わるシステム、設備及び手順書に詳しい検査官が望ましい。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>4 検査手順</p> <p>発電用原子炉施設は、火災の影響によって原子炉施設の安全性を損なうことのないように、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策が設計上考慮されている。また、その防護対策は破損又は誤動作によって安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を損なわない設計であり、その機能が<u>損なわれない</u>よう維持しなければならない。</p> <p>これらのことから、本検査では、以下の点を取り込まれていることを確認する。なお、本検査を補完するために「BE0020火災防護」検査運用ガイドにて消防用設備等の保守管理及び消防隊の力量維持管理等を確認しており、検査チームは以前の確認結果及び潜在的な問題について、これらの分野に関する追加検査の必要性を検討する。</p> <p>(1) プラント内の可燃物及び発火源に関する適切な管理対策</p> <p>(2) 火災感知及び抑圧能力（消火設備等）に係る適切な能力</p> <p>(3) 耐火壁等の受動的な火災防護設備に係る適切な維持管理</p> <p>(4) 劣化又は使用不能等による使用休止中の火災防護設備等に対する適切な代替対策</p> <p>(5) 発災時、プラントの安全停止能力を確保するために必要な防護能力</p> <p>(6) 火災防護対策の変更に関する適切な評価及び文書作成</p>	<p>4. 検査手順</p> <p>発電用原子炉施設は、火災の影響によって原子炉施設の安全性を損なうことのないように、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策が設計上考慮されている。また、その防護対策は破損又は誤動作によって安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を損なわない設計であり、その機能が<u>損なわなければならない</u>よう維持しなければならない。</p> <p>これらのことから、本検査では、以下の点を取り込まれていることを確認する。なお、本検査を補完するために「BE0020火災防護」検査運用ガイドにて消防用設備等の保守管理及び消防隊の力量維持管理等を確認しており、検査チームは以前の確認結果及び潜在的な問題について、これらの分野に関する追加検査の必要性を検討する。</p> <p>(1) プラント内の可燃物及び発火源に関する適切な管理対策</p> <p>(2) 火災感知及び抑圧能力（消火設備等）に係る適切な能力</p> <p>(3) 耐火壁等の受動的な火災防護設備に係る適切な維持管理</p> <p>(4) 劣化又は使用不能等による使用休止中の火災防護設備等に対する適切な代替対策</p> <p>(5) 発災時、プラントの安全停止能力を確保するために必要な防護能力</p> <p>(6) 火災防護対策の変更に関する適切な評価及び文書作成</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>4.1 検査前準備</p> <p>(1) 検査を行う火災区域等の選定として、検査チームは3年ごとに、チームの構成、対象範囲及び資源に応じて、3つから5つのリスク上影響のある火災区域等を選択し<u>リスク情報</u>を活用した検査を行う。また、チームは検査に際して問題の複雑さを考えて検査する火災区域等の数を調整することができる。</p> <p>検査を行うに当たり選定した火災区域等について、火災防護計画等が適切であることを確認する。なお、確認に当たっては「<u>6 参考資料</u>」を参考とする。</p> <p>(2) 検査対象を選定する際は、原子炉、火災防護及び電気の専門家の意見に基づいて、検査すべき火</p>	<p>4.1 検査前準備</p> <p>(1) 検査を行う火災区域等の選定として、検査チームは3年ごとに、チームの構成、対象範囲及び資源に応じて、3つから5つのリスク上影響のある火災区域等を選択し、<u>事業者の火災防護計画について、選択箇所に関するリスク情報</u>を活用した検査を行う。また、チームは検査に際して問題の複雑さを考えて検査する火災区域等の数を調整することができる。</p> <p>検査を行うに当たり選定した火災区域等について、火災防護計画等が適切であることを確認する。なお、確認に当たっては<u>6.参考資料</u>を参考とする。</p> <p>(2) 検査対象を選定する際は、原子炉、火災防護及び電気の専門家の意見に基づいて、検査すべき火災</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>災区域等を選定し、選択プロセスでは、各火災区域等について、以下の観点を参考にして検討する。また、検査に当たっては、火災後の安全停止能力に重点を置き、その停止能力（代替含む）について検査を行う。</p> <p>a. 火災危険解析に関する評価 b. 潜在的な発火源 c. 可燃物の形状と特性 d. 安全停止状態を達成し維持するための重要な回路経路 e. 事業者の火災防護及び消火能力 f. 事業者の運転員による手動操作</p> <p>4.2 検査の実施</p> <p>本検査運用ガイドは、火災後の原子炉の安全停止状態を達成維持するために必要なシステム及び機器が、反応度の制御、原子炉冷却材の補給、原子炉からの熱の除去、工程の監視及び関連するシステムの機能を支援することができることを確認するとともに、<u>原子力規制委員会</u>の審査書及び事業者の文書（設置（変更）許可申請書、工事認可（変更）申請書等）が指定されたシステム及び設備の選択の裏付けになっていることを確認する。</p> <p>火災防護システムの設置、設計、試験とともに、選定した火災区域等の火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策の適切性等に関する確認は消防法等関係法令に照らして行う。また、このガイドの施行に必要な範囲において、原子力施設を管轄する公設消防と連携し、防火管理、消防用設備等の火災防護対策を確認する。</p> <p>消防隊の訓練に立ち会う場合は「BE0020火災防護」検査運用ガイド「<u>4.2 (2) 年次検査</u>」の結果を考慮し確認を行う。</p> <p>多重化された系統の1つが火災による損傷を受けないようにするために「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（以下「審査基準」という。）等に規定された方法の1つに代えて使われる原子力規制委員会が承認した適用除外又は特例には含まれない手動操作は、暫定的な補償対策にすぎないことから、本検査運用ガイドの「<u>5 検査手引 (9) 補償対策</u>」を参考にして確認する。</p> <p>4.3 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は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>	<p>区域等を選定し、選択プロセスでは、各火災区域等について、以下の観点を参考にして検討する。また、検査に当たっては、火災後の安全停止能力に重点を置き、その停止能力（代替含む）について検査を行う。</p> <p>a. 火災危険解析に関する評価 b. 潜在的な発火源 c. 可燃物の形状と特性 d. 安全停止状態を達成し維持するための重要な回路経路 e. 事業者の火災防護及び消火能力 f. 事業者の運転員による手動操作</p> <p>4.2 検査の実施</p> <p>本検査運用ガイドは、火災後の原子炉の安全停止状態を達成維持するために必要なシステム及び機器が、反応度の制御、原子炉冷却材の補給、原子炉からの熱の除去、工程の監視及び関連するシステムの機能を支援することができることを確認するとともに、<u>規制委員会</u>の審査書及び事業者の文書（設置（変更）許可申請書、工事認可（変更）申請書等）が指定されたシステム及び設備の選択の裏付けになっていることを確認する。</p> <p>火災防護システムの設置、設計、試験とともに、選定した火災区域等の火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策の適切性等に関する確認は消防法等関係法令に照らして行う。また、このガイドの施行に必要な範囲において、原子力施設を管轄する公設消防と連携し、防火管理、消防用設備等の火災防護対策を確認する。</p> <p>消防隊の訓練に立ち会う場合は「BE0020火災防護」検査運用ガイド「<u>4.2 (2) 年次検査</u>」の結果を考慮し確認を行う。</p> <p>多重化された系統の1つが火災による損傷を受けないようにするために「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（以下「審査基準」という。）等に規定された方法の1つに代えて使われる原子力規制委員会が承認した適用除外又は特例には含まれない手動操作は、暫定的な補償対策にすぎないことから、本検査運用ガイドの<u>5.検査手引 (10) 補償対策b. 「安全停止のための補償対策としての手動操作」</u>に記載されたガイダンスを使った評価が行われる。</p> <p><u>同じ火災区域等内にある多重化された系統の1つが「審査基準」等に規定された方法の1つによって火災による損傷を受けない場合には、実行可能で信頼できる運転員の手動操作若しくは安全上重要な安全停止用機器の火災による作動又は誤動作を抑制するために必要なその他の手段を事前の承認無しに使うことができる。</u></p> <p>4.3 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は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>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）※冗長な例示の削除</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	--

<p>5 検査手引</p> <p>検査手引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。</p> <p>(1) 安全停止能力の防護</p> <p>動力ケーブル、制御ケーブル及び計装ケーブルを含めて原子炉の安全停止能力を防護するために設置された火災防護設備が審査基準等に記載されている要件を満足していることを確認する。</p> <p>(2) 受動的な火災防護</p> <p>火災区域等の境界並びに配線間の火災防護及び設備の火災防護に係る耐火性能がその火災区域等の火災ハザード（火災区域（区画）特性表等）から見て適切であることを確認する。</p> <p>設置記録又は修理記録の評価を通じて開口部及び貫通部を閉じるのに適切な耐火性能を有する材料が使用されており、その設置方法が設置（変更）許可申請書等にしていることを確認する。</p> <p>また、系統分離として適切な耐火性能を有する材料が使用されていること、その設置方法が適切であり、その材料が適切に評価されていること及び適切な耐火試験によって適格性が確認されていることを確認する。選択した火災区域等の防火扉、防火ダンパ及び火災区域等貫通部のシールについて、点検評価が行われ維持されていることを点検結果及び保守手順書等の書類によって確認する。</p> <p>なお、異なる設置状態又は異なる材料の使用が認められた場合は、適切な火災試験データを使って評価が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 能動的な火災防護</p> <p>火災感知及び消火並びに消防隊の力量に係る各防護対策の適切性に関して、設置状態、維持管理及び操作手順を確認する。確認に際しては審査基準等に照らし、規格にしたがって適切に設置及び点検維持が行われ、選定した火災区域等の可燃物管理が行われ、火災が発生しても適切に消火されることを確認する。</p> <p>また、消火活動に使用する可搬型消火資機材についても確認する。さらに、事前に計画されている消防隊の消火活動方針が、発電所の状態に応じた火災対応手順書、図面等に反映され、火災防護計画等に記載されている火災防護設備及び発災時の状態と矛盾していないことを確認する。</p> <p>(4) 消火活動による損傷に対する防護</p> <p>火災区域等に設置されている高温停止（冷温停止）に必要なシステムの多重化された系統が消火活動若しくは消火設備の破断又は誤作動によって損傷を受けないこと、また、以下の点について対応がなされていることを確認する。</p> <p>a. 煙、熱又は高温ガスによって、自動消火設備が間接的に（不必要な箇所において）起動し多重化された系統の全体に損害を与える可能性がある火災。</p> <p>b. 間接的に多重化された系統の全体に損害を与える可能性がある火災（又は消火設備の誤操作による手動起動又は誤作動による自動起動等）による水損。</p> <p>c. 水系消火設備で防護された火災区域等内には適切な排水路が設けられていること。</p> <p>(5) 代替停止能力</p> <p>a. 方法</p> <p>選定した火災区域等において、原子炉の安全停止状態を達成維持するために必要なシステム及び機器（反応度制御、原子炉冷却材の補給、原子炉の熱除去、工程の監視及びシステム機能の支援）の代</p>	<p>5. 検査手引</p> <p>検査手引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。</p> <p>(1) 安全停止能力の防護</p> <p>動力ケーブル、制御ケーブル及び計装ケーブルを含めて原子炉の安全停止能力を防護するために設置された火災防護設備が「審査基準」等に記載されている要件を満足していることを確認する。</p> <p>(2) 受動的な火災防護</p> <p>火災区域等の境界並びに配線間の火災防護及び設備の火災防護に係る耐火性能がその火災区域等の火災ハザード（火災区域（区画）特性表等）から見て適切であることを確認する。</p> <p>設置記録又は修理記録の評価を通じて開口部及び貫通部を閉じるのに適切な耐火性能を有する材料が使用されており、その設置方法が設置（変更）許可申請書等にしていることを確認する。</p> <p>また、系統分離として適切な耐火性能を有する材料が使用されていること、その設置方法が適切であり、その材料が適切に評価されていること及び適切な耐火試験によって適格性が確認されていることを確認する。選択した火災区域等の防火扉、防火ダンパ及び火災区域等貫通部のシールについて、点検評価が行われ維持されていることを点検結果及び保守手順書等の書類によって確認する。</p> <p>なお、異なる設置状態又は異なる材料の使用が認められた場合は、適切な火災試験データを使って評価が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 能動的な火災防護</p> <p>火災感知及び消火並びに消防隊の力量に係る各防護対策の適切性に関して、設置状態、維持管理及び操作手順を確認する。確認に際しては「審査基準」等に照らし、規格にしたがって適切に設置及び点検維持が行われ、選定した火災区域等の可燃物管理が行われ、火災が発生しても適切に消火されることを確認する。</p> <p>また、消火活動に使用する可搬型消火資機材についても確認する。さらに、事前に計画されている消防隊の消火活動方針が、発電所の状態に応じた火災対応手順書、図面等に反映され、火災防護計画等に記載されている火災防護設備及び発災時の状態と矛盾していないことを確認する。</p> <p>(4) 消火活動による損傷に対する防護</p> <p>火災区域等に設置されている高温停止（冷温停止）に必要なシステムの多重化された系統が消火活動若しくは消火設備の破断又は誤作動によって損傷を受けないこと、また、以下の点について対応がなされていることを確認する。</p> <p>a. 煙、熱又は高温ガスによって、自動消火設備が間接的に（不必要な箇所において）起動し多重化された系統の全体に損害を与える可能性がある火災。</p> <p>b. 間接的に多重化された系統の全体に損害を与える可能性がある火災（又は消火設備の誤操作による手動起動又は誤作動による自動起動等）による水損。</p> <p>c. 水系消火設備で防護された火災区域等内には適切な排水路が設けられていること。</p> <p>(5) 代替停止能力</p> <p>a. 方法</p> <p>選定した火災区域等において、原子炉の安全停止状態を達成維持するために必要なシステム及び機器（反応度制御、原子炉冷却材の補給、原子炉の熱除去、工程の監視及びシステム機能の支援）の代</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

<p>替停止方法が事業者によって適切に特定されていることを確認する。</p> <p>なお、代替停止方法について、上記の性能基準が満たされていない場合には、工学的又は許認可に関する事業者の文書（設置（変更）許可申請書、工事認可（変更）等）を確認する。</p> <p>また、火災後、原子炉を安全停止させるために中央制御室外から停止設備を操作しなければならない場合は、外部電源の使用可否に関わらず、高温停止状態又は冷温停止状態を達成維持できることを確認する。中央制御室から代替場所へ制御機能を移動させることで、その機能が火災に起因する回路故障による影響を受けないことが実証されている<u>こと</u>を確認する。</p> <p>b. 実施面の対応</p> <p>運転員の訓練プログラムに代替の安全停止能力に関する力量評価が含まれていることを確認する。また、火災発生後に代替の専用停止システムを使用し、発電所を高温停止状態にして維持するために必要な訓練を運転員が受けており、消防隊を除く当直運転員の中から何時でも招集でき対応ができることを確認する。</p> <p>代替停止システムに関する手順書が整備されていることを確認する。特に<u>代替停止手順書</u>には人的要因の特性（設備の配置、接近性、環境条件等に注意を払って、実際の手順書を段階ごとに確認されていること）が考慮されていることを確認する。</p> <p>また、運転員が決められた停止操作時間内に手順書に記された指示事項を完全に<u>実施</u>できることを確認する。</p> <p>事業者が代替停止機能への移行能力及び計測制御機能について定期的な作動試験を行い、代替停止能力の機能性が適切に維持されていることを確認する。</p> <p>(6) 通信連絡</p> <p>携帯型無線通信機又は固定型緊急連絡設備が使用可能で、指定された作業を行うために適切なものであることを保管場所、手順書等から確認する。</p> <p>火災事象に関する通報及び消防隊による消火活動のため、また運転員が必要な措置を調整し実施するために使用する通信連絡設備の能力（周囲の騒音レベル、受信の明瞭さ、信頼性、到達距離パターン等）を確認し、火災が中継器、送信器等の通信連絡設備に影響を及ぼさないことを確認する。なお、代替又は専用の停止用通信連絡設備に関連した特定の問題がある場合は、発電所の対象区域で事業者が行う通信連絡試験を観察する。</p> <p>また、火災が中継器、送信器等の通信連絡設備に影響を及ぼさないことを確認する。</p> <p>(7) 非常用照明</p> <p>入退域ルート、中央制御室及び手動操作場所等に設置された固定型又は携帯型の非常用照明設備に関する確認を行う。</p> <p>a. 非常用照明の電源が主バッテリーの場合には、発災区域の火災が、火災の影響を受けていない他の火災区域等へ影響を及ぼし安全停止操作に必要な非常用照明の機能が損なわれないように配電系統に防護措置が設けられていることを確認する。</p> <p>b. バッテリー電源の定格容量があることを確認する。また、電源を内蔵した消火設備の操作等に必要な照明器具が必要な火災区域及びその出入通路に設置されていることを確認する。</p> <p>c. 照明が十分（安全停止に関わる計器へアクセス及び指示値並びに機器の作動状態を確認できる照度）であることを確認する。</p> <p>d. 照明装置の作動試験及び保守管理について、事業者の手順書等にしがって行われていることを</p>	<p>替停止方法が事業者によって適切に特定されていることを確認する。</p> <p>なお、代替停止方法について、上記の性能基準が満たされていない場合には、工学的又は許認可に関する事業者の文書（設置（変更）許可申請書、工事認可（変更）等）を確認する。</p> <p>また、火災後、原子炉を安全停止させるために中央制御室外から停止設備を操作しなければならない場合は、外部電源の使用可否に関わらず、高温停止状態又は冷温停止状態を達成維持できることを確認する。中央制御室から代替場所へ制御機能を移動させることで、その機能が火災に起因する回路故障による影響を受けないことが実証されている<u>こと（すなわち、代替の安全停止制御回路に対してヒューズや給電が分離されていること）</u>を確認する。</p> <p>b. 実施面の対応</p> <p>運転員の訓練プログラムに代替の安全停止能力に関する力量評価が含まれていることを確認する。また、火災発生後に代替の専用停止システムを使用し、発電所を高温停止状態にして維持するために必要な訓練を運転員が受けており、消防隊を除く当直運転員の中から何時でも招集でき対応ができることを確認する。</p> <p>代替停止システムに関する手順書が整備されていることを確認する。特に<u>代替停止手順書</u>には人的要因の特性（設備の配置、接近性、環境条件等に注意を払って、実際の手順書を段階ごとに確認されていること）が考慮されていることを確認する。</p> <p>また、運転員が決められた停止操作時間内に手順書に記された指示事項を完全に<u>実施</u>できることを確認する。</p> <p>事業者が代替停止機能への移行能力及び計測制御機能について定期的な作動試験を行い、代替停止能力の機能性が適切に維持されていることを確認する。</p> <p>(6) 通信連絡</p> <p>携帯型無線通信機又は固定型緊急連絡設備が使用可能で、指定された作業を行うために適切なものであることを保管場所、手順書等から確認する。</p> <p>火災事象に関する通報及び消防隊による消火活動のため、また運転員が必要な措置を調整し実施するために使用する通信連絡設備の能力（周囲の騒音レベル、受信の明瞭さ、信頼性、到達距離パターン等）を確認し、火災が中継器、送信器等の通信連絡設備に影響を及ぼさないことを確認する。なお、代替又は専用の停止用通信連絡設備に関連した特定の問題がある場合は、発電所の対象区域で事業者が行う通信連絡試験を観察する。</p> <p>また、火災が中継器、送信器等の通信連絡設備に影響を及ぼさないことを確認する。</p> <p>(7) 非常用照明</p> <p>入退域ルート、中央制御室及び手動操作場所等に設置された固定型又は携帯型の非常用照明設備に関する確認を行う。</p> <p>a. 非常用照明の電源が主バッテリーの場合には、発災区域の火災が、火災の影響を受けていない他の火災区域等へ影響を及ぼし安全停止操作に必要な非常用照明が失われないように配電系統に防護措置が設けられていることを確認する。</p> <p>b. バッテリー電源の定格容量があることを確認する。また、電源を内蔵した消火設備の操作等に必要な照明器具が必要な火災区域及びその出入通路に設置されていることを確認する。</p> <p>c. 照明が十分（安全停止に関わる計器へアクセス及び指示値並びに機器の作動状態を確認できる照度）であることを確認する。</p> <p>d. 照明装置の作動試験及び保守管理について、事業者の手順書等にしがって行われていることを</p>	<p>記載の適正化（誤記）※冗長な例示の削除</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）※表現の変更</p>
---	--	--

<p>確認する。</p> <p><u>e.</u> 非常用照明装置のバッテリーが製造者の推奨にしたがって維持されていることを確認する。</p> <p>(8) 冷温停止設備の修理 事業者が冷温停止用機器の損傷に備えて修理を行うための手順書、設備及び資材を整備し、それらの機器を使用し所定の時間内に冷温停止を達成できることを確認する。また、修理用の設備、機器、工具及び資材が使用できる状態であることを確認する。</p> <p>(9) 補償対策 使用休止中の劣化、使用不能になった火災防護設備、火災後の安全停止設備及び各種設備の機能（火災感知、消火設備、受動的な火災防護、安全停止機能（能力）を提供するポンプ、弁、電動装置等）に対する補償対策が整備されていることを確認する。 なお、短期の補償対策として、適切な是正措置がとられるまで、1つ以上の深層防護の要素を強化し補償することとし、適切な時間内に設備を使用状態に戻す事業者の機動性について確認する。</p> <p>(10) 火災防護計画等の運営管理及び変更に関する評価と記録 火災防護計画等が適切に履行されていることを確認する。 火災防護計画等を変更することによって安全停止能力に悪影響が及ばないことが評価（設計変更の妥当性等）されていることを確認する。また、火災防護計画の変更に伴って、関連する文書等も必要に応じて変更がなされていることを確認する。</p> <p>(11) 一時的な可燃物及び発火源の管理 施設内の可燃物及び発火源の管理について、「<u>BE0020 火災防護</u>」検査運用ガイドにおいて確認した評価結果及び問題に基づいて、追加検査の必要性を検討する。</p> <p>6 参考資料</p> <p>6.1 法令、基準等</p> <p><u>(1)</u> 消防法 <u>(2)</u> 建築基準法 <u>(3)</u> 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 <u>(4)</u> 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 <u>(5)</u> 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド <u>(6)</u> 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド <u>(7)</u> 原子力発電所の火災防護規程 JEAC4626-2010（社団法人日本電気協会） <u>(8)</u> 原子力発電所の火災防護指針 JEAG4607-2010（社団法人日本電気協会） <u>(9)</u> 原子力発電所の火災防護管理指針 JEAG4103-2010（社団法人日本電気協会） <u>(10)</u> 原子力施設管轄消防本部と原子力規制事務所との連携について（令和元年<u>6</u>月21日 消防特第<u>26</u>号）</p> <p>6.2 技術資料等</p> <p><u>(1)</u> 「建築消防 advice」毎年発行（新日本法規出版株式会社発行） <u>(2)</u> 消防教科書「消防査察・消防用設備」平成26年<u>3</u>月（一般財団法人全国消防協会）</p>	<p>確認する。</p> <p><u>e.</u> 非常用照明装置のバッテリーが製造者の推奨にしたがって維持されていることを確認する。</p> <p>(8) 冷温停止設備の修理 事業者が冷温停止用機器の損傷に備えて修理を行うための手順書、設備及び資材を整備し、それらの機器を使用し所定の時間内に冷温停止を達成できることを確認する。また、修理用の設備、機器、工具及び資材が使用できる状態であることを確認する。</p> <p>(9) 補償対策 使用休止中の劣化、使用不能になった火災防護設備、火災後の安全停止設備及び各種設備の機能（火災感知、消火設備、受動的な火災防護、安全停止機能（能力）を提供するポンプ、弁、電動装置等）に対する補償対策が整備されていることを確認する。 なお、短期の補償対策として、適切な是正措置がとられるまで、1つ以上の深層防護の要素を強化し補償することとし、適切な時間内に設備を使用状態に戻す事業者の機動性について確認する。</p> <p>(10) 火災防護計画等の運営管理及び変更に関する評価と記録 火災防護計画等が適切に履行されていることを確認する。 火災防護計画等を変更することによって安全停止能力に悪影響が及ばないことが評価（設計変更の妥当性等）されていることを確認する。また、火災防護計画の変更に伴って、関連する文書等も必要に応じて変更がなされていることを確認する。</p> <p>(11) 一時的な可燃物及び発火源の管理 施設内の可燃物及び発火源の管理について、「<u>火災防護</u>」検査運用ガイドにおいて確認した評価結果及び問題に基づいて、追加検査の必要性を検討する。</p> <p>6. 参考資料</p> <p>6.1 法令、基準等</p> <p><u>(1)</u> 消防法 <u>(2)</u> 建築基準法 <u>(3)</u> 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 <u>(4)</u> 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 <u>(5)</u> 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド <u>(6)</u> 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド <u>(7)</u> 原子力発電所の火災防護規程 JEAC4626-2010（社団法人日本電気協会） <u>(8)</u> 原子力発電所の火災防護指針 JEAG4607-2010（社団法人日本電気協会） <u>(9)</u> 原子力発電所の火災防護管理指針 JEAG4103-2010（社団法人日本電気協会） <u>(10)</u> 原子力施設管轄消防本部と原子力規制事務所との連携について（令和元年<u>6</u>月21日 消防特第<u>26</u>号）</p> <p>6.2 技術資料等</p> <p><u>(1)</u> 「建築消防 advice」毎年発行（新日本法規出版株式会社発行） <u>(2)</u> 消防教科書「消防査察・消防用設備」平成26年<u>3</u>月（一般財団法人全国消防協会）</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	---

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○運用の明確化 ①使用前検査等又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化(表3 検査要件まとめ表) ○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 83 条第 1 項第 1 号のイ	第 92 条第 1 項第 7 号、第 15 号、第 16 号及び第 18 号並びに同条第 3 項第 5 号、第 14 号、第 15 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 78 条	第 87 条第 1 項第 16 号及び第 18 号並びに同条第 3 項第 16 号及び第 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 9 条及び第 10 条	第 15 条第 1 項第 15 号及び第 17 号並びに同条第 2 項第 15 号及び第 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 11 条及び第 12 条	第 17 条第 1 項第 15 号及び第 17 号並びに同条第 2 項第 17 号及び第 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 4 の 3	第 8 条第 1 項第 14 号及び第 16 号並びに同条第 2 項第 16 号及び第 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 32 条	第 37 条第 1 項第 14 号及び第 16 号並びに同条第 2 項第 14 号及び第 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 30 条	第 34 条第 1 項第 13 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 14 号及び第 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	第 55 条及び第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 13 号及び第 15 号並びに同条

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 83 条第 1 項 1 号のイ	第 92 条第 1 項第 7 号、第 15 号、第 16 号及び第 18 号並びに同条第 3 項第 5 号、第 14 号、第 15 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 78 条	第 87 条第 1 項第 16 号及び第 18 号並びに同条第 3 項第 16 号及び第 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 9 条及び第 10 条	第 15 条第 1 項第 15 号及び第 17 号並びに同条第 2 項第 15 号及び第 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 11 条及び第 12 条	第 17 条第 1 項第 15 号及び第 17 号並びに同条第 2 項第 17 号及び第 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 4 の 3	第 8 条第 1 項第 14 号及び第 16 号並びに同条第 2 項第 16 号及び第 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 32 条	第 37 条第 1 項第 14 号及び第 16 号並びに同条第 2 項第 14 号及び第 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 30 条	第 34 条第 1 項第 13 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 14 号及び第 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	第 55 条及び第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 13 号及び第 15 号並びに同条

記載の適正化 (誤記)

改正に伴う変更

記載の適正化 (誤記)

	の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則		第2項第14号及び第17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条及び第17条の2	第20条第1項第15号、同条第1項第17号、同条第2項第13号、同条第2項第16号
使用施設	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の7及び第2条の11の8	第2条の12第1項第13号及び第15号並びに同条第2項第15号及び第18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11条、第52条
研究開発段階発電用原子炉施設	第11条、第54条
試験研究用等原子炉施設	第21条
再処理施設	第11条、第35条
加工施設	第11条、第29条
使用済燃料貯蔵施設	第12条
特定廃棄物管理施設	第11条
特定第一種廃棄物埋設施設	第11条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第12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	火災防護(3年)	3年*	3~5	325	チーム

※ 技術基準規則の火災防護に係る規定に対する使用前検査若しくは使用前確認が終了していない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	火災防護(3年)	3年*	3~5	325	チーム

※ 技術基準規則の火災防護に係る規定に対する使用前検査若しくは使用前確認が終了していない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	火災防護(3年)	3年*	3~5	325	チーム

※ 技術基準規則の火災防護に係る規定に対する使用前検査若しくは使用前確認が終了していない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、必要に応じて検査を実施する。

	の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則		第2項第14号及び第17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条及び第17条の2	第20条第1項第15号、同条第1項第17号、同条第2項第13号、同条第2項第16号
使用施設	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の7及び第2条の11の8	第2条の12第1項第13号及び第15号並びに同条第2項第15号及び第18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11条、第52条
研究開発段階発電用原子炉施設	第11条、第54条
試験研究用等原子炉施設	第21条
再処理施設	第11条、第35条
加工施設	第11条、第29条
使用済燃料貯蔵施設	第12条
特定廃棄物管理施設	第11条
特定第一種廃棄物埋設施設	第11条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第12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	火災防護(3年)	3年	3~5	325	チーム

(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	火災防護(3年)	3年	3~5	325	チーム

(新設)

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	火災防護(3年)	3年	3~5	325	チーム

(新設)

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

運用の明確化
 ・使用前検査等又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化
 運用の明確化
 ・使用前検査等又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化
 運用の明確化
 ・使用前検査等又は廃止措置段階の

04 加工 (MOX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	火災防護 (3年)	3年*	2~4	225	チーム

※ 技術基準規則の火災防護に係る規定に対する使用前検査若しくは使用前確認が終了していない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、必要に応じて検査を実施する。

04 加工 (MOX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	火災防護 (3年)	3年	2~4	225	チーム

(新設)

施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化
 ・使用前検査等又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

基本検査運用ガイド
放射線被ばくの管理
(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 放射線被ばくの管理 (BR0010_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><u>1.</u> 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」 検査分野：「放射線管理」</p> <p><u>2.</u> 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<u>61</u>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、表<u>1</u>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(以下「事業所等」という。)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。)に係る放射線被ばくの管理の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項3号イで規定される事項(保安規定)のうち、表<u>1</u>に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。</p> <p>また、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>2</u>号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表<u>2</u>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、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。</p> <p>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していくものとする。</p> <p><u>3.</u> 検査要件 <u>3.1.</u> 検査対象</p> <p>この検査を実施するに当たり、原子力検査官(以下「検査官」という。)は事前に作業員に対する放射線安全の監視領域に関する安全実績(P<u>I</u>)の全てを確認する。また、事業者等の放射線防護プログラムの改善状況、前回の検査以降の当該監視領域に関する状況報告を確認しておくべきである。事業者等の放射線作業の管理及び放射線作業の状況を検査官が直接観察できる時期が検査対象となるが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、それら対象について検査を実施すること(サン</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 放射線被ばくの管理 (BR0010_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><u>1.</u> 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」 検査分野：「放射線管理」</p> <p><u>2.</u> 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<u>6.1</u>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、表<u>1</u>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(以下「事業所等」という。)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。)に係る放射線被ばくの管理の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項<u>3</u>号イで規定される事項(保安規定)のうち、表<u>1</u>に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。</p> <p>また、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>2</u>号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表<u>2</u>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、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。</p> <p>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していくものとする。</p> <p><u>3.</u> 検査要件 <u>3.1.</u> 検査対象</p> <p>この検査を実施するに当たり、原子力検査官(以下「検査官」という。)は事前に作業員に対する放射線安全の監視領域に関する安全実績(P<u>I</u>)の全てを確認する。また、事業者等の放射線防護プログラムの改善状況、前回の検査以降の当該監視領域に関する状況報告を確認しておくべきである。事業者等の放射線作業の管理及び放射線作業の状況を検査官が直接観察できる時期が検査対象となるが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、それら対象について検査を実施すること(サン</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>

<p>リングベースの検査の実施)とする。サンプルの選定に関しては、代表的な放射線作業計画、放射線安全の観点で、作業者の被ばくリスクが高い作業並びに、緊急時(トラブルや事故対応)の作業計画の重要度を考慮することとし、以下の確認項目を中心に検査を実施する。なお、検査の実施に際し、施設のタイプ(炉型や保有する設備の種類等)を踏まえ、確認する項目等の適用範囲を定めるものとする。</p> <p>(1) 放射線被ばくリスクの評価 (2) 作業員への作業指示 (3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理 (4) 放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理 (5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画 (6) 作業員及び放射線管理員の力量</p> <p>なお、本検査運用ガイドは、放射線被ばく管理の状況確認について記載しているものであり、放射線被ばく評価要領、放射線監視計装の適切性については「BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング」検査運用ガイドにて、事業者等の活動を確認することとする。</p> <p>検査目的に照らして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。</p> <p>4 検査手順 4.1 検査前準備 検査実施前には、事業者等の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。また、検査対象(サンプル)の選定では、事業者等のパフォーマンスに関する知見を得るため、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。</p> <p>4.2 検査実施 検査実施に当たっては、放射線被ばくの管理に係る以下について、評価、管理等が適切であることを、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により確認する。</p> <p>(1) 放射線被ばくリスクの評価 a. 放射線被ばく対象核種の明確化 b. 放射線測定(サーベイ)の適切性 c. 空气中放射性物質濃度測定の適切性</p> <p>(2) 作業員への作業指示 a. 放射線作業許可証等の策定と周知 b. 警報付き個人被ばく線量計の警報設定 c. 放射性物質が内封された容器の取扱要領等の状況</p> <p>(3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理 a. 管理区域境界(チェックポイント)と汚染測定</p>	<p>リングベースの検査の実施)とする。サンプルの選定に関しては、代表的な放射線作業計画、放射線安全の観点で、作業者の被ばくリスクが高い作業並びに、緊急時(トラブルや事故対応)の作業計画の重要度を考慮することとし、以下の確認項目を中心に検査を実施する。なお、検査の実施に際し、施設のタイプ(炉型や保有する設備の種類等)を踏まえ、確認する項目等の適用範囲を定めるものとする。</p> <p>(1) 放射線被ばくリスクの評価 (2) 作業員への作業指示 (3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理 (4) 放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理 (5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画 (6) 作業員及び放射線管理員の力量</p> <p>なお、本検査運用ガイドは、放射線被ばく管理の状況確認について記載しているものであり、放射線被ばく評価要領、放射線監視計装の適切性については「BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング」検査運用ガイドにて、事業者等の活動を確認することとする。</p> <p>検査目的に照らして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。</p> <p>4 検査手順 4.1 検査前準備 検査実施前には、事業者等の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。また、検査対象(サンプル)の選定では、事業者等のパフォーマンスに関する知見を得るため検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。</p> <p>4.2 検査実施 検査実施に当たっては、放射線被ばくの管理に係る以下について、評価、管理等が適切であることを、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により確認する。</p> <p>(1) 放射線被ばくリスクの評価 a. 放射線被ばく対象核種の明確化 b. 放射線測定(サーベイ)の適切性 c. 空气中放射性物質濃度測定 of 適切性</p> <p>(2) 作業員への作業指示 a. 放射線作業許可証等の策定と周知 b. 警報付き個人被ばく線量計の警報設定 c. 放射性物質が内封した容器の取扱要領等の状況</p> <p>(3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理 a. 管理区域境界(チェックポイント)と汚染測定</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
--	---	---

<p>b. 汚染拡大防止の措置 c. 汚染測定装置を用いた管理 d. その他（密封線源の取扱）</p> <p>(4) 放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理 a. 区域の識別管理と放射線作業の許可 b. 放射線作業の現場管理 c. 汚染区域における作業管理</p> <p>(5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画 a. 高線量区域等への立入制限、作業許可管理</p> <p>(6) 作業員及び放射線管理員の力量 a. 作業員の管理区域内作業における理解度（必要に応じて教育記録等） b. 放射線管理員の放射線作業監視・監督に関する力量</p> <p>4.3 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) 検査官が日常の巡視等で検出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 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) 放射線被ばく対象核種の明確化 a. 評価対象核種の明確化 事業者等は、担当する施設で確認された放射性物質の核種や検出可能性のある核種を把握していることを確認するために、例として以下の<u>直近</u>の記録や傾向を確認し、把握する。 (a) 炉水の分析結果資料 (b) 水質浄化系のフィルタ等の核種分析結果資料 (c) 廃棄物の核種分析結果資料</p> <p>b. 放射線測定（サーベイ）の適切性 (a) 検査官は放射線被ばくリスクを左右する<u>区域区分</u>、管理が変更になり得る運転条件の<u>変更あるいは許可変更の有無</u>を確認する。これらの変更がある場合、監視や放射線モニタリングの状況は、複数のサーベイポイント（3～6ポイント）における区域変更前後及び変更後の測定結果記録を確認しておくこと。 (b) 検査官は検査対象区域で、高線量区域及び汚染のおそれがある区域を3～5点選定し、作業員の放射線防護計画を確認しておくこと。</p>	<p>b. 汚染拡大防止の措置 c. 汚染測定装置を用いた管理 d. その他（密封線源の取扱）</p> <p>(4) 放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理 a. 区域の識別管理と放射線作業の許可 b. 放射線作業の現場管理 c. 汚染区域における作業管理</p> <p>(5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画 a. 高線量区域等への立入制限、作業許可管理</p> <p>(6) 作業員及び放射線管理員の力量 a. 作業員の管理区域内作業における理解度（必要に応じて教育記録等） b. 放射線管理員の放射線作業監視・監督に関する力量</p> <p>4.3 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) 検査官が日常の巡視等で検出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 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) 放射線被ばくリスクの評価 a. 評価対象核種の明確化 事業者等は、担当する施設で確認された放射性物質の核種や検出可能性のある核種を把握していることを確認するために、例として以下の<u>直近及び</u>記録や傾向を確認し、把握する。 (a) 炉水の分析結果資料 (b) 水質浄化系のフィルタ等の核種分析結果資料 (c) 廃棄物の核種分析結果資料</p> <p>b. 放射線測定（サーベイ）の適切性 (a) 検査官は放射線被ばくリスクを左右する<u>区域区分</u>や管理が変更になり得る運転条件の<u>変更や許可変更の有無</u>を確認する。これらの変更がある場合、監視や放射線モニタリングの状況は、複数のサーベイポイント（3～6ポイント）における区域変更前後及び変更後の測定結果記録を確認しておくこと。 (b) 検査官は検査対象区域で、高線量区域及び汚染のおそれがある区域を3～5点選定し、作業員の放射線防護計画を確認しておくこと。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	---

<p>c. 空气中放射性物質濃度測定の適切性</p> <p>(a) 検査官は検査対象区域における放射線作業計画に記載されている空气中放射性物質濃度の測定記録の3～5の結果を選び、その測定記録を確認し、把握する。</p> <p>(2) 作業者への作業指示</p> <p>a. 放射線作業許可証の策定と周知</p> <p>(a) 事業者等が定める区域区分によって設定されている高放射線区域に立入る場合に策定される放射線作業の許可や当該作業に関する作業指示、作業制限事項、被ばく線量計画等の各実施実績の3～5件の事例を確認する。</p> <p>(b) 高放射線区域への立入りに関する放射線管理対策、放射線作業の許可に関する資料の作成手順はプラントあるいは事業所等ごとに異なっていることから、検査官は検査対象施設の高放射線区域への立入やそこでの作業に関する条件を把握・理解しておくこと。</p> <p>b. 警報付き個人被ばく線量計の警報発生時の対応</p> <p>(a) 過去に警報付き個人被ばく線量計で警報が発生した事例があれば、検査官はその3～4件の事例を抽出し、警報発生当時の作業者の行動や事業者等の措置状況を把握する。</p> <p>c. 放射性物質が内封された容器の取扱状況</p> <p>(a) 放射性物質が封入されている容器の取扱について、封入されている放射性物質が特定されていない容器を不注意に開封することで、作業者の被ばくが懸念される容器がある場合、検査官は当該懸念される容器3～5個を選択し、その所在とその管理状態の情報を確認しておくこと。</p> <p>(3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理</p> <p>a. 管理区域境界（チェックポイント）と汚染測定</p> <p>(a) 検査官は汚染区域からの物品持ち出しあるいは高汚染区域から通常の管理区域への物品持ち出しについて、使用されている汚染検査機器（サーベイメータ含む）の仕様及び事業者等の汚染測定に関する管理マニュアル、保守の状況を確認し、把握する。</p> <p>b. 汚染拡散防止の措置</p> <p>(a) 事業者等が管理区域内で使用する工具・測定器等を貸し出している事業所等は、使用後の機材の汚染検査の方法・手順を検査官は把握する。</p> <p>(b) 高汚染区域からの作業者の退出行動の定められた手順及び汚染測定方法及び退出時の汚染検査で、汚染が検出された場合の対応処置について、事業者等で定めているルール及び教育内容を検査官は把握しておくこと。</p> <p>c. 汚染測定装置による運用</p> <p>(a) 事業者等が設置している汚染測定装置（小物物品用モニタ等）の性能及び汚染等判定基準の根拠について、検査官は事業者等の見解を把握する。また、検査官は作業者が操作する小物物品用モニタ等の取扱についての資料（教育資料を含む）を確認し、その手順を把握する。</p>	<p>c. 空气中放射性物質濃度測定の適切性</p> <p>(a) 検査官は検査対象区域における放射線作業計画に記載されている空气中放射性物質濃度の測定記録の3～5の結果を選び、その測定記録を確認し、把握する。</p> <p>(2) 作業者への作業指示</p> <p>a. 放射線作業許可証の策定と周知</p> <p>(a) 事業者等が定める区域区分によって設定されている高放射線区域に立入る場合に策定される放射線作業の許可や当該作業に関する作業指示、作業制限事項、被ばく線量計画等の各実施実績の3～5件の事例を確認する。</p> <p>(b) 高放射線区域への立入りに関する放射線管理対策、放射線作業の許可に関する資料の作成手順はプラントあるいは事業所等ごとに異なっていることから、検査官は検査対象施設の高放射線区域への立入やそこでの作業に関する条件を把握・理解しておくこと。</p> <p>b. 警報付き個人被ばく線量計の警報発生時の対応</p> <p>(a) 過去に警報付き個人被ばく線量計で警報が発生した事例があれば、検査官はその3～4件の事例を抽出し、警報発生当時の作業者の行動や事業者等の措置状況を把握する。</p> <p>c. 放射性物質が内封した容器の取扱状況</p> <p>(a) 放射性物質が封入されている容器の取扱について、封入されている放射性物質が特定されていない容器を不注意に開封することで、作業者の被ばくが懸念される容器がある場合、検査官は当該懸念される容器3～5個を選択し、その所在とその管理状態の情報を確認しておくこと。</p> <p>(3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理</p> <p>a. 管理区域境界（チェックポイント）と汚染測定</p> <p>(a) 検査官は汚染区域からの物品持ち出しあるいは高汚染区域から通常の管理区域への物品持ち出しについて、使用されている汚染検査機器（サーベイメータ含む）の仕様及び事業者等の汚染測定に関する管理マニュアル、保守の状況を確認し、把握する。</p> <p>b. 汚染拡散防止の措置</p> <p>(a) 事業者等が管理区域内で使用する工具・測定器等を貸し出している事業所等は、使用後の機材の汚染検査の方法・手順を検査官は把握する。</p> <p>(b) 高汚染区域からの作業者の退出行動の定められた手順及び汚染測定方法及び退出時の汚染検査で、汚染が検出された場合の対応処置について、事業者等で定めているルール及び教育内容を検査官は把握しておくこと。</p> <p>c. 汚染測定装置による運用</p> <p>(a) 事業者等が設置している汚染測定装置（小物物品用モニタ）の性能及び汚染等判定基準の根拠について、検査官は事業者等見解を把握する。また、検査官は作業者が操作する小物物品用モニタの取扱についての資料（教育資料を含む）を確認し、その手順を把握する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	-------------------------------------

<p>d. その他（密封線源の取扱）</p> <p>(a) 検査官の現場ウォークダウン実施において、作業者の被ばくのおそれがある密封線源（密封線源の標識で識別された容器を含む）の存在や仮置き状況を把握する。</p> <p>(4) 放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理</p> <p>a. 区域の識別管理と放射線作業の許可</p> <p>(削除)</p> <p>(a) 管理区域の設定及び解除の方法に関するマニュアルを確認し、把握すること。</p> <p>(b) 管理区域内における区域区分管理の方法に関するマニュアルを確認し、把握すること。</p> <p>(c) 作業者の立入制限措置を必要とする区域等で、作業計画及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を策定するための事業者等のマニュアルを確認し、把握すること。</p> <p>b. 放射線作業の現場管理</p> <p>(a) 検査対象区域の作業による被ばく線量管理及び作業環境に応じた<u>放射線防護計画書を入手する。</u></p> <p>(b) 上記の計画書に記載のサーベイマップ等（作業者の計画被ばくの基となる情報）の記録を確認する。</p> <p>c. 汚染区域における作業管理</p> <p>(a) 検査官は作業雰囲気放射線物質で汚染している区域及び内部被ばくのおそれがある区域の作業件名3～5件を抽出し、その放射線作業の計画とレビュー状況及び許可の状況に関する内容を把握する。</p> <p>(5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画</p> <p>a. 高線量区域等への立入制限、作業許可管理</p> <p>(a) 検査官は事業者等が定める高放射線区域、高汚染区域や立入を制限する区域に関する措置マニュアルを確認し、把握する。</p> <p>(b) 検査官は前回の検査以降に、高線量区域等で実施する作業に係る手順書（作業の計画や放射線作業の許可手順を含む）の変更がある場合、その内容を確認し、高線量区域等に関する措置の適切性について把握する。また、これらの手順書の変更（作業の合理性などによる変更において）によって、作業者の放射線防護に関する有効性やレベルが当該手順変更前と同程度又は改善されていることを事前に確認する。</p> <p>(6) 作業員及び放射線管理員の力量</p> <p>a. 作業員の管理区域内作業における理解度</p> <p>(a) 検査官は検査対象区域で作業を実施する作業員への事業者等の教育プログラム及び訓練に関する内容を確認し、作業員が管理区域内での作業において、遵守すべき事項の内容と周知の方法を把握する。</p> <p>b. 放射線管理員の放射線作業監視・監督に関する力量</p> <p>(a) 作業員の管理区域内作業における放射線防護等の措置の履行状況を放射線管理員は監視・監督を実施している。検査官は放射線管理員の業務内容と必要力量、必要経験知識等を定めて</p>	<p>d. その他（密封線源の取扱）</p> <p>(a) 検査官の現場ウォークダウン実施において、作業者の被ばくのおそれがある密封線源（密封線源の標識で識別された容器を含む）の存在や仮置き状況を把握する。</p> <p>(4) 放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理</p> <p>a. 区域の識別管理と放射線作業の許可</p> <p>b. 放射線作業の現場管理</p> <p>(a) 管理区域の設定及び解除の方法に関するマニュアルを確認し、把握すること。</p> <p>(b) 管理区域内における区域区分管理の方法に関するマニュアルを確認し、把握すること。</p> <p>(c) 作業者の立入制限措置を必要とする区域等で、作業計画及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を策定するための事業者等のマニュアルを確認し、把握すること。</p> <p>(新設)</p> <p>(d) 検査対象区域の作業による被ばく線量管理及び作業環境に応じた<u>放射線防護上の措置の計画書を入手する。</u></p> <p>(e) 上記の計画書に記載のサーベイマップ等（作業員の計画被ばくの基となる情報）の記録を確認する。</p> <p>c. 汚染区域における作業管理</p> <p>(a) 検査官は作業雰囲気放射線物質で汚染している区域及び内部被ばくのおそれがある区域の作業件名3～5件を抽出し、その放射線作業の計画とレビュー状況及び許可の状況に関する内容を把握する。</p> <p>(5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画</p> <p>a. 高線量区域等への立入制限、作業許可管理</p> <p>(a) 検査官は事業者等が定める高放射線区域、高汚染区域や立入を制限する区域に関する措置マニュアルを確認し、把握する。</p> <p>(b) 検査官は前回の検査以降に、高線量区域等で実施する作業に係る手順書（作業の計画や放射線作業の許可手順を含む）の変更がある場合、その内容を確認し、高線量区域等に関する措置の適切性について把握する。また、これらの手順書の変更（作業の合理性などによる変更において）によって、作業員の放射線防護に関する有効性やレベルが当該手順変更前と同程度又は改善されていることを事前に確認する。</p> <p>(6) 作業員及び放射線管理員の力量</p> <p>a. 作業員の管理区域内作業における理解度</p> <p>(a) 検査官は検査対象区域で作業を実施する作業員への事業者等の教育プログラム及び訓練に関する内容を確認し、作業員が管理区域内での作業において、遵守すべき事項の内容と周知の方法を把握する。</p> <p>b. 放射線管理員の放射線作業監視・監督に関する力量</p> <p>(a) 作業員の管理区域内作業における放射線防護等の措置の履行状況を放射線管理員は監視・監督を実施している。検査官は放射線管理員の業務内容と必要力量、必要経験知識等を定めてい</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<p>いるマニュアル等を確認する。</p> <p>(7) その他 安全実績指標 (PI) についても確認し、事業者等の活動の弱点を明らかにすることも重要である。</p> <p>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</p> <p>(1) 放射線被ばくリスクの評価</p> <p>a. 放射線被ばく対象核種の明確化 事業者等は放射線被ばく対象の核種で管理基準値が異なる α 核種と α 核種以外の存在や作業者の被ばく線量及び放射線防護装備を左右する放射線の線種に応じた <u>区分管理等</u> の管理を適切に行っていることを確認する。</p> <p>(a) 事業者等は放射線管理等の管理マニュアルにて、対象核種の管理方法を定めている場合があるので、その内容についても確認する。</p> <p>(b) 事業者等の活動及び検査対象場所の作業状況の観察は、次項の「②作業員への作業指示」、「③放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理」及び「④放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理」の確認項目と同時に実施すべきである。</p> <p>(c) 検査対象施設で今まで、放射線被ばくリスクが低いと考えられている場所について、プラント又は施設の運転に伴い状況が変化する可能性がある事項は、下記が考えられる。なお、下記以外にも発生する可能性があるため、検査官は日常の状況を注意深く洞察する必要がある。</p> <p>ア. 自然界に存在する核種又は検出困難核種の存在</p> <p>イ. 冷却材又は原子炉水質の変更</p> <p>ウ. 汚染水を内封した配管やタンクなどからの漏えい</p> <p>エ. 検査等で使用する放射性同位元素の貯蔵及び移動</p> <p>オ. 放射性廃棄物の滞留・移動・集積</p> <p>カ. 原子炉上蓋の吊り上げ、原子炉内部構造物の吊り上げ又は分解、燃料の移動、炉内検出器の移動又は取り出し、制御棒駆動機構の交換、高放射性機材の一部貯蔵、クリンナップ系の樹脂の洗浄及び交換、フィルタ <u>交換等</u></p> <p>キ. プラント機器の <u>劣化等</u></p> <p>(d) 検査官は事業者等の被ばく防護の専門家（技能者）との議論や活動状況を観察することで、専門家（技能者）の持つ技術・力量を評価することができる。</p> <p>b. 放射線測定（サーベイ）の適切性 事業者等は放射線被ばくリスク（放射線量率の急激な上昇や放射線の線量勾配の有無）等の適切な評価を踏まえた測定を実施し、区域管理として適切に評価されていることを検査官は確認する。</p> <p>また、放射線作業の計画を策定する上で、放射線モニタリングが適切な測定器及び方法・手順で実施していることを事業者等の放射線管理部門の監督者や技能者から聴取し確認する。</p> <p>(a) 検査官は作業計画に記載されている区域で、特に放射性廃棄物の保管廃棄、処理施設及び取扱区域の状況において、設置機器や作業員の被ばくリスクに影響する放射線（線源）の位置・方向について確認を行う。</p>	<p>るマニュアル等を確認する。</p> <p>(7) その他 安全実績指標 (PI) についても確認し、事業者等の活動の弱点を明らかにすることも重要である。</p> <p>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</p> <p>(1) 放射線被ばくリスクの評価</p> <p>a. 放射線被ばく対象核種の明確化 事業者等は放射線被ばく対象の核種で管理基準値が異なる α 核種と α 核種以外の存在や作業者の被ばく線量及び放射線防護装備を左右する放射線の線種に応じた <u>区分管理など</u> の管理を適切に行っていることを確認する。</p> <p>(a) 事業者等は放射線管理等の管理マニュアルにて、対象核種の管理方法を定めている場合があるので、その内容についても確認する。</p> <p>(b) 事業者等の活動及び検査対象場所の作業状況の観察は、次項の「②作業員への作業指示」、「③放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理」及び「④放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理」の確認項目と同時に実施すべきである。</p> <p>(c) 検査対象施設で今まで、放射線被ばくリスクが低いと考えられている場所について、プラント又は施設の運転に伴い状況が変化する可能性がある事項は、下記が考えられる。なお、下記以外にも発生する可能性があるため、検査官は日常の状況を注意深く洞察する必要がある。</p> <p>ア. 自然界に存在する核種又は検出困難核種の存在</p> <p>イ. 冷却材又は原子炉水質の変更</p> <p>ウ. 汚染水を内封した配管やタンクなどからの漏えい</p> <p>エ. 検査等で使用する放射性同位元素の貯蔵及び移動</p> <p>オ. 放射性廃棄物の滞留・移動・集積</p> <p>カ. 原子炉上蓋の吊り上げ、原子炉内部構造物の吊り上げ又は分解、燃料の移動、炉内検出器の移動又は取り出し、制御棒駆動機構の交換、高放射性機材の一部貯蔵、クリンナップ系の樹脂の洗浄及び交換、フィルタ <u>交換など</u></p> <p>キ. プラント機器の <u>劣化など</u></p> <p>(d) 検査官は事業者等の被ばく防護の専門家（技能者）との議論や活動状況を観察することで、専門家（技能者）の持つ技術・力量を評価することができる。</p> <p>b. 放射線測定（サーベイ）の適切性 事業者等は放射線被ばくリスク（放射線量率の急激な上昇や放射線の線量勾配の有無）等の適切な評価を踏まえた測定を実施し、区域管理として適切に評価されていることを検査官は確認する。</p> <p>また、放射線作業の計画を策定する上で、放射線モニタリングが適切な測定器及び方法・手順で実施していることを事業者等の放射線管理部門の監督者や技能者から聴取し確認する。</p> <p>(a) 検査官は作業計画に記載されている区域で、特に放射性廃棄物の保管廃棄、処理施設及び取扱区域の状況において、設置機器や作業員の被ばくリスクに影響する放射線（線源）の位置・方向について確認を行う。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	-------------------------------------

(b) 検査官は自ら、検査対象区域等の空間線量率を測定し、事業者等が実施している放射線モニタリングによる策定されたサーベイマップと比較を行い、放射線被ばくリスク評価として十分なサーベイマップであることを確認する。

(c) 高線量区域及び汚染のおそれがある区域以外で、下記の要素がある区域の放射線モニタリング（サーベイ）方法・頻度について、放射線管理部門の体制及びその力量も含め、その適切性を確認する。

ア. α線を放出する核種が存在する区域やホットスポットがある区域

イ. 中性子線による被ばくのおそれがある区域

ウ. 自然界で存在する核種を含む空气中放射能濃度が低い区域

エ. 放射線レベルが一定ではなく、変化（急上昇）する区域

オ. 作業者の近傍に線源が存在し、放射線の線量勾配がある区域

カ. 不均等な被ばくのおそれがある区域

キ. プルトニウムが検出された区域又はプルトニウムを取り扱う区域

c. 空气中放射性物質濃度測定の適切性

検査官は検査対象区域で、表面汚染や空气中に飛散する可能性のある区域における事業者等の監視測定が適切な測定と管理を実施していることを確認する。

(a) 空气中放射性物質濃度の測定手順に基づき測定していることを確認する。また、核種分析を実施している場合は、その測定条件が適切に入力されていることも確認する。

(b) 検査対象の放射線作業計画で、空气中に放射性物質が存在し、汚染のおそれがある区域は、検査官が自ら、事業者等の空气中放射性物質濃度の測定状況を確認し、当該作業エリアの代表的な空气中放射性物質濃度を測定していることを、集塵口の位置、集塵流量、測定時期、及び機器の配置より確認する。

(c) 一般的な作業エリアでの空气中の粉じん、塵埃等のサンプリングは人体の呼吸する高さ、位置に相当する場所でサンプリングしている必要がある。（内部被ばく評価に対応することでの測定）

(d) 事業者等の空气中放射性物質濃度の測定で、連続測定の移動式モニタが現場に設置されている場合は、監視する警報レベルと検出限界値との関係を考慮し、適切な場所に当該モニタが設置されていることを確認する。また、測定対象核種に適合したサンプリング方式や浮遊塵の形状（大きさ）を考慮したフィルタの採用等の観点で、ダスト測定が目的を果した状態で測定をしていることを確認する。

(e) 原子力施設の各所に設置されたダスト放射線モニタで、たまに空气中の放射性物質レベルの上昇が確認される場合、その傾向として、観測された空气中の放射性物質濃度上昇は線量率にはあまり寄与していないが、自然界に存在する核種による汚染の可能性があるので、注意が必要である。そのため、核種を同定する等の確認が必要な場合がある。また、自然界に存在する核種で汚染された経緯がある区域で、作業者が保守作業をする上で重要な要素であることを認識する。

(f) 放射性物質によって空気が汚染するおそれのある区域や放射線レベルが急激な変化をもたらす事象には、以下の例があり、これらの情報を検査官が把握することで、事業者等の放射線サーベイ活動で評価すべき放射線被ばくリスクや潜在的なリスクに関する知見が得られる。

ア. 以前の破損燃料による汚染した区域への立入

イ. 炉内核計装設備の移動

(b) 検査官は自ら、検査対象区域等の空間線量率を測定し、事業者等が実施している放射線モニタリングによる策定されたサーベイマップと比較を行い、放射線被ばくリスク評価として十分なサーベイマップであることを確認する。

(c) 高線量区域及び汚染のおそれがある区域以外で、下記の要素がある区域の放射線モニタリング（サーベイ）方法・頻度について、放射線管理部門の体制及びその力量も含め、その適切性を確認する。

ア. α線を放出する核種が存在する区域やホットスポットがある区域

イ. 中性子線による被ばくのおそれがある区域

ウ. 自然界で存在する核種を含む空气中放射能濃度が低い区域

エ. 放射線レベルが一定ではなく、変化（急上昇）する区域

オ. 作業者の近傍に線源が存在し、放射線の線量勾配がある区域

カ. 不均等な被ばくのおそれがある区域

キ. プルトニウムが検出された区域又はプルトニウムを取り扱う区域

c. 空气中放射性物質濃度測定の適切性

検査官は検査対象区域で、表面汚染や空气中に飛散する可能性ある区域における事業者等の監視測定が適切な測定と管理を実施していることを確認する。

(a) 空气中放射性物質濃度の測定手順に基づき測定していることを確認する。また、核種分析を実施している場合は、その測定条件が適切に入力されていることも確認する。

(b) 検査対象の放射線作業計画で、空气中に放射性物質が存在し、汚染のおそれがある区域は、検査官が自ら、事業者等の空气中放射性物質濃度の測定状況を確認し、当該作業エリアの代表的な空气中放射性物質濃度を測定していることを、集塵口の位置、集塵流量、測定時期、及び機器の配置より確認する。

(c) 一般的な作業エリアでの空气中の粉じん、塵埃等のサンプリングは人体の呼吸する高さ、位置に相当する場所でサンプリングしている必要がある。（内部被ばく評価に対応することでの測定）

(d) 事業者等の空气中放射性物質濃度の測定で、連続測定の移動式モニタが現場に設置されている場合は、監視する警報レベルと検出限界値との関係を考慮し、適切な場所に当該モニタが設置されていることを確認する。また、測定対象核種に適合したサンプリング方式や浮遊塵の形状（大きさ）を考慮したフィルタの採用等の観点で、ダスト測定が目的を果した状態で測定をしていることを確認する。

(e) 原子力施設の各所に設置されたダスト放射線モニタで、たまに空气中の放射性物質レベルの上昇が確認される場合、その傾向として、観測された空气中の放射性物質濃度上昇は線量率にはあまり寄与していないが、自然界に存在する核種による汚染の可能性があるので、注意が必要である。そのため、核種を同定するなどの確認が必要な場合がある。また、自然界に存在する核種で汚染された経緯がある区域で、作業者が保守作業をする上で重要な要素であることを認識する。

(f) 放射性物質によって空気が汚染するおそれのある区域や放射線レベルが急激な変化をもたらす事象には、以下の例があり、これらの情報を検査官が把握することで、事業者等の放射線サーベイ活動で評価すべき放射線被ばくリスクや潜在的なリスクに関する知見が得られる。

ア. 以前の破損燃料による汚染した区域への立入

イ. 炉内核計装設備の移動

<p><u>ウ.</u> 使用済燃料の移動などにおけるドライウェルや補助建屋の放射線量の変化</p> <p><u>エ.</u> <u>内部が汚染している機器等の開放作業</u></p> <p>(2) 作業員への作業指示</p> <p>a. 放射線作業許可証の策定と周知</p> <p>事業者等が定める区域区分によって設定されている高放射線区域の作業において、事業者等は作業制限事項、作業要件及び作業領域の空間線量率や空気中の放射性物質濃度と必要な放射線防護装備等の遵守事項を定め、これらの内容が担当する作業員に周知されていることを確認する。</p> <p>(a) 事業者等が定める区域区分によって設定されている高放射線区域に立入る場合に策定される放射線作業の許可について、作業指示、作業制限事項及び被ばく線量計画が事業者等の手順<u>どおり</u>策定されていることを確認する。</p> <p>(b) 当該作業を実施する作業員に作業制限事項等の情報が周知されていることを<u>作業員への</u>事前確認や作業前の打ち合わせへの出席や作業員へのインタビュー等にて把握する。なお、作業員へのインタビューでは、作業に支障を与えない方法（作業終了後のグループインタビューや作業状況の長時間観察等）で実施すること。</p> <p>(c) 作業員は放射線作業の計画等に記載された条件で、作業開始時期や作業中断する指示事項やその他の条件を把握する<u>ために</u>、事業者等の放射線管理部門の職員の連絡先情報覚えておくべきである。</p> <p>b. 警報付き個人被ばく線量計の警報設定</p> <p>警報付き個人被ばく線量計（警報付き電子式個人線量計）の被ばく線量等の警報設定値が適切に設定されていることを確認する。</p> <p>また、警報付き個人被ばく線量計の警報原因を踏まえ、新たな放射線被ばくリスクの発生情報及びプラントの運転状態変更に伴う放射線レベルの変化情報がある場合、事業者等は作業員に周知していることを確認する。</p> <p>(a) 警報付き個人被ばく線量計（警報付き電子式個人線量計）の被ばく線量等の警報設定値が最新の放射線サーベイデータによって策定されている作業指示書及び事業者等の放射線管理等の管理マニュアルに基づき設定されていることを確認する。</p> <p>(b) 警報付き個人被ばく線量計の警報が発生した事例では、作業計画に記載された遵守事項の履行状況も含め、事業者等は作業計画の適切性を<u>再評価する等</u>の警報付き個人被ばく線量計の警報原因を明確にしていることを確認する。また、必要に応じて、予期していなかった放射線被ばくリスクの発生有無を調べるために実際の当該作業における放射線レベルの再測定や再評価が行われてことも確認する。</p> <p>(c) 警報付き個人被ばく線量計の警報設定値は作業の進捗や作業環境の放射線レベル等によって適宜変更になる。作業員が携帯する警報付き個人被ばく線量計の警報設定値に関する検査官による評価実施では、当該事象を把握しておくこと。</p> <p>(d) 警報付き個人被ばく線量計の警報は放射線被ばくの重要なファクターであり、同警報設定値に関する事業者等の活動評価において、警報付き個人被ばく線量計の誤作動及び無効な警報が発生した場合は、「<u>BR0020</u> 放射線被ばく評価及び個人モニタリング」検査運用ガイドの（外部被ばく評価手法）に基づき検査を実施する。</p>	<p><u>ウ.</u> 使用済燃料の移動などにおけるドライウェルや補助建屋の放射線量の変化</p> <p><u>(新設)</u></p> <p>(2) 作業員への作業指示</p> <p>a. 放射線作業許可証の策定と周知</p> <p>事業者等が定める区域区分によって設定されている高放射線区域の作業において、事業者等は作業制限事項、作業要件及び作業領域の空間線量率や空気中の放射性物質濃度と必要な放射線防護装備等の遵守事項を定め、これらの内容が担当する作業員に周知されていることを確認する。</p> <p>(a) 事業者等が定める区域区分によって設定されている高放射線区域に立入る場合に策定される放射線作業の許可について、作業指示、作業制限事項及び被ばく線量計画が事業者等の手順<u>とおり</u>策定されていることを確認する。</p> <p>(b) 当該作業を実施する作業員に作業制限事項等の情報が周知されていることを<u>作業員の</u>事前確認や作業前の打ち合わせへの出席や作業員へのインタビュー等にて把握する。なお、作業員へのインタビューでは、作業に支障を与えない方法（作業終了後のグループインタビューや作業状況の長時間観察等）で実施すること。</p> <p>(c) 作業員は放射線作業の計画等に記載された条件で、作業開始時期や作業中断する指示事項やその他の条件を把握する<u>ために</u>事業者等の放射線管理部門の職員の連絡先情報覚えておくべきである。</p> <p>b. 警報付き個人被ばく線量計の警報設定</p> <p>警報付き個人被ばく線量計（警報付き電子式個人線量計）の被ばく線量等の警報設定値が適切に設定されていることを確認する。</p> <p>また、警報付き個人被ばく線量計の警報原因を踏まえ、新たな放射線被ばくリスクの発生情報及びプラントの運転状態変更に伴う放射線レベルの変化情報がある場合、事業者等は作業員に周知していることを確認する。</p> <p>(a) 警報付き個人被ばく線量計（警報付き電子式個人線量計）の被ばく線量等の警報設定値が最新の放射線サーベイデータによって策定されている作業指示書及び事業者等の放射線管理等の管理マニュアルに基づき設定されていることを確認する。</p> <p>(b) 警報付き個人被ばく線量計の警報が発生した事例では、作業計画に記載された遵守事項の履行状況も含め、事業者等は作業計画の適切性を<u>再評価するなどの</u>警報付き個人被ばく線量計の警報原因を明確にしていることを確認する。また、必要に応じて、予期していなかった放射線被ばくリスクの発生有無を調べるために実際の当該作業における放射線レベルの再測定や再評価が行われてことも確認する。</p> <p>(c) 警報付き個人被ばく線量計の警報設定値は作業の進捗や作業環境の放射線レベル等によって適宜変更になる。作業員が携帯する警報付き個人被ばく線量計の警報設定値に関する検査官による評価実施では、当該事象を把握しておくこと。</p> <p>(d) 警報付き個人被ばく線量計の警報は放射線被ばくの重要なファクターであり、同警報設定値に関する事業者等の活動評価において、警報付き個人被ばく線量計の誤作動及び無効な警報が発生した場合は「<u>BR0020</u> 放射線被ばく評価及び個人モニタリング」検査運用ガイドの（外部被ばく評価手法）に基づき検査を実施する。</p>	<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事業者等の安全活動の事例の追加 <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	--

<p>c. 放射性物質が内封された容器の取扱状況</p> <p>放射性物質が封入されている容器の取扱について、容器を不注意に開封することで、作業者の被ばくが懸念される容器がある場合、注意を必要とする識別が付けられ、管理（開封時の注意事項が作業者に周知されている）されていることを確認する。</p> <p>(a) 放射性物質が封入されている容器について、事業者等のマニュアル等に容器に識別表示する旨の記載があること、開封時の注意事項が作業者に周知されていることを確認する。</p> <p>(b) これらの容器を開封するときは、内部の放射性物質が飛散する等の空気中の放射性物質濃度が上昇することを考慮した措置を実施すべきであることを理解して作業を実施していることも確認する。</p> <p><u>(c) 放射性物質が特定されていない容器を不注意に開封することで、作業者の内部被ばく事故が懸念されるため、検査官は、現場観察する場合、識別がない容器の有無に注意して観察する。</u></p> <p>(3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理</p> <p>a. 管理区域境界（チェックポイント）と汚染測定</p> <p>検査官は汚染区域からの物品持ち出しあるいは高汚染区域から通常の管理区域への物品持ち出しについて、適切な汚染検査機器の使用と適切な測定が実施されていることを確認し、事業者等の管理が放射性物質の意図しない搬出を防止するのに十分であることを確認する。</p> <p>(a) 検査官は汚染区域からの物品持ち出しあるいは高汚染区域から通常の管理区域への物品持ち出しについて、幾つかのチェックポイント（区域区分の境界点）での物品持ち出し状況を観察する。</p> <p>(b) この観察で、使用する汚染検査機器（サーベイメータ含む）が、当該持ち出し物品のあった区域に存在する放射性核種が放出する放射線に適合した測定装置で、測定環境条件に適合している測定であることを確認する。</p> <p>(c) 検査官は事業者等の放射線管理員による管理区域等からの物品持ち出し判定のための汚染検査状況を観察し、事業者等の放射線管理要領・手順に従い測定及び判定していることを確認する。</p> <p>(d) 管理区域で汚染した廃棄物でない機材を放射性固体廃棄物として区域外に搬出されないことも検査官は確認する。</p> <p>b. 汚染拡散防止の措置</p> <p>事業者等の汚染拡散を防止するための適切な措置、測定、判定及び処置の各活動が適切に実施されていることを確認する。</p> <p>(a) 事業者等が管理区域内で使用する工具・測定器等を貸し出している場合、使用後の機材管理について定められた手順に基づき実施し、汚染拡散を防止するための適切な測定及び判定を実施していることをインタビュー又は現場の状況によって確認する。（この観察は「<u>管理区域境界（チェックポイント）と汚染測定</u>」の際に同時に実施する。）</p> <p>(b) 汚染区域や汚染のおそれがある区域について、その開口部の風の流れにも注意すること。（バリヤや負圧管理が<u>できている</u>ことも確認する。）</p> <p>(c) 検査官は高汚染区域からの作業者の退出行動が定められた測定で実施されていることや作業者の退出時の汚染検査で、汚染が検出された場合の対応処置について、作業者が理解していることを確認する。（この観察は「<u>管理区域境界（チェックポイント）と汚染測定</u>」の際に同</p>	<p>c. 放射性物質が内封した容器の取扱状況</p> <p>放射性物質が封入されている容器の取扱について、容器を不注意に開封することで、作業者の被ばくが懸念される容器がある場合、注意を必要とする識別が付けられ、管理（開封時の注意事項が作業者に周知されている）されていることを確認する。</p> <p>(a) 放射性物質が封入されている容器について、事業者等のマニュアル等に容器に識別表示する旨の記載があること、開封時の注意事項が作業者に周知されていることを確認する。</p> <p>(b) これらの容器を開封するときは、内部の放射性物質が飛散する等の空気中の放射性物質濃度が上昇することを考慮した措置を実施すべきであることを理解して作業を実施していることも確認する。</p> <p><u>(c) 検査官は現場観察する場合、識別がない容器の有無に注意して観察する。放射性物質が特定されていない容器を不注意に開封することで、作業者の内部被ばく事故が懸念されるため。</u></p> <p>(3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理</p> <p>a. 管理区域境界（チェックポイント）と汚染測定</p> <p>検査官は汚染区域からの物品持ち出しあるいは高汚染区域から通常の管理区域への物品持ち出しについて、適切な汚染検査機器の使用と適切な測定が実施されていることを確認し、事業者等の管理が放射性物質の意図しない搬出を防止するのに十分であることを確認する。</p> <p>(a) 検査官は汚染区域からの物品持ち出しあるいは高汚染区域から通常の管理区域への物品持ち出しについて、幾つかのチェックポイント（区域区分の境界点）での物品持ち出し状況を観察する。</p> <p>(b) この観察で、使用する汚染検査機器（サーベイメータ含む）が、当該持ち出し物品のあった区域に存在する放射性核種が放出する放射線に適合した測定装置で、測定環境条件に適合している測定であることを確認する。</p> <p>(c) 検査官は事業者等の放射線管理員による管理区域等からの物品持ち出し判定のための汚染検査状況を観察し、事業者等の放射線管理要領・手順に従い測定及び判定していることを確認する。</p> <p>(d) 管理区域で汚染した廃棄物でない機材を放射性固体廃棄物として区域外に搬出されないことも検査官は確認する。</p> <p>b. 汚染拡散防止の措置</p> <p>事業者等の汚染拡散を防止するための適切な措置、測定、判定及び処置の各活動が適切に実施されていることを確認する。</p> <p>(a) 事業者等が管理区域内で使用する工具・測定器等を貸し出している場合、使用後の機材管理について定められた手順に基づき実施し、汚染拡散を防止するための適切な測定及び判定を実施していることをインタビュー又は現場の状況によって確認する。（この観察は<u>管理区域境界（チェックポイント）と汚染測定</u>の際に同時に実施する。）</p> <p>(b) 汚染区域や汚染のおそれがある区域について、その開口部の風の流れにも注意すること。（バリヤや負圧管理が<u>出来ている</u>ことも確認する。）</p> <p>(c) 検査官は高汚染区域からの作業者の退出行動が定められた測定で実施されていることや作業者の退出時の汚染検査で、汚染が検出された場合の対応処置について、作業者が理解していることを確認する。（この観察は<u>管理区域境界（チェックポイント）と汚染測定</u>の際に同</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	---

<p>時に実施する。)</p> <p>c. 汚染測定装置による運用 事業者等が設置している汚染測定装置（小物物品用モニタ等）に関して、作業者の誤操作防止の措置や適切な測定を実施していることを確認する。</p> <p>(a) 事業者等が設置している汚染測定装置（小物物品用モニタ等）で測定し、汚染警報などの警報が発生した場合の手順を理解していることを操作中の作業員へのインタビューによって、その理解状況を確認する。</p> <p>(b) 検査官は汚染検査等に使用する測定器の測定に関するパラメータ（測定時間、時定数及びバックグラウンド計数率）が適切な<u>数値に設定され</u>、測定を実施していることを確認する。</p> <p>(c) 汚染検査装置はバックグラウンドの変化に左右される。バックグラウンドが低い場所に汚染検査装置が設置されていることの確認も実施する。</p> <p>(d) 汚染測定装置の設置場所が高線量領域の場合、機器の性能上の制約から、要求の検出感度確保が<u>できない</u>場合がある。このため、検査官は事業者等が不適切な補正（エネルギーバンドの変更等）や不正な行為を実施していないことも確認する。</p> <p>d. その他（密封線源の取扱） 検査対象区域に管理されていない密封線源（密封線源の標識で識別された容器を含む）の存在や仮置きが<u>ない</u>ことを確認する。</p> <p>(a) 事業者等が保有している密封線源は帳簿管理され、放射性物質が漏えいしていないこと等、密封が健全であることを事業者等が管理手順に基づき適切に管理している。管理されていない密封線源（密封線源の標識で識別された容器を含む）の存在や仮置きが確認された場合、検査官は事業者等に対して、その調査結果の報告を聴取し、そのパフォーマンスを確認する。</p> <p>(4) 放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理</p> <p>a. 区域の識別管理と放射線作業の許可 検査官は検査対象の区域区分が適切に管理され、作業員が当該作業エリアの放射線レベル等を認識するのに必要な識別<u>表示を実施している</u>ことを確認する。</p> <p>また、検査対象の放射線防護上の措置について、事業者等は作業における線量や当該作業環境に応じ、適切に評価されている計画書を策定し、作業許可を出していることを確認する。</p> <p>(a) 検査官は検査対象の区域管理が事業者等の定めるマニュアルに基づき、区域の潜在的な放射線レベル（線源の移動や経時的な変化・変動）が評価され区域区分管理されていることを確認する。</p> <p>(b) 事業者等の管理する区域区分に従い、区域への立入制限措置や作業員に必要な情報を掲示するための識別表示が実施されていることを確認する。</p> <p>(c) 事業者等が策定した放射線防護の措置に記載のサーベイマップ等（作業員の被ばく計画の基となる情報）と現場に掲載されている掲示物等が一致していること及び作業前のミーティングでサーベイマップ等の情報が作業員に周知されていることの確認も実施する。</p> <p>b. 放射線作業の現場管理 検査官が検査対象区域の現場における作業管理の実施状況を確認する際は、日々の作業環境把</p>	<p>時に実施する。)</p> <p>c. 汚染測定装置による運用 事業者等が設置している汚染測定装置（小物物品用モニタ等）に関して、作業員の誤操作防止の措置や適切な測定を実施していることを確認する。</p> <p>(a) 事業者等が設置している汚染測定装置（小物物品用モニタ等）で測定し、汚染警報などの警報が発生した場合の手順を理解していることを操作中の作業員へのインタビューによって、その理解状況を確認する。</p> <p>(b) 検査官は汚染検査等に使用する測定器の測定に関するパラメータ（測定時間、時定数及びバックグラウンド計数率）が適切な<u>数値を設定し</u>、測定を実施していることを確認する。</p> <p>(c) 汚染検査装置はバックグラウンドの変化に左右される。バックグラウンドが低い場所に汚染検査装置が設置されていることの確認も実施する。</p> <p>(d) 汚染測定装置の設置場所が高線量領域の場合、機器の性能上の制約から、要求の検出感度確保が<u>出来ない</u>場合がある。このため、検査官は事業者等が不適切な補正（エネルギーバンドの変更等）や不正な行為を実施していないことも確認する。</p> <p>d. その他（密封線源の取扱） 検査対象区域に管理されていない密封線源（密封線源の標識で識別された容器を含む）の存在や仮置きが<u>無い</u>ことを確認する。</p> <p>(a) 事業者等が保有している密封線源は帳簿管理され、放射性物質が漏えいしていないこと<u>など</u>、密封が健全であることを事業者等が管理手順に基づき適切に管理している。管理されていない密封線源（密封線源の標識で識別された容器を含む）の存在や仮置きが確認された場合、検査官は事業者等に対して、その調査結果の報告を聴取し、そのパフォーマンスを確認する。</p> <p>(4) 放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理</p> <p>a. 区域の識別管理と放射線作業の許可 検査官は検査対象の区域区分が適切に管理され、作業員が当該作業エリアの放射線レベル等を認識するのに必要な識別<u>表示が実施されている</u>ことを確認する。</p> <p>また、検査対象の放射線防護上の措置について、事業者等は作業における線量や当該作業環境に応じ、適切に評価されている計画書を策定し、作業許可を出していることを確認する。</p> <p>(a) 検査官は検査対象の区域管理が事業者等の定めるマニュアルに基づき、区域の潜在的な放射線レベル（線源の移動や経時的な変化・変動）が評価され区域区分管理されていることを確認する。</p> <p>(b) 事業者等の管理する区域区分に従い、区域への立入制限措置や作業員に必要な情報を掲示するための識別表示が実施されていることを確認する。</p> <p>(c) 事業者等が策定した放射線防護の措置に記載のサーベイマップ等（作業員の被ばく計画の基となる情報）と現場に掲載されている掲示物等が一致していること及び作業前のミーティングでサーベイマップ等の情報が作業員に周知されていることの確認も実施する。</p> <p>b. 放射線作業の現場管理 検査官が検査対象区域の現場における作業管理の実施状況を確認する際は、日々の作業環境把</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<p>握、放射線管理、放射線防護の措置及び汚染管理が適切に行われていることを確認する。</p> <p><u>(a)</u> 事業者等の日々の現場管理の観察では、必要な計測（放射線サーベイ）、放射線管理対策、放射線防護の作業管理及び汚染管理が事業者等の定めるマニュアルに基づき行われていることを確認する。</p> <p><u>(b)</u> また、作業環境において、事業者等が個人被ばく線量計の外乱（騒音、照明、振動、ノイズ）を考慮した評価や対応をどのように計画し、対応しているかについても確認する。</p> <p><u>(c)</u> 作業者が携帯する警報付き個人被ばく線量計の検査対象区域の作業において、検出対象核種や装着部位がマニュアルに基づき適切に履行されていることを検査官は現場作業状況の観察において、確認する。具体的には、現場環境に適合した測定器を携帯していることを確認する。（局部被ばく、不均等被ばく及び中性子線被ばくが適切に評価されていることを確認する）</p> <p><u>(d)</u> 高放射線作業区域では、放射線の線量勾配（線源が作業者に近い場合やβ線による被ばく影響が大きい場合や線量変化が大きい場合等）がある場所が存在している。検査官は当該作業エリアで作業者の被ばくを効果的に監視する線量測定方法の適用状況を確認する。</p> <p><u>(e)</u> <u>検査官は不均等被ばくが懸念される作業区域での被ばく線量が、局所被ばく評価が行われた放射線防護計画に従い、適切な線量計及び部位に着用されていることを確認する。</u></p> <p><u>(f)</u> 事業者等の実施する特殊作業で、作業管理の強化が必要な潜水作業や作業エリアの放射線の線量勾配が大きい場合には、当該作業の事業者等が策定する放射線作業の計画が適切であることも確認する。</p> <p>c. 汚染区域における作業管理</p> <p>検査官は空气中に放射性物質がある区域及びそのおそれがある汚染区域において、適切な作業計画を策定し、作業が実施されていることを確認すること。</p> <p><u>(a)</u> 検査官は空气中に放射性物質がある区域及びそのおそれがある汚染区域で、作業が実施される場合は、その作業状況を確認する。</p> <p><u>(b)</u> 検査官は内部被ばくのおそれがある区域の作業の計画及び許可が、事業者等の管理システムで適切に評価されていることを確認する。</p> <p><u>(c)</u> 空間線量が上昇する可能性があるタンク内部の作業、蒸気発生器のドライアイスブラスト、ショットピーニング、原子炉キャビティ内部の<u>作業、内部汚染機器等の開放作業等</u>について、について、検査官は事業者等が実施している空气中の放射性物質濃度の監視と管理の状況を把握する。</p> <p><u>(d)</u> 上記の汚染のおそれがある区域での作業に関して、汚染の拡大防止措置である閉じ込め機能やバリヤが健全であること及び高性能粒子フィルタによる局所排気システムが適切に設置・運用していることも確認する。</p> <p><u>(e)</u> 使用済燃料プール及びその他の貯蔵施設に貯蔵されている高線量の放射化物質及び汚染物品の事業者等の管理状況について、検査官はこれらの物品が不用意・不注意による使用済燃料プール等からの操作・作業で、作業者の被ばくや汚染事象を防止するための、機械的措置やソフトウェア的管理が講じられていることも確認する。</p> <p>(5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画</p> <p>当該検査内容は、「<u>BR0030</u> 放射線被ばく<u>ALARA</u>活動」検査運用ガイドと協調して検査を実施することが可能である。</p> <p>a. 高線量区域等への立入制限、作業許可管理</p>	<p>握、放射線管理、放射線防護の措置及び汚染管理が適切に行われていることを確認する。</p> <p><u>(a)</u> 事業者等の日々の現場管理の観察では、必要な計測（放射線サーベイ）、放射線管理対策、放射線防護の作業管理及び汚染管理が事業者等の定めるマニュアルに基づき行われていることを確認する。</p> <p><u>(b)</u> また、作業環境において、事業者等が個人被ばく線量計の外乱（騒音、照明、振動、ノイズ）を考慮した評価や対応をどのように計画し、対応しているかについても確認する。</p> <p><u>(c)</u> 作業者が携帯する警報付き個人被ばく線量計の検査対象区域の作業において、検出対象核種や装着部位がマニュアルに基づき適切に履行されていることを検査官は現場作業状況の観察において、確認する。具体的には、現場環境に適合した測定器を携帯していることを確認する。（局部被ばく、不均等被ばく及び中性子線被ばくが適切に評価されていることを確認する）</p> <p><u>(d)</u> 高放射線作業区域では、放射線の線量勾配（線源が作業者に近い場合やβ線による被ばく影響が大きい場合や線量変化が大きい場合等）がある場所が存在している。検査官は当該作業エリアで作業者の被ばくを効果的に監視する線量測定方法の適用状況を確認する。</p> <p><u>(e)</u> <u>線量計の選択と計測場所について、不均等被ばくが懸念される作業区域での線量測定について、局部被ばくの評価が省略できる理由はないと考えられる。</u></p> <p><u>(f)</u> 事業者等の実施する特殊作業で、作業管理の強化が必要な潜水作業や作業エリアの放射線の線量勾配が大きい場合には、当該作業の事業者等が策定する放射線作業の計画が適切であることも確認する。</p> <p>c. 汚染区域における作業管理</p> <p>検査官は空气中に放射性物質がある区域及びそのおそれがある汚染区域において、適切な作業計画を策定し、作業が実施されていることを確認すること。</p> <p><u>(a)</u> 検査官は空气中に放射性物質がある区域及びそのおそれがある汚染区域で、作業が実施される場合は、その作業状況を確認する。</p> <p><u>(b)</u> 検査官は内部被ばくのおそれがある区域の作業の計画及び許可が、事業者等の管理システムで適切に評価されていることを確認する。</p> <p><u>(c)</u> 空間線量が上昇する可能性があるタンク内部の作業、蒸気発生器のドライアイスブラスト、ショットピーニング、原子炉キャビティ内部の<u>作業等</u>について、検査官は事業者等が実施している空气中の放射性物質濃度の監視と管理の状況を把握する。</p> <p><u>(d)</u> 上記の汚染のおそれがある区域での作業に関して、汚染の拡大防止措置である閉じ込め機能やバリヤが健全であること及び高性能粒子フィルタによる局所排気システムが適切に設置・運用していることも確認する。</p> <p><u>(e)</u> 使用済燃料プール及びその他の貯蔵施設に貯蔵されている高線量の放射化物質及び汚染物品の事業者等の管理状況について、検査官はこれらの物品が不用意・不注意による使用済燃料プール等からの操作・作業で、作業者の被ばくや汚染事象を防止するための、機械的措置やソフトウェア的管理が講じられていることも確認する。</p> <p>(5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画</p> <p>当該検査内容は、「<u>BR0030</u> 放射線被ばく<u>ALARA</u>活動」検査運用ガイドと協調して検査を実施することが可能である。</p> <p>a. 高線量区域等への立入制限、作業許可管理</p>	<p>記載の適正化（誤記）※確認の観点の記載に見直し</p> <p>運用の明確化 ・空气中の放射性物質濃度の監視と管理の状況の監視範囲の明確化</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

<p>高線量区域、高汚染区域や立入制限区域は作業者が不用意な立入をすることで、過大な被ばくをもたらす可能性があり、検査官はそういった場所の掲示物及び立入制限措置が適切に履行されていることを確認する。</p> <p>(a) 検査官は、高放射線区域、高汚染区域や立入制限区域に関し、事業者等が報告している作業員に対する放射線安全の監視領域に関する安全実績 (PI) の適合性を確認する。</p> <p>(b) 検査官はリスクが高放射線区域、高汚染区域や立入制限区域の事業者等の安全実績 (PI) 活動の状況の評価を重点に確認すること。</p> <p>(c) 事業者等の管理基準の変更があった場合、検査官は高線量区域等について、遮へい等の規格値に適合していること及び事業者等の管理手順書に適合していることを確認する。また、プラントの運転状況によって変化する区域（高線量区域になるおそれのある区域）も同様に許可証及び手順書に適合していることを確認する。</p> <p>(d) <u>高放射線区域等は</u>、作業員の被ばくリスクが高い区域になるので、掲示物による表示、立入制限措置等の管理の適切性が重要で、特に許可が<u>ない</u>作業員の立入ができない機械的及びソフト的な措置を確認する。当該室（区域）は施錠や入口部の注意表示その他の標識等によって、許可が無い作業員が立入らない措置が講じられていることを確認する。</p> <p>(e) リスクが高い区域には次の区域が含まれていること。</p> <p>ア. 放射性廃棄物処理、取扱い及び保管廃棄区域とタンク等、運転上の都合で一時的に設けられた<u>区域</u>。</p> <p>イ. 加圧水型原子炉 (PWR) の格納容器 (施設) 及び沸騰水型原子炉 (BWR) のドライウェルは、全出力運転時、部分出力運転時及びプラント停止時で別の管理対策を設けている可能性がある。</p> <p>ウ. 管理が脆弱な区域としては、BWRの移動式炉内計装 (TIP) 制御区域、PWRのシンプル引き抜き区域、原子炉キャビティサンプ、燃料移送区域、使用済燃料プール、原子炉キャビティ、あるいは原子炉貯蔵ピットがあるが、それに限るものではない。レビューには、出力運転中に格納容器に入る作業員のために実施される放射線防護上の管理対策を含める。<u>その他、被ばくリスクが高くなる要因として、冷却材</u>又は原子炉水質の変更等がある。</p>	<p>高線量区域、高汚染区域や立入制限区域は作業者が不用意な立入をすることで、過大な被ばくをもたらす可能性があり、検査官はそういった場所の掲示物及び立入制限措置が適切に履行されていることを確認する。</p> <p>(a) 検査官は、高放射線区域、高汚染区域や立入制限区域に関し、事業者等が報告している作業員に対する放射線安全の監視領域に関する安全実績 (PI) の適合性を確認する。</p> <p>(b) 検査官はリスクが高放射線区域、高汚染区域や立入制限区域の事業者等の安全実績 (PI) 活動の状況の評価を重点に確認すること。</p> <p>(c) 事業者等の管理基準の変更があった場合、検査官は高線量区域等について、遮へい等の規格値に適合していること及び事業者等の管理手順書に適合していることを確認する。また、プラントの運転状況によって変化する区域（高線量区域になるおそれのある区域）も同様に許可証及び手順書に適合していることを確認する。</p> <p>(d) <u>高放射線区域等又は</u>、作業員の被ばくリスクが高い区域になるので、掲示物による表示、立入制限措置等の管理の適切性が重要で、特に許可が<u>無い</u>作業員の立入ができない機械的及びソフト的な措置を確認する。当該室（区域）は施錠や入口部の注意表示その他の標識等によって、許可が無い作業員が立入らない措置が講じられていることを確認する。</p> <p>(e) リスクが高い区域には次の区域が含まれていること。</p> <p>ア. 放射性廃棄物処理、取扱い及び保管廃棄区域とタンク等、運転上の都合で一時的に設けられた<u>事業所等内の区域</u>。</p> <p>イ. 加圧水型原子炉 (PWR) の格納容器 (施設) 及び沸騰水型原子炉 (BWR) のドライウェルは、全出力運転時、部分出力運転時及びプラント停止時で別の管理対策を設けている可能性がある。</p> <p>ウ. 管理が脆弱な区域としては、BWRの移動式炉内計装 (TIP) 制御区域、PWRのシンプル引き抜き区域、原子炉キャビティサンプ、燃料移送区域、使用済燃料プール、原子炉キャビティ、あるいは原子炉貯蔵ピットがあるが、それに限るものではない。レビューには、出力運転中に格納容器に入る作業員のために実施される放射線防護上の管理対策を含める。<u>冷却材</u>又は原子炉水質の変更等がある。</p>	<p>記)</p>
<p>(6) 作業員及び放射線管理員の力量</p> <p>当該検査内容は、「BR0030 放射線被ばくALARA活動」検査運用ガイドと協調して検査を実施することが可能である。</p> <p>a. 作業員の管理区域内作業における理解度</p> <p>検査官は放射線作業の計画に基づく作業を実施する作業員の放射線防護の装備、被ばく放射線量計測設備等を適切に装備し、作業を実施していることを現場確認する。</p> <p>(a) 検査官は放射線作業の計画に基づく作業を実施する作業員がどの区域で、どれくらいの線量率があるかを把握し、作業、移動、待機等での滞在・作業時間、移動動線が個人被ばく線量計画で設定した条件と一致していることも確認する。</p> <p>(b) 作業員は警報付き電子式個人被ばく線量計の警報設定値及び放射線作業の作業指示書等で設定されている当該区域での滞在・作業時間及び線量限度（個人の被ばく線量限度を踏まえた残線量）を把握して作業を実施していることも確認する。</p> <p>(c) 作業員が、警報付き個人被ばく線量計の警報設定値や管理区域滞在時間設定及び警報付き個人被ばく線量計の警報が発生した場合の処置を理解して実行できることも確認する。</p> <p>(d) 上記の確認で、警報付き電子式個人被ばく線量計の警報が鳴動した場合の処置、手順につ</p>	<p>(6) 作業員及び放射線管理員の力量</p> <p>当該検査内容は、「BR0030 放射線被ばくALARA活動」検査運用ガイドと協調して検査を実施することが可能である。</p> <p>a. 作業員の管理区域内作業における理解度</p> <p>検査官は放射線作業の計画に基づく作業を実施する作業員の放射線防護の装備、被ばく放射線量計測設備等を適切に装備し、作業を実施していることを現場確認する。</p> <p>(a) 検査官は放射線作業の計画に基づく作業を実施する作業員がどの区域で、どれくらいの線量率があるかを把握し、作業、移動、待機等での滞在・作業時間、移動動線が個人被ばく線量計画で設定した条件と一致していることも確認する。</p> <p>(b) 作業員は警報付き電子式個人被ばく線量計の警報設定値及び放射線作業の作業指示書等で設定されている当該区域での滞在・作業時間及び線量限度（個人の被ばく線量限度を踏まえた残線量）を把握して作業を実施していることも確認する。</p> <p>(c) 作業員が、警報付き個人被ばく線量計の警報設定値や管理区域滞在時間設定及び警報付き個人被ばく線量計の警報が発生した場合の処置を理解して実行できることも確認する。</p> <p>(d) 上記の確認で、警報付き電子式個人被ばく線量計の警報が鳴動した場合の処置、手順につい</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>いても理解していることを検査官は作業を担当している作業者にインタビューする<u>等</u>して確認する。なお、<u>作業者へ</u>インタビューする場合は、作業に支障を与えない時期に実施すること。</p> <p><u>(e) 検査官は作業者の適切を欠く行動や活動を確認したら</u>、事業者等の教育プログラム及び訓練の適切性、教育履行状況及び有効性について<u>確認すること</u>。</p> <p>b. 放射線管理員の放射線作業監視・監督に関する力量</p> <p><u>検査官は、作業者の</u>管理区域内作業における放射線防護等の履行状況について、作業者の放射線防護装備、線量計の携帯<u>等</u>、放射線防護上の各措置が適切であることの確認や指導状況を放射線管理員が監視・監督していることを<u>確認する</u>。</p> <p><u>(a) 放射線管理員が</u>監視・監督を担当する作業について、放射線作業の計画や放射線作業の指示書等で定めている管理対策及び管理制限を理解し、当該作業に関する経験、知識及び訓練（放射線被ばく事故に対する対応も含む）が実施され、放射線管理員としての力量が適切であることを事業者等は確認し、認定していることを確認する。</p> <p><u>(b) 検査官は放射線管理員による放射線サーベイの実施状況を観察する</u>。校正された測定器の使用、使用前の線源によるチェック等で健全性を確認し、測定を実施していることも確認する。</p> <p><u>(c) 放射線管理員の現場活動として、作業エリアのサーベイ状況について、適切な測定器、適切なメッシュの適用による測定が実施され、放射線管理員としての力量があることも確認する</u>。</p> <p><u>(d) 現場等の放射線作業において、放射線管理員が監視・監督の行為に不適切な状況を検査官が確認した場合は、検査官は事業者等の放射線管理員としての力量認定のプロセスについて確認する</u>。</p> <p><u>(e) 検査官は、被ばくリスクの高い作業を担当する協力会社のTBM (Tool Box Meeting) に同席し、放射線管理員の指示事項の内容が現状の作業状況に適合しているかを確認し、放射線管理員としての力量を把握する</u>。</p>	<p>いても理解していることを検査官は作業を担当している作業者にインタビューする<u>など</u>して確認する。なお、<u>作業者への</u>インタビューする場合は、作業に支障を与えない時期に実施すること。</p> <p><u>(e) 作業者の適切を欠く行動や活動を検査官が確認したら</u>、事業者等の教育プログラム及び訓練の適切性、教育履行状況及び有効性について<u>検査官は確認すること</u>。</p> <p>b. 放射線管理員の放射線作業監視・監督に関する力量</p> <p><u>作業者の</u>管理区域内作業における放射線防護等の履行状況について、作業者の放射線防護装備、線量計の携帯<u>など</u>放射線防護上の各措置が適切であることの確認や指導状況を放射線管理員が監視・監督していることを<u>検査官は確認する</u>。</p> <p><u>(a) 放射線管理員は</u>監視・監督を担当する作業について、放射線作業の計画や放射線作業の指示書等で定めている管理対策及び管理制限を理解し、当該作業に関する経験、知識及び訓練（放射線被ばく事故に対する対応も含む）が実施され、放射線管理員としての力量が適切であることを事業者等は確認し、認定していることを確認する。</p> <p><u>(b) 検査官は放射線管理員による放射線サーベイの実施状況を観察する</u>。校正された測定器の使用、使用前の線源によるチェック等で健全性を確認し、測定を実施していることも確認する。</p> <p><u>(c) 放射線管理員の現場活動として、作業エリアのサーベイ状況について、適切な測定器、適切なメッシュの適用による測定が実施され、放射線管理員としての力量があることも確認する</u>。</p> <p><u>(d) 現場等の放射線作業において、放射線管理員が監視・監督の行為に不適切な状況を検査官が確認した場合は、検査官は事業者等の放射線管理員としての力量認定のプロセスについて確認する</u>。</p> <p><u>(e) 検査官は、被ばくリスクの高い作業を担当する協力会社のTBM (Tool Box Meeting) に同席し、放射線管理員の指示事項の内容が現状の作業状況に適合しているかを確認し、放射線管理員としての力量を把握する</u>。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>5.3 現場ウォークダウンを行う際の視点</p> <p><u>(1) 巡視点検前に、巡視点検対象エリアのサーベイマップから空間線量率の変化状況を把握し、巡視点検では、自ら放射線測定器（サーベイメータ）による測定を実施し、事業者等が実施している放射線モニタリングのデータと比較しておく必要がある</u>。</p> <p><u>(2) 巡視点検では前回の巡視との相違点を常に把握することを心がけ、事業者等の変化、変更に関する<u>事業者等の活動状況も</u>確認する必要がある</u>。放射性物質（線源）を内包する配管やタンク<u>等</u>は、その近傍での作業では、遮へい体を設置して、被ばく線量低減を実施していることが確認されるが、作業終了後に当該遮へい体が外され、思わぬ線量率が上昇していることがある。</p> <p><u>(3) 高線量区域の巡視や比較的高い空間線量率の巡視においても、事業者等が行うサーベイによる線量率を確認し、事業者等の管理値（区域管理）を超える場所での表示について作業者が視認できることも評価すべきである</u>。</p> <p><u>(4) 現場確認において、仮置きされている管理されていない物品や識別された放射性物質の有無についても確認し、その表面線量についても確認する</u>。</p>	<p>5.3 現場ウォークダウンを行う際の視点</p> <p><u>(1) 巡視点検前に、巡視点検対象エリアのサーベイマップから空間線量率の変化状況を把握し、巡視点検では、自ら放射線測定器（サーベイメータ）による測定を実施し、事業者等が実施している放射線モニタリングのデータと比較しておく必要がある</u>。</p> <p><u>(2) 巡視点検では前回の巡視との相違点を常に把握することを心がけ、事業者等の変化、変更に関する<u>活動状況も</u>確認する必要がある</u>。放射性物質（線源）を内包する配管やタンク<u>など</u>は、その近傍での作業では、遮へい体を設置して、被ばく線量低減を実施していることが確認されるが、作業終了後に当該遮へい体が外され、思わぬ線量率が上昇していることがある。</p> <p><u>(3) 高線量区域の巡視や比較的高い空間線量率の巡視においても、事業者等が行うサーベイによる線量率を確認し、事業者等の管理値（区域管理）を超える場所での表示について作業者が視認できることも評価すべきである</u>。</p> <p><u>(4) 現場確認において、仮置きされている管理されていない物品や識別された放射性物質の有無についても確認し、その表面線量についても確認する</u>。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>

- (5) 定期点検やプラントの運転状態によって、作業者が被ばくする放射性物質（線源）中心位置の状況や高さ方向での線量の違いを把握し、局部被ばくとなる線源中心の位置を把握すべきである。
- (6) 汚染のおそれのある作業エリアでの管理状況について、作業者の放射線防護の装備、放射線監視員の管理の状況を確認し、作業計画で指定されている監視方法を確認するとともに監視員不在の場合の対応状況についても把握しているべきである。
- (7) 作業によって汚染した粉じんが舞う作業エリアでの隔離状況及び連続監視モニタの設置状況、測定設備の設置状況（検出限界を考慮した）を確認する。
- (8) 放射線監視計装で、サンプル採取の方法を確認し、適切な対応（コンタミの防止や試料の識別）を実施していることを確認する。
- (9) 作業者の個人被ばく線量測定器がその場の作業に必要なタイプの物を使用していることを確認する。また、作業エリア入口付近での識別も併せて確認する。
- (10) 粒子状の浮遊塵の測定結果の確認では、分析測定装置（核種分析測定装置）の核種分析結果を入手し、スペクトルの状況や測定条件が要求される検出限界を満足した結果であることを確認する。
- (11) サーベイメータ等の測定機器が校正され、使用可能であることの識別表示を確認し、適切な管理の下、貸し出しや返却が実施されていることを確認する。

6 参考資料

- (1) 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
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（平成元年3月27日原子力安全委員会了承）
- (3) 文部科学省の「放射能測定法シリーズ」
 - a. 全ベータ放射能測定法 昭和51年9月（2訂）
 - b. NaI（Tl）シンチレーションスペクトロメータ機器分析法 昭和49年1月
 - c. ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー 平成4年8月（3訂）
 - d. 緊急時における放射性ヨウ素測定法 平成14年7月（1訂）
 - e. 空間γ線スペクトル測定法 平成2年2月
- (4) 日本規格協会から発行されるJISハンドブック〔放射線（能）〕に収録されている規格
- (5) 経済産業省の「放射能測定器及び放射線測定器等の校正」
- (6) 個人モニタリング指針（JEAG4610-2015）

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○運用の明確化 ①事業者等の安全活動の事例の追加（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） ②空気中の放射性物質濃度の監視と管理	

- (5) 定期点検やプラントの運転状態によって、作業者が被ばくする放射性物質（線源）中心位置の状況や高さ方向での線量の違いを把握し、局部被ばくとなる線源中心の位置を把握すべきである。
- (6) 汚染のおそれのある作業エリアでの管理状況について、作業者の放射線防護の装備、放射線監視員の管理の状況を確認し、作業計画で指定されている監視方法を確認するとともに監視員不在の場合の対応状況についても把握しているべきである。
- (7) 作業によって汚染した粉じんが舞う作業エリアでの隔離状況及び連続監視モニタの設置状況、測定設備の設置状況（検出限界を考慮した）を確認する。
- (8) 放射線監視計装で、サンプル採取の方法を確認し、適切な対応（コンタミの防止や試料の識別）を実施していることを確認する。
- (9) 作業者の個人被ばく線量測定器がその場の作業に必要なタイプの物を使用していることを確認する。また、作業エリア入口付近での識別も併せて確認する。
- (10) 粒子状の浮遊塵の測定結果の確認では、分析測定装置（核種分析測定装置）の核種分析結果を入手し、スペクトルの状況や測定条件が要求される検出限界を満足した結果であることを確認する。
- (11) サーベイメータなどの測定機器が校正され、使用可能であることの識別表示を確認し、適切な管理の下、貸し出しや返却が実施されていることを確認する。

6. 参考資料

- (1) 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
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（平成元年3月27日原子力安全委員会了承）
- (3) 文部科学省の「放射能測定法シリーズ」
 - a. 全ベータ放射能測定法 昭和 51年 9月（2訂）
 - b. NaI（Tl）シンチレーションスペクトロメータ機器分析法 昭和 49年 1月
 - c. ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー 平成 4年 8月（3訂）
 - d. 緊急時における放射性ヨウ素測定法 平成 14年 7月（1訂）
 - e. 空間γ線スペクトル測定法 平成 2年 2月
- (4) 日本規格協会から発行されるJISハンドブック〔放射線（能）〕に収録されている規格
- (5) 経済産業省の「放射能測定器及び放射線測定器等の校正」
- (6) 個人モニタリング指針（JEAG4610-2015）

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)

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

改正に伴う修正

の状況の監視範囲の明確化 (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)
○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78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号、第7号及び第11号並びに同条第2項第7号、第9号及び第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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第7号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号

表2 関連する技術基準規則条項

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78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10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条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号、第7号及び第11号並びに同条第2項第8号、第10号及び第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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第8号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号

表2 関連する技術基準規則条項

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤)

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	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理	1 年	6	170	日常

※実施時期は放射線作業の管理及び放射線作業の実施状況を直接観察ができる定期検査中（原子炉停止中）の時期に実施することが望まれる。

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	放射線被ばくの管理	1 年	6	170	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	放射線被ばくの管理 (熱出力500kw以上※ ¹)	1 年	10	285	日常
02	放射線被ばくの管理 (熱出力500kw以上※ ²)	1 年	5	145	日常
03	放射線被ばくの管理 (熱出力500kw未満)	1 年	2	60	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	放射線被ばくの管理	1 年	6	170	日常

05 加工

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	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理	1 年	6	170	日常

※実施時期は放射線作業の管理及び放射線作業の実施状況を直接観察ができる定期検査中（原子炉停止中）の時期に実施することが望まれる。

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	放射線被ばくの管理	1 年	6	170	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	放射線被ばくの管理 (熱出力500kw以上※ ¹)	1 年	10	285	日常
02	放射線被ばくの管理 (熱出力500kw以上※ ²)	1 年	5	145	日常
03	放射線被ばくの管理 (熱出力500kw未満)	1 年	2	60	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	放射線被ばくの管理	1 年	6	170	日常

05 加工

記)

記載の適正化（誤記）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理 (MOX加工)	1年	4	120	日常
02	放射線被ばくの管理 (ウラン加工)	1年	10	285	日常

※重大事故の要求はないものの大規模損壊対処の要求がある施設は、チーム検査の検査量の一部を日常検査に計上しサンプル数を設定する。

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
01	放射線被ばくの管理	1年	2	60	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	放射線被ばくの管理	1年	2	60	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	放射線被ばくの管理	1年	1	30	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	放射線被ばくの管理	1年	2	60	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	放射線被ばくの管理 (MOX加工)	1年	4	120	日常
02	放射線被ばくの管理 (ウラン加工)	1年	10	285	日常

※重大事故の要求はないものの大規模損壊対処の要求がある施設は、チーム検査の検査量の一部を日常検査に計上しサンプル数を設定する。

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
01	放射線被ばくの管理	1年	2	60	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	放射線被ばくの管理	1年	2	60	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	放射線被ばくの管理	1年	1	30	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	放射線被ばくの管理	1年	2	60	日常

基本検査運用ガイド
放射線被ばく評価及び個人モニタリング
(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 放射線被ばく評価及び個人モニタリング (BR0020_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：「放射線安全」 小分類：「従業員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（<u>昭和32年法律第166号</u>。以下「法」という。）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、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、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。）に係る放射線被ばく評価並びに個人モニタリング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号イで規定される事項（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線量等に関する措置及び機能の保全の措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、放射性物質による汚染の防止等の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していくものとする。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 この検査を実施するに当たり、原子力検査官（以下「検査官」という。）は事前に作業員に対する放射線安全の監視領域に関する事業者等の安全実績指標（PI）の全てを確認する。また、事業者等の放射線防護プログラムの改善状況、前回の検査以降の当該監視領域に関する状況報告を確認しておくべきである。事業者等の放射線被ばく評価の状況や個人モニタリング設備の校正状況を検査官が直接観察できる時期が検査対象になりうるが、本検査では限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、それら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。サンプリング選定に関しては、代表的な放射線被ばく評価の観点で、作業員の被ばくリスクが高い評価並びに、緊急時（トラブルや事故対応）の作業計画の重要度を考慮することとし、以下の項目について検査を実施</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 放射線被ばく評価及び個人モニタリング (BR0020_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：「放射線安全」 小分類：「従業員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（以下「法」という。）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、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、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（以下「事業所等」という。）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。）に係る放射線被ばく評価並びに個人モニタリング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号イで規定される事項（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線量等に関する措置及び機能の保全の措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、放射性物質による汚染の防止等の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していくものとする。</p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 この検査を実施するに当たり、原子力検査官（以下「検査官」という。）は事前に作業員に対する放射線安全の監視領域に関する事業者の安全実績指標（PI）の全てを確認する。また、事業者の放射線防護プログラムの改善状況、前回の検査以降の当該監視領域に関する状況報告を確認しておくべきである。事業者の放射線被ばく評価の状況や個人モニタリング設備の校正状況を検査官が直接観察できる時期が検査対象になりうるが、本検査では限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、それら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。サンプリング選定に関しては、代表的な放射線被ばく評価の観点で、作業員の被ばくリスクが高い評価並びに、緊急時（トラブルや事故対応）の作業計画の重要度を考慮することとし、以下の項目について検査を実施する。</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

する。

- (1) 事業者等の個人モニタリングの基本特性
- (2) 外部被ばく評価手法
- (3) 内部被ばく評価手法
- (4) 特別な被ばく評価の手法
- (5) 特別な線量測定状況
- (6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

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。ただし、検査対象施設の設置若しくは事業の許可又は事業の指定に係る内容の変更や放射線管理に係るマニュアル変更等により、事業者等の放射線安全に関する活動が大きく変更された場合には同表の頻度に関わらず検査を実施することが望ましい。

4 検査手順

4.1 検査前準備

本検査の実施前に事業者等の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に確認し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。本検査運用ガイドで検査する検査項目に対する検査前準備事項を以下に記載する。また、検査対象（サンプル）の選定では、事業者等のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。

4.2 検査実施

検査実施に当たっては、作業者の放射線被ばく評価における以下の個人モニタリングの手法について、関連文書の調査、ワークダウン、インタビュー等により要求仕様との整合性及び評価プログラムの適切性を確認する。

(1) 事業者等の個人モニタリングの基本特性

- a. 放射線モニタリングする各測定機器・設備等の特性

(2) 外部被ばく評価手法

- a. エリア放射線モニタ、電子式個人被ばく線量計等の適切な配備・保有・維持管理

(3) 内部被ばく評価手法

- a. 体外計測法

事業者等の内部被ばく評価における評価の手順書やその対応整備

(4) 特別な被ばく評価の手法

- a. バイオアッセイ法

事業者等のバイオアッセイ法に関する評価手順の有無

- b. 空气中放射性物質濃度評価法

空气中モニタリングに基づいた内部被ばく評価における適切性や測定・評価等の手順とその実施状況

(1) 事業者の個人モニタリングの基本特性

- (2) 外部被ばく評価手法

- (3) 内部被ばく評価手法

- (4) 特別な被ばく評価の手法

- (5) 特別な線量測定状況

- (6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

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

本検査の実施前に事業者の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に確認し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。本検査運用ガイドで検査する検査項目に対する検査前準備事項を以下に記載する。また、検査対象（サンプル）の選定では、事業者のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。

4.2 検査実施

検査実施に当たっては、作業者の放射線被ばく評価における以下の個人モニタリングの手法について、関連文書の調査、ワークダウン、インタビュー等により要求仕様との整合性及び評価プログラムの適切性を確認する。

(1) 事業者の個人モニタリングの基本特性

- a. 放射線モニタリングする各測定機器・設備等の特性

(2) 外部被ばく評価手法

- a. エリア放射線モニタ、電子式個人被ばく線量計等の適切な配備・保有・維持管理

(3) 内部被ばく評価手法

- a. 体外計測法

事業者の内部被ばく評価における評価の手順書やその対応整備

(4) 特別な被ばく評価の手法

- a. バイオアッセイ法

事業者のバイオアッセイ法に関する評価手順の有無

- b. 空气中放射性物質濃度評価法

空气中モニタリングに基づいた内部被ばく評価における適切性や測定・評価等の手順とその実施状況

記載の適正化（誤記）※記載位置の変更（表2から転記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

<p>c. 核種分析手法 内部被ばく評価における核種定量判断の正確性</p> <p>(5) 特別な線量測定状況</p> <p>a. 放射線業務従事者（女子も含む）への法的対応</p> <p>b. 局部被ばく評価についての適切性</p> <p>c. 個人被ばく線量の（実効線量）記録方法</p> <p>(6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法</p> <p>a. 緊急作業従事者の選定マニュアルの適切性と作業者の緊急時被ばく線量の管理・手法</p> <p>b. 事故時対応における緊急時被ばく線量限度の管理手法</p> <p>4.3 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。</p> <p>5 検査手引</p> <p>5.1 基本事項</p> <p>事業者等の被ばく管理対策に関する不十分な活動は、作業者が過度の被ばくを受ける可能性が高くなる。この安全実績指標（PI）として報告すべき事業者等の活動の弱点を明らかにすること。</p> <p>作業者の個人被ばく線量や被ばく管理対策に必要な個人モニタリング設備が、適切な評価や測定に関して必要な精度があることや使用可能であることを判断する。</p> <p>作業者の放射線被ばく実績について、事業者等が実施している個人被ばく線量の実効線量を算出するための方法と精度の適切性を判断する。</p> <p>作業者の被ばく線量評価が適切に実施され、事業者等が作業者の個人被ばく限度（緊急時被ばく線量限度も含む）を超えない管理及び作業監視を実施していることを確認する。</p> <p>5.2 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) 事業者等の個人モニタリングの基本特性</p> <p>a. 検査官は内部被ばくと外部被ばくの線量測定に関する放射線防護プログラムに関する事業者等の内部監査結果を確認し、把握しておくこと。</p> <p>b. 事業者等が被ばく評価の一部を委託している場合は、検査官は事業者等がその契約業者の認定している状況について確認し、技術レベル等を把握する。</p> <p>c. 検査官は、事業者等の外部被ばく線量の評価、内部被ばく線量の評価、放射線異常事象の評価及び線量測定を含む線量測定作業に関連するマニュアル・手順書の内容と改訂履歴を確認し、レビュー状況を把握する。</p> <p>d. 検査官は事業者等が施設に設置又は保有する代表的な放射線計装設備の基本特性仕様を確認し、把握する。</p> <p>e. 上記の放射線計装設備の点検・校正記録を確認し、把握する。</p>	<p>c. 核種分析手法 内部被ばく評価における核種定量判断の正確性</p> <p>(5) 特別な線量測定状況</p> <p>a. 放射線業務従事者（女子も含む）への法的対応</p> <p>b. 局部被ばく評価についての適切性</p> <p>c. 個人被ばく線量の（実効線量）記録方法</p> <p>(6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法</p> <p>a. 緊急作業従事者の選定マニュアルの適切性と作業者の緊急時被ばく線量の管理・手法</p> <p>b. 事故時対応における緊急時被ばく線量限度の管理手法</p> <p>4.3 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。</p> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 基本事項</p> <p>事業者の被ばく管理対策に関する不十分な活動は、作業者が過度の被ばくを受ける可能性が高くなる。この安全実績指標（PI）として報告すべき事業者の活動の弱点を明らかにすること。</p> <p>作業者の個人被ばく線量や被ばく管理対策に必要な個人モニタリング設備が、適切な評価や測定に関して必要な精度があることや使用可能であることを判断する。</p> <p>作業者の放射線被ばく実績について、事業者が実施している個人被ばく線量の実効線量を算出するための方法と精度の適切性を判断する。</p> <p>作業者の被ばく線量評価が適切に実施され、事業者は作業者の個人被ばく限度（緊急時被ばく線量限度も含む）を超えない管理及び作業監視を実施していることを確認する。</p> <p>5.2 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) 事業者の個人モニタリングの基本特性</p> <p>a. 検査官は内部被ばくと外部被ばくの線量測定に関する放射線防護プログラムに関する事業者の内部監査結果を確認し、把握しておくこと。</p> <p>b. 事業者が被ばく評価の一部を委託している場合は、検査官は事業者がその契約業者の認定している状況について確認し、技術レベル等を把握する。</p> <p>c. 検査官は、事業者の外部被ばく線量の評価、内部被ばく線量の評価、放射線異常事象の評価及び線量測定を含む線量測定作業に関連するマニュアル・手順書の内容と改訂履歴を確認し、レビュー状況を把握する。</p> <p>d. 検査官は事業者が施設に設置又は保有する代表的な放射線計装設備の基本特性仕様を確認し、把握する。</p> <p>e. 上記の放射線計装設備の点検・校正記録を確認し、把握する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	---

(2) 外部被ばく評価手法

a. 電子式個人被ばく線量計の誤動作や作業側側の取扱のミス（落下、衝撃等）による不適合等について、**事業者等**の不適合管理記録を確認し、その発生の頻度による兆候や傾向を把握する。

b. **事業者等**が是正処置を実施している**場合は**、不適合内容についても、3～5件の不適合事象を選定し、**事業者等**の不適合管理システム（プログラム）によって、実施した是正内容について確認し、把握する。

(3) 内部被ばく評価手法

a. 体外計測法

事業者等の内部被ばく評価において、ホールボディ測定装置を使用する場合、体内に摂取した核種から被ばく線量を評価する手順**について**、検査官は**事業者等**の手順及び要領について確認し、把握する。

また、当該検査対象において、作業者が内部被ばくした事例がある場合はホールボディ測定装置の測定結果事例を3～**5件**選定し、その評価状況を確認する。

(4) 特別な被ばく評価の手法

a. バイオアッセイ法

事業者等が作業者の内部被ばくをバイオアッセイ法にて評価している事例がある**場合は**、実施事例2件を**選定**し、サンプル収集から内部に滞留する放射性物質の核種、量を決定する過程の評価の状況を確認し、その内容を把握する。

b. 空気中放射性物質濃度評価法

検査官は**事業者等**の空気中モニタリングに基づき、作業者が放射性物質の摂取による内部被ばくの評価事例について、1～2件の事例を**選定**し、その測定・評価結果を確認し、評価内容を把握する。

c. 核種分析手法

検査官は内部被ばくの評価で、**事業者等**が**核種分析手法により評価**する場合は、**事業者等**の手順に基づき設備が校正されている記録を確認し、評価部位とその核種に関する状況を把握する。

(5) 特別な線量測定手法

a. 検査官は**事業者等**が原子力規制庁に報告している作業者の被ばく線量実績を確認し、検査対象施設で活動する女子を含む作業者の被ばく線量の評価頻度及び実績を把握する。

b. 検査官は作業者が不均等の被ばくのおそれがある場所での作業や高線量の勾配が存在する作業エリアで作業をする場合の外部被ばくを監視するための**事業者等**の処置・方法について確認し、把握する。

c. 中性子線による被ばく線量評価について、検査官は中性子線被ばくの可能性がある場合はその評価結果を確認し、把握する。

(6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

a. **事業者等**は緊急作業従事者の要件、選定、意思確認、教育訓練、緊急作業従事者の線量管理及び健康管理に関する事項をマニュアルに定めているので、検査官は当該内容を確認し、選定状況を把握する。

5.3 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項

(1) 事業者等の個人モニタリングの基本特性

検査官は**事業者等**が施設に設置又は保有する**放射線計装設備**について、**放射線**をモニタリングする各測定機器の特性が、正確な結果を提供できる設備となっていることを確認する。

(2) 外部被ばく評価手法

a. 電子式個人被ばく線量計の誤動作や作業側側の取扱のミス（落下、衝撃等）による不適合等について、**事業者**の不適合管理記録を確認し、その発生の頻度による兆候や傾向を把握する。

b. **事業者**が是正処置を実施している**場合は**、不適合内容についても、3～5件の不適合事象を選定し、**事業者**の不適合管理システム（プログラム）によって、実施した是正内容について確認し、把握する。

(3) 内部被ばく評価手法

a. 体外計測法

事業者の内部被ばく評価において、ホールボディ測定装置を使用する場合、体内に摂取した核種から被ばく線量を評価する手順**について**検査官は**事業者**の手順及び要領について確認し、把握する。

また、当該検査対象において、作業者が内部被ばくした事例がある場合はホールボディ測定装置の測定結果事例を3～**5**選定し、その評価状況を確認する。

(4) 特別な被ばく評価の手法

a. バイオアッセイ法

事業者が作業者の内部被ばくをバイオアッセイ法にて評価している事例がある**場合は**、実施事例2件を**選択**し、サンプル収集から内部に滞留する放射性物質の核種、量を決定する過程の評価の状況を確認し、その内容を把握する。

b. 空気中放射性物質濃度評価法

検査官は**事業者**の空気中モニタリングに基づき、作業者が放射性物質の摂取による内部被ばくの評価事例について、1～2件の事例を**サンプリング**し、その測定・評価結果を確認し、評価内容を把握する。

c. 核種分析手法

検査官は内部被ばくの評価で、**事業者**が**核種分析手法による評価**する場合は、**事業者**の手順に基づき設備が校正されている記録を確認し、評価部位とその核種に関する状況を把握する。

(5) 特別な線量測定手法

a. 検査官は**事業者**が原子力規制庁に報告している作業者の被ばく線量実績を確認し、検査対象施設で活動する女子を含む作業者の被ばく線量の評価頻度及び実績を把握する。

b. 検査官は作業者が不均等の被ばくのおそれがある場所での作業や高線量の勾配が存在する作業エリアで作業をする場合の外部被ばくを監視するための**事業者**の処置・方法について確認し、把握する。

c. 中性子線による被ばく線量評価について、検査官は中性子線被ばくの可能性がある場合はその評価結果を確認し、把握する。

(6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

a. **事業者**は緊急作業従事者の要件、選定、意思確認、教育訓練、緊急作業従事者の線量管理及び健康管理に関する事項をマニュアルに定めているので、検査官は当該内容を確認し、選定状況を把握する。

5.3 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項

(1) 事業者の個人モニタリングの基本特性

検査官は**事業者**が施設に設置又は保有する**放射線計装**について、**放射線**モニタリングする各測定機器の特性が、正確な結果を提供できる設備となっていることを確認する。

記載の適正化（誤記）

a. 検査官は**事業者等**の核種分析能力として、分析機器での核種定量が難しい核種の同定について、**事業者等**の放射線管理部門の職員が分析する対象物の放射性核種構成比率等からの推定核種の定量を可能とするプログラムを理解し、活用していることを確認する。

b. 作業者が α 核種等の放射性物質を体内に**取込んだ**場合、被測定者と測定器の特性に応じた被ばく評価手法について、**事業者等**は校正された係数を保有し、その評価性能を把握し、緊急時に使用可能（評価可能）であることを検査官は確認すること。

(2) 外部被ばく評価手法

検査官は作業者の被ばく線量を計測するエリア放射線モニタや警報付き電子式個人被ばく線量計について、検査対象の施設に適合した測定器を**事業者等**が配備及び保有していることを確認する。

また、検査官は**事業者等**が保有する個人モニタリング設備が適切な維持管理を実施していることを確認する。

a. 警報付き電子式個人被ばく線量計の各センサーの特徴を踏まえ、計測対象である α 線、 β 線、 γ 線、中性子線とそのエネルギーバンドを考慮した測定（人体からの反射影響も含む）が検査対象の施設における出現核種（想定核種含む）と整合した測定器であることを検査官は確認する。

b. 検査官は**事業者等**の個人モニタリング設備の維持管理として、個人線量計（**TLD**、**OSL**、ガラスバッジ）は以下の管理が実施されていることを確認する。

(a) 使用前の点検や使用前の保管状況を確認する。

(b) 同線量計の保管（計測を必要としない場合）は低線量区域に保管されていること。

(c) 上記の個人線量計を使用しない場合の管理（コントロールバッジの運用も含む）と保管や保管場所に関する注意事項は提供を受けた作業者に周知されていること。

c. 検査官は**事業者等**が配備している電子式個人被ばく線量計（警報機能付き）の点検・校正（値付け含む）が適切に実施されていることや以下の状況を把握し、管理が適切であることを確認する。（製造メーカーの推奨の点検・校正に準拠していること。）

(a) 電子式個人被ばく線量計と線量率計の測定値の相違に関して、電子式個人被ばく線量計の補正が技術的原理に基づき適切に実施されていることを確認する。

(b) 電子式個人被ばく線量計と個人線量計の測定値の差を把握している**事業者等**は、その許容範囲を超えた**場合に、事業者等**はその原因の調査・検証を実施していること。（不適切な線量計の携帯が**ないか**を測定結果より評価できること。）また、電子式個人被ばく線量計及び個人線量計の測定結果が正確に評価されていることも確認する。また、記録を保管していること。

(3) 内部被ばく評価手法

a. 体外計測法

事業者等の内部被ばく評価では、放射線物質の摂取によって内部被ばくした作業者の身体汚染の有無の評価や摂取ルート（経口、吸入、その他）等の評価条件を定め、評価できる手順書が制定され、内部被ばく事象が発生した場合の対応が整備されていることを確認する。

(a) 作業者の内部被ばく評価の条件として、**事業者等**がホールボディ測定装置での定期的な測定をしている場合は、その頻度が定められた期間で実施していることや代替え（定期的な測定が**できない**被検者の場合）の手法によって**事業者等**が評価していることを検査官は確認する。また、高線量エリアでの作業において、誤って摂取する可能性のある核種の生物学的半減期を考慮した頻度が設定されていること。

(b) **事業者等**の内部被ばく評価をホールボディ測定装置で行うための条件（バックグラウンド、計測時間）、分析プログラム（核ライブラリーによる核種定量と検出核種の装置効率）を

a. 検査官は**事業者**の核種分析能力として、分析機器での核種定量が難しい核種の同定について、**事業者**の放射線管理部門の職員が分析する対象物の放射性核種構成比率等からの推定核種の定量を可能とするプログラムを理解し、活用していることを確認する。

b. 作業者が α 核種等の放射性物質を体内に**取込みをした**場合、被測定者と測定器の特性に応じた被ばく評価手法について、**事業者**は校正された係数を保有し、その評価性能を把握し、緊急時に使用可能（評価可能）であることを検査官は確認すること。

(2) 外部被ばく評価手法

検査官は作業者の被ばく線量を計測するエリア放射線モニタや警報付き電子式個人被ばく線量計について、検査対象の施設に適合した測定器を**事業者**が配備及び保有していることを確認する。

また、検査官は**事業者**が保有する個人モニタリング設備が適切な維持管理を実施していることを確認する。

a. 警報付き電子式個人被ばく線量計の各センサーの特徴を踏まえ、計測対象である α 線、 β 線、 γ 線、中性子線とそのエネルギーバンドを考慮した測定（人体からの反射影響も含む）が検査対象の施設における出現核種（想定核種含む）と整合した測定器であることを検査官は確認する。

b. 検査官は**事業者**の個人モニタリング設備の維持管理として、個人線量計（**TLD**、**OSL**、ガラスバッジ）は以下の管理が実施されていることを確認する。

(a) 使用前の点検や使用前の保管状況を確認する。

(b) 同線量計の保管（計測を必要としない場合）は低線量区域に保管されていること。

(c) 上記の個人線量計を使用しない場合の管理（コントロールバッジの運用も含む）と保管や保管場所に関する注意事項は提供を受けた作業者に周知されていること。

c. 検査官は**事業者**が配備している電子式個人被ばく線量計（警報機能付き）の点検・校正（値付け含む）が適切に実施されていることや以下の状況を把握し、管理が適切であることを確認する。（製造メーカーの推奨の点検・校正に準拠していること。）

(a) 電子式個人被ばく線量計と線量率計の測定値の相違に関して、電子式個人被ばく線量計の補正が技術的原理に基づき適切に実施されていることを確認する。

(b) 電子式個人被ばく線量計と個人線量計の測定値の差を把握している**事業者**は、その許容範囲を超えた**場合に事業者**はその原因の調査・検証を実施していること。（不適切な線量計の携帯が**無いか**を測定結果より評価できること。）また、電子式個人被ばく線量計及び個人線量計の測定結果が正確に評価されていることも確認する。また、記録を保管していること。

(3) 内部被ばく評価手法

a. 体外計測法

事業者の内部被ばく評価では、放射線物質の摂取によって内部被ばくした作業者の身体汚染の有無の評価や摂取ルート（経口、吸入、その他）等の評価条件を定め、評価できる手順書が制定され、内部被ばく事象が発生した場合の対応が整備されていることを確認する。

(a) 作業者の内部被ばく評価の条件として、**事業者**がホールボディ測定装置での定期的な測定をしている場合は、その頻度が定められた期間で実施していることや代替え（定期的な測定が**出来ない**被検者の場合）の手法によって**事業者**が評価していることを検査官は確認する。また、高線量エリアでの作業において、誤って摂取する可能性のある核種の生物学的半減期を考慮した頻度が設定されていること。

(b) **事業者**の内部被ばく評価をホールボディ測定装置で行うための条件（バックグラウンド、計測時間）、分析プログラム（核ライブラリーによる核種定量と検出核種の装置効率）を確認

確認する。また、内部被ばく評価をホールボディ測定装置だけで実施する場合、トリチウム等の HTD 核種の摂取についての説明状況についても確認する。

(c) 内部被ばくの評価で、ホールボディ測定装置以外の方法にて、体内に摂取した放射性物質による被ばく評価をする場合は、当該測定装置の検出感度及び検出結果のレスポンスを 事業者等 は確認し、体内に残留する放射性物質の存在率を踏まえた被ばく評価手法が選定され、評価されることも検査官は確認する。

(4) 特別な被ばく評価の手法

a. バイオアッセイ法

事業者等 の放射性物質の摂取による内部被ばく評価をバイオアッセイ法で実施する場合は、事業者等 が、内部に滞留する放射性物質の核種、量を評価するための手順を定めていることを検査官は確認する。

また、内部被ばく事象が発生した場合は、定められた手順に従い、サンプル収集と保管及び摂取ルート及び摂取量の評価条件の指定を定めていることも確認する。

(a) バイオアッセイ法を専門業者に 事業者等 が評価を依頼している場合は、事業者等 が実施した専門業者に対する監査結果やクロスチェックの状況を検査官は確認し、評価で許容範囲（摂取判定や異常検知）を超えた結果の場合の処置の評価プロセスを確認する。

(b) 事業者等 は事象が発生した場合は、同手順に従い、サンプル収集と保管及び摂取ルート及び摂取量の評価条件の指定を定めていることも検査官は確認する。

b. 空气中放射性物質濃度評価法

検査官は空气中モニタリングに基づき、作業者が放射性物質の摂取による内部被ばくを評価する場合、適切な測定及び防護係数の適切な選定と評価に基づいた手順を定め、評価が実施 できる ことを確認する。

(a) 事業者等 の内部被ばくの評価が、ダストサンプリングやエアロゾルサンプリングの方法である場合は、サンプリング間隔（集塵ヘッドの移動間隔）やページ時間、集塵時間、集塵流量から定まる検出限界値を考慮し、内部被ばくした場合の評価を検討していることを検査官は確認する。

(b) 検査官は、空气中モニタリングに基づく評価で、放射線防護装備のダストマスクを着用していた場合の防護係数の適切な選定や評価に基づいた手順によって被ばく線量評価が実施されることを確認すること。

(c) 検査官は 事業者等 のダストサンプリングで検出された放射性物質の核種が、当該施設で検出する核種であることも確認する。

c. 核種分析手法

検査官は内部被ばくの評価で、事業者等 が核種分析のスペクトルから内部被ばくの核種定量が正確に 実施している ことを確認する。

(a) 事業者等 が、内部被ばくの核種分析を専門業者に依頼又は、委託している場合は、事業者等 の手順に基づき校正された設備を用い、データ解析等の評価が実施され、内部被ばくに適切に評価されていることを検査官は分析業者の活動記録や 事業者等 の監査記録によって確認する。

(5) 特別な線量測定手法

検査官は 事業者等 の施設で活動する放射線業務従事者（女子も含む）に対する 事業者等 の対応について、法令に定める手続・対応が手順書に定められ、的確に実行されていることを確認する

また、検査官は 事業者等 の局部被ばく評価について、事業者等 の皮膚汚染時の実効線量の算出や

する。また、内部被ばく評価をホールボディ測定装置だけで実施する場合、トリチウム等の HTD 核種の摂取についての説明状況についても確認する。

(c) 内部被ばくの評価で、ホールボディ測定装置以外の方法にて、体内に摂取した放射性物質による被ばく評価をする場合は、当該測定装置の検出感度及び検出結果のレスポンスを 事業者 は確認し、体内に残留する放射性物質の存在率を踏まえた被ばく評価手法が選定され、評価されることも検査官は確認する。

(4) 特別な被ばく評価の手法

a. バイオアッセイ法

作業 者が放射性物質の摂取による内部被ばく評価をバイオアッセイ法で実施する場合は、事業者 が、内部に滞留する放射性物質の核種、量を評価するための手順を定めていることを検査官は確認する。

また、内部被ばく事象が発生した場合は、定められた手順に従い、サンプル収集と保管及び摂取ルート及び摂取量の評価条件の指定を定めていることも確認する。

(a) バイオアッセイ法を専門業者に 事業者 が評価を依頼している場合は、事業者 が実施した専門業者に対する監査結果やクロスチェックの状況を検査官は確認し、評価で許容範囲（摂取判定や異常検知）を超えた結果の場合の処置の評価プロセスを確認する。

(b) 事業者 は事象が発生した場合は、同手順に従い、サンプル収集と保管及び摂取ルート及び摂取量の評価条件の指定を定めていることも検査官は確認する。

b. 空气中放射性物質濃度評価法

検査官は空气中モニタリングに基づき、作業者が放射性物質の摂取による内部被ばくを評価する場合、適切な測定及び防護係数の適切な選定と評価に基づいた手順を定め、評価が実施 出来る ことを確認する。

(a) 事業者 の内部被ばくの評価が、ダストサンプリングやエアロゾルサンプリングの方法である場合は、サンプリング間隔（集塵ヘッドの移動間隔）やページ時間、集塵時間、集塵流量から定まる検出限界値を考慮し、内部被ばくした場合の評価を検討していることを検査官は確認する。

(b) 検査官は、空气中モニタリングに基づく評価で、放射線防護装備のダストマスクを着用していた場合の防護係数の適切な選定や評価に基づいた手順によって被ばく線量評価が実施されることを確認すること。

(c) 検査官は 事業者 のダストサンプリングで検出された放射性物質の核種が、当該施設で検出する核種であることも確認する。

c. 核種分析手法

検査官は内部被ばくの評価で、事業者 が核種分析のスペクトルから内部被ばくの核種定量が正確に 実施されている ことを確認する。

(a) 事業者 が、内部被ばくの核種分析を専門業者に依頼又は、委託している場合は、事業者 の手順に基づき校正された設備を用い、データ解析等の評価が実施され、内部被ばくに適切に評価されていることを検査官は分析業者の活動記録や 事業者 の監査記録によって確認する。

(5) 特別な線量測定手法

検査官は 事業者 の施設で活動する放射線業務従事者（女子も含む）に対する 事業者 対応について、法令に定める手続・対応が手順書に定められ、的確に実行されていることを確認する

また、検査官は局部被ばく評価について、事業者 の皮膚汚染時の実効線量の算出や皮膚汚染によ

皮膚汚染による皮膚の等価線量の算出が適切に実施されていることを確認する。

上記の測定結果等の線量結果が個人被ばく線量の（実効線量）記録として、記録する方法を事業者等の手順に定め、適切に実施していることを確認する。

- (a) 検査官は事業者等の施設で活動する作業員に対する被ばく評価の状況を確認する。
- (b) 検査官は作業員が不均等被ばくのおそれがある場所での作業や高線量の勾配が存在する作業エリアで作業をする場合の外部被ばくを監視するための事業者等の活動・方法についても確認する。
- (c) 上記の測定結果等の線量結果が個人被ばく線量の（実効線量）記録として、記録されていることを確認する。
- (d) 中性子線による被ばく線量評価について、以下の内容の評価を実施する。
 - i. 線量測定及び計測が測定対象の中性子線に適合していること。
 - ii. 当該線量測定に対する十分な感度がある測定であること。
 - iii. 測定装置の中性子線に対する校正が実施され、使用可能な測定装置であること。また、 γ 線による干渉が無視できること。

(6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

検査官は事業者等が緊急作業従事者の選定をマニュアルに定め、適切な要員が設定されていることを確認する。

事業者等が事故時対応訓練を実施している場合は、作業員の緊急時被ばく線量限度を超えない管理及び手法を確立していることを確認する。

- a. 事業者等の事故対応訓練が実施される場合は、作業員が緊急時被ばく線量限度を超えない管理及び手法を事業者等が確立していることを検査官は事業者等の担当部署の職員へのインタビューや事故訓練結果のシナリオによって確認する。
- b. 事故時の放射性物質の核種を想定した、外部被ばく評価、内部被ばく評価、放射線防護の装備を適切に選定し決定（採用）できるかどうかの訓練を実施していることも確認する。

5.4 現場ウォークダウンを行う際の視点

- (1) 巡視点検では前回の巡視との相違点を常に把握することを心がけ、事業者等の変化、変更に関する活動状況も確認する必要がある。
- (2) 定期点検やプラントの運転状態によって、作業員が被ばくする放射性物質（線源）中心位置の状況や高さ方向での線量の違いを把握し、局部被ばくとなる線源中心の位置を把握すべきである。
- (3) 空气中放射性物質濃度評価法による汚染した粉塵が舞う作業場での監視については、連続監視モニタの設置状況、測定設備の設置状況（検出限界を考慮した）を確認する。
- (4) 個人モニタリングで、サンプル採取の方法を確認し、適切な対応（コンタミ防止や試料の識別）を実施していることを確認する。
- (5) 作業員の個人被ばく線量測定器がその場の作業で適切なタイプのものを使用していることを確認する。また、作業場入口付近での識別も併せて確認する。
- (6) 粒子状の浮遊塵の測定結果の確認では、分析測定装置（核種分析測定装置）の核種分析結果を入手し、スペクトル（エネルギー分布）の状況や測定条件が要求される検出限界を満足した結果であることを確認する。
- (7) 内部被ばく評価に関する個人モニタリング設備の校正では、再現性のある校正が実施されてい

る皮膚の等価線量の算出が適切に実施されていることを確認する。

上記の測定結果などの線量結果が個人被ばく線量の（実効線量）記録として、記録する方法を事業者等の手順に定め、適切に実施していることを確認する。

- (a) 検査官は事業者等の施設で活動する作業員に対する被ばく評価の状況を確認する。
- (b) 検査官は作業員が不均等の被ばくのおそれがある場所での作業や高線量の勾配が存在する作業エリアで作業をする場合の外部被ばくを監視するための事業者等の活動・方法についても確認する。
- (c) 上記の測定結果などの線量結果が個人被ばく線量の（実効線量）記録として、記録されていることを確認する。
- (d) 中性子線による被ばく線量評価について、以下の内容の評価を実施する。
 - i. 線量測定及び計測が測定対象の中性子線に適合していること。
 - ii. 当該線量測定に対する十分な感度がある測定であること。
 - iii. 測定装置の中性子線に対する校正が実施され、使用可能な測定装置であること。また、 γ 線による干渉が無視できること。

(6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

事業者は緊急作業従事者の選定をマニュアルに定め、適切な要員が設定されていることを確認する。

事業者が事故時対応訓練を実施している場合は、作業員の緊急時被ばく線量限度を超えない管理及び手法を確立していることを確認する。

- a. 事業者の事故対応訓練が実施される場合は、作業員が緊急時被ばく線量限度を超えない管理及び手法を事業者が確立していることを検査官は事業者の担当部署の職員へのインタビューや事故訓練結果のシナリオによって確認する。
- b. 事故時の放射性物質の核種を想定した、外部被ばく評価、内部被ばく評価、放射線防護の装備を適切に選定し決定（採用）できるかどうかの訓練を実施していることも確認する。

5.4 現場ウォークダウンを行う際の視点

- (1) 巡視点検では前回の巡視との相違点を常に把握することを心がけ、事業者等の変化、変更に関する活動状況も確認する必要がある。
- (2) 定期点検やプラントの運転状態によって、作業員が被ばくする放射性物質（線源）中心位置の状況や高さ方向での線量の違いを把握し、局部被ばくとなる線源中心の位置を把握すべきである。
- (3) 空气中放射性物質濃度評価法による汚染した粉じんが舞う作業場での監視については、連続監視モニタの設置状況、測定設備の設置状況（検出限界を考慮した）を確認する。
- (4) 個人モニタリングで、サンプル採取の方法を確認し、適切な対応（コンタミ防止や試料の識別）を実施していることを確認する。
- (5) 作業員の個人被ばく線量測定器がその場の作業で必要なタイプの物を使用していることを確認する。また、作業場入口付近での識別も併せて確認する。
- (6) 粒子状の浮遊塵の測定結果の確認では、分析測定装置（核種分析測定装置）の核種分析結果を入手し、スペクトルの状況や測定条件が要求される検出限界を満足した結果であることを確認する。
- (7) 内部被ばく評価に関する個人モニタリング設備の校正では、再現性のある校正が実施されていることや被検者と測定する検出器の位置について、校正実施の場合の相違点を確認する。

記載の適正化（誤記）

ることや被検者と測定する検出器の位置について、校正実施の場合の相違点を確認する。

6. 参考資料

- (1) 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
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)
- (3) 文部科学省の「放射能測定法シリーズ」
 - a. 全ベータ放射能測定法 昭和51年9月(2訂)
 - b. ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー 平成4年8月(3訂)
 - c. トリチウム分析法 平成14年7月(2訂)
 - d. 液体シンチレーションカウンタによる放射性核種分析法 平成8年3月(1訂)
- (4) 日本規格協会から発行されるJISハンドブック「放射線(能)」に収録されている規格
- (5) 経済産業省の「放射能測定器及び放射線測定器等の校正」
- (6) 個人モニタリング指針(JEAG4610-2015)

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		<p>○運用の明確化</p> <p>①建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化(表3 検査要件まとめ表)</p> <p>○記載の適正化</p>	

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78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第

6. 参考資料

- (1) 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
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)
- (3) 文部科学省の「放射能測定法シリーズ」
 - a. 全ベータ放射能測定法 昭和51年9月(2訂)
 - b. ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー 平成4年8月(3訂)
 - c. トリチウム分析法 平成14年7月(2訂)
 - d. 液体シンチレーションカウンタによる放射性核種分析法 平成8年3月(1訂)
- (4) 日本規格協会から発行されるJISハンドブック「放射線(能)」に収録されている規格
- (5) 経済産業省の「放射能測定器及び放射線測定器等の校正」
- (6) 個人モニタリング指針(JEAG4610-2015)

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78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12号
使用済燃料貯蔵	使用済燃料の貯蔵の事業	第29条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

改正に伴う変更

記載の適正化(誤記)

			9号, 第11号及び第12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条及び第30条	第37条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11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条及び第28条	第34条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号, 第9号及び第11号並びに同条第2項第7号, 第10号及び第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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号, 第7号及び第9号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号

施設	に関する規則		及び第10号並びに同条第2項第7号, 第9号及び第10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条及び第28条	第34条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号, 第9号及び第11号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号, 第8号及び第9号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11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3 検査要件まとめ表

本検査はユニット毎ではなく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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	2年*	6	55	チーム

(削る)

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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

本検査はユニット毎ではなく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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	2年	6	55	チーム

※実施時期は検査対象施設の設置(変更)許可申請内容の変更や放射線管理等のマニュアル変更で、作業者の放射線安全に関する対応が変更になる場合にも実施することが望まれる。

(新設)

02 研開炉

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	2年*	6	55	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (熱出力500kw以上*1)	必要に応じて	-	-	チーム
02	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (熱出力500kw以上*2)	必要に応じて	-	-	チーム
03	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (熱出力500kw未満)	必要に応じて	-	-	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

※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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	2年*	6	55	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (MOX加工)	2年*	6	55	チーム
02	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (ウラン加工)	必要に応じて	-	-	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	-	-	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

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	2年	6	55	チーム

(新設)

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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (熱出力500kw以上*1)	必要に応じて	-	-	チーム
02	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (熱出力500kw以上*2)	必要に応じて	-	-	チーム
03	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (熱出力500kw未満)	必要に応じて	-	-	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

※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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	2年	6	55	チーム

(新設)

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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (MOX加工)	2年	6	55	チーム
02	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (ウラン加工)	必要に応じて	-	-	チーム

(新設)

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	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	-	-	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

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

<u>01</u>	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム
-----------	--------------------	--------	---	---	-----

08 埋設

<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>	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用（政令該当）

<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>	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム

<u>01</u>	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム
-----------	--------------------	--------	---	---	-----

08 埋設

<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>	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用（政令該当）

<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>	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム

基本検査運用ガイド
放射線被ばく ALARA 活動
(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 放射線被ばく <u>ALARA</u> 活動 (BR0030_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><u>1</u> 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」 検査分野：「放射線管理」</p> <p><u>2</u> 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 <u>(昭和32年法律第166号。以下「法」という。)</u> 第<u>61</u>条の2の2第1項第<u>4</u>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、表<u>1</u>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管理区域への立入制限等、線量等に関する措置 <u>(以下「線量等に関する措置」という。)</u> 及び工場、事業所又は使用の場所（以下「事業所等」という。）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 <u>(以下「機能の保全の措置」という。)</u> に係る <u>放射線被ばく線量低減活動（以下「放射線被ばくALARA*¹活動」という。)</u> の取組状況を確認する。当該事項は、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>3</u>号イで規定される事項（保安規定）のうち、表<u>1</u>に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。</p> <p>また、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>2</u>号で規定する事項 <u>(技術上の基準の遵守)</u> のうち、表<u>2</u>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、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。</p> <p>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していくものとする。</p> <p><u>※1</u> <u>国際放射線防護委員会が1977年勧告で示した放射線防護の基本的な考え方を示す概念で「合理的に達成可能な限り被ばく線量を減らす」ことの略語（As Low As Reasonably Achievable）</u></p> <p><u>3</u> 検査要件 <u>3.1</u> 検査対象 検査対象施設における作業員個人及び集団の放射線被ばく線量について、<u>事業者等は放射線被ばくALARA活動を維持している。</u> 原子力検査官（以下「検査官」という。）は、この<u>放射線被ばくALARA活動</u>の継続的改善の実施状況の評価する。また、この検査では、作業員の被ばくに左右する放射線管理（運営を含む）、プラント・施設の運転管理及び工学的な管理（被ばく防護含む）が効果的に放射線被ばく</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 放射線被ばく <u>ALARA</u> 活動 (BR0030_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><u>1.</u> 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」 検査分野：「放射線管理」</p> <p><u>2.</u> 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 <u>(以下「法」という。)</u> 第<u>6.1</u>条の2の2第1項<u>4</u>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、表<u>1</u>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管理区域への立入制限等、線量等に関する措置 <u>(以下「線量等に関する措置」という。)</u> 及び工場、事業所又は使用の場所（以下「事業所等」という。）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 <u>(以下、「機能の保全の措置」という。)</u> に係る <u>放射線被ばくALARA</u>の取組状況を確認する。当該事項は、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項<u>3</u>号イで規定される事項（保安規定）のうち、表<u>1</u>に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。</p> <p>また、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>2</u>号で規定する事項 <u>(技術上の基準の遵守)</u> のうち、表<u>2</u>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、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。</p> <p>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していくものとする。</p> <p><u>3.</u> 検査要件 <u>3.1</u> 検査対象 検査対象施設における作業員個人及び集団の放射線被ばく線量について、<u>事業者は被ばく線量低減活動（ALARA）を維持している。</u> 原子力検査官（以下「検査官」という。）は、この<u>被ばく線量低減活動</u>の継続的改善の実施状況の評価する。また、この検査では、作業員の被ばくに左右する放射線管理（運営を含む）、プラント・施設の運転管理及び工学的な管理（被ばく防護含む）が効果的に放射線被</p>	<p>記載の適正化（誤記） 改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記） 記載の適正化（核燃施設等を考慮した語句統一）</p>

<p>低減に寄与し、<u>放射線被ばくALARA</u>の活動を維持していることも確認する。</p> <p>この検査で、確認された<u>事業者等</u>の<u>放射線被ばくALARA</u>活動の結果から、検査官は<u>事業者等</u>の検査対象施設におけるパフォーマンス評価をする。</p> <p>(1) 放射線の作業計画</p> <p>(2) 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム</p> <p>(3) ALARA及び放射線作業の管理の実施</p> <p>(4) 放射線業務従事者（作業者）のパフォーマンス</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 検査体制、頻度及びサンプル数</p> <p>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。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>検査対象施設における作業者個人及び集団の放射線被ばく線量について、<u>ALARA</u>に係る<u>事業者等</u>の活動が効果的なパフォーマンスに繋がるかを監視するに当たり、放射線被ばくの履歴や傾向の把握、高線量率領域での当該活動の計画や検証手法などの状況等を把握する必要がある。</p> <p>4.2 検査実施</p> <p>(1) 放射線の作業計画</p> <p>a. 検査官は<u>事業者等</u>の放射線作業計画が適切な放射線被ばく低減技法を活用していること、作業活動のリスクに相応して他の低減技法の考慮及び検討を実施していること並びに合理的な線量目標を規定していることを確認する。</p> <p>b. 検査官は<u>事業者等</u>が実施した放射線作業計画に基づく実績結果で、集団的な被ばく線量結果が放射線作業計画で計画した活動で意図した低減線量と実績値を比較し、<u>放射線被ばくALARA</u>活動内容（活動プロセス）を確認する。</p> <p>c. 放射線作業計画に基づき実施された作業結果（放射線作業の被ばくの低減活動評価）が<u>事業者等の内部</u>で評価が実施され、教訓（反省点）や効果の確認が得られた事案・事象について、<u>事業者等の内部</u>でその活動が展開されていることを確認する。</p> <p>(2) 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム</p> <p>a. <u>計画の変更</u>や緊急措置（作業）が生じた場合、<u>事業者等</u>の変更管理のプロセス（変更承認やレビュー体制含む）に基づき、追加した作業や行為に関する被ばく線量低減活動となる新たな目標設定（閾値）が設定されるなどの作業管理が追加されていればその内容を確認する。</p> <p>b. 検査官は放射線作業計画の見直しや変更において、適切性に欠ける行為か否かを判断する。この確認においては、被ばく線量の見直しが健全な<u>放射線防護と放射線被ばくALARA活動</u>の原則に基づいて実施されているかを確認することとし、作業管理の失敗を恐れ、被ばく線量計画を高く設定し直す行為があるか否か及び変更（見直し）の被ばく線量推定値を組織的に評価しているかを確認する。</p>	<p>ばく低減に寄与し、<u>ALARA</u>の活動を維持していることも確認する。</p> <p>この検査で、確認された<u>事業者</u>の<u>放射線被ばくALARA</u>活動の結果から、検査官は<u>事業者</u>の検査対象施設におけるパフォーマンス評価をする。</p> <p>(1) 放射線の作業計画</p> <p>(2) 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム</p> <p>(3) ALARA及び放射線作業の管理の実施</p> <p>(4) 放射線業務従事者（作業者）のパフォーマンス</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 検査体制、頻度及びサンプル数</p> <p>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。</p> <p>4. 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>検査対象施設における作業者個人及び集団の放射線被ばく線量について、<u>ALARA</u>に係る<u>事業者</u>活動が効果的なパフォーマンスに繋がるかを監視するに当たり、放射線被ばくの履歴や傾向の把握、高線量率領域での当該活動の計画や検証手法などの状況等を把握する必要がある。</p> <p>4.2 検査実施</p> <p>(1) 放射線の作業計画</p> <p>a. 検査官は<u>事業者</u>の放射線作業計画が適切な放射線被ばく低減技法を活用していること、作業活動のリスクに相応して他の低減技法の考慮及び検討を実施していること並びに合理的な線量目標を規定していることを確認する。</p> <p>b. 検査官は<u>事業者</u>が実施した放射線作業計画に基づく実績結果で、集団的な被ばく線量結果が放射線作業計画で計画した活動で意図した低減線量と実績値を比較し、<u>ALARA</u>活動内容（活動プロセス）を確認する。</p> <p>c. 放射線作業計画に基づき実施された作業結果（放射線作業の被ばくの低減活動評価）の<u>事業者内</u>で評価が実施され、教訓（反省点）や効果の確認が得られた事案・事象について、<u>事業者内</u>でその活動が展開されていることを確認する。</p> <p>(2) 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム</p> <p>a. <u>計画外の変更</u>や緊急措置（作業）が生じた場合、<u>事業者</u>の変更管理のプロセス（変更承認やレビュー体制含む）に基づき、追加した作業や行為に関する被ばく線量低減活動となる新たな目標設定（閾値）が設定されるなどの作業管理が追加されていればその内容を確認する。</p> <p>b. 検査官は放射線作業計画の見直しや変更において、適切性に欠ける行為か否かを判断する。この確認においては、被ばく線量の見直しが健全な<u>放射線防護と被ばく低減活動（ALARA）</u>の原則に基づいて実施されているかを確認することとし、作業管理の失敗を恐れ、被ばく線量計画を高く設定し直す行為があるか否か及び変更（見直し）の被ばく線量推定値を組織的に評価しているかを確認する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	---

<p>(3) ALARA及び放射線作業の管理の実施</p> <p>a. 検査対象として抽出した作業計画に記載されている放射線管理上の運営管理、運転管理及び工学的管理の内容において、放射線作業の管理に放射線被ばくALARA活動が盛り込まれた作業手順となっていることやこの管理内容が放射線作業計画に反映されていることを確認する。</p> <p>b. 事業者等の放射線被ばくALARA活動の計画（以下「ALARA活動計画」）に基づき、検査対象施設での活動で、効果のある遮蔽、技術的な行動（操作）、運用（使用）を事業者等が実施しているかを確認する。</p> <p>c. 事業者等は検査対象施設での放射線被ばく線量ALARA活動の課題に対する再計画等の変更管理に際し、組織として対応していることを検査官は確認する。</p> <p>d. 事業者等はALARA活動計画の結果で確認した課題、教訓を次回のALARA活動計画につなげる記録として残していることを確認する。</p>	<p>(3) ALARA及び放射線作業の管理の実施</p> <p>a. 検査対象として抽出した作業計画に記載されている放射線管理上の運営管理、運転管理及び工学的管理の内容において、放射線作業の管理に放射線被ばく低減活動が盛り込まれた作業手順となっていることやこの管理内容が放射線作業計画に反映されていることを確認する。</p> <p>b. 事業者の放射線被ばく低減活動の計画に基づき、検査対象施設での活動で、効果のある遮蔽、技術的な行動（操作）、運用（使用）を事業者が実施しているかを確認する。</p> <p>c. 事業者は検査対象施設での被ばく線量低減活動（ALARA）の課題に対する再計画等の変更管理に際し、組織として対応している事を検査官は確認する。</p> <p>d. 事業者はALARA活動計画の結果で確認した課題、教訓を次回のALARA活動計画につなげる記録として残していることを確認する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>(4) 放射線業務従事者（作業）のパフォーマンス</p> <p>a. 管理区域内作業で、作業者は放射線被ばくALARA活動の本質（ALARAの精神）を理解して作業を実施しているか否か。また、汚染のおそれがある区域や高線量エリアでの作業は、放射線被ばくALARA活動を履行する技術的知識や訓練を実施しているかを以下のポイントで確認する。</p> <p>(a) 作業者が被ばく低減のための措置（放射線防護装備、監視機器、保護衣等）に精通しているか。</p> <p>(b) 放射線管理員（監視員）は作業者の活動について、適切な指導や監視をしているか</p> <p>(c) 放射線作業計画書に記載されている又は、標準手順書に記載されている手順に従って作業者は作業を実施し、放射線管理員（監視員）はそのホールドポイントを適切に監視しているか</p> <p>(d) 過剰な被ばくに至るおそれのある異常事態等の警報（保安規定に定めるエリアモニタ（臨界モニタ、非常時モニタを含む。）の警報又は警報機能付き個人線量計の警報をいう。）が発報した場合又は連絡を受けた場合の対応について、教育を受けていること。</p>	<p>(4) 放射線業務従事者（作業）のパフォーマンス</p> <p>a. 管理区域内作業で、作業者は被ばく線量低減活動の本質（ALARAの精神）を理解して作業を実施しているか否か。また、汚染のおそれがある区域や高線量エリアでの作業は、被ばく低減活動を履行する技術的知識や訓練を実施しているかを以下のポイントで確認する。</p> <p>(a) 作業者が被ばく低減の為の措置（放射線防護装備、監視機器、保護衣等）に精通しているか。</p> <p>(b) 放射線管理員（監視員）は作業者の活動について、適切な指導や監視をしているか</p> <p>(c) 放射線作業計画書に記載されている又は、標準手順書に記載されている手順に従って作業者は作業を実施し、放射線管理員（監視員）はそのホールドポイントを適切に監視しているか</p> <p>(d) 過剰な被ばくに至るおそれのある異常事態等の警報（保安規定に定めるエリアモニタ（臨界モニタ、非常時モニタを含む。）の警報又は警報機能付き個人線量計の警報をいう。）が発報した場合又は連絡を受けた場合の対応について、教育を受けていること。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>4.3 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>	<p>4.3 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>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>5 検査手引</p> <p>5.1 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) 検査対象施設での放射線被ばくの履歴の状況及び現状の被ばく傾向の把握</p> <p>検査官は検査対象施設における個人被ばく線量並びに集団的な被ばく線量の推移や履歴を確認する。検査官は現状の個人及び集団的な被ばく傾向を確認すると共に、現状の高線量要因となる線源とその強さや放射線作業計画における現状の事業者等の取組み状況とその課題について把握する。</p> <p>(2) 集団的な被ばく線量実績のランク分け</p>	<p>5. 検査手引</p> <p>5.1 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) 検査対象施設での放射線被ばくの履歴の状況及び現状の被ばく傾向の把握</p> <p>検査官は検査対象施設における個人被ばく線量並びに集団的な被ばく線量の推移や履歴を確認する。検査官は現状の個人及び集団的な被ばく傾向を確認すると共に、現状の高線量要因となる線源とその強さや放射線作業計画における現状の事業者の取組み状況とその課題について把握する。</p> <p>(2) 集団的な被ばく線量実績のランク分け</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>検査官は検査対象施設における集団的な被ばく線量の履歴について、過去約3年分の平均値に対するランク分けを確認し、その内容を把握する。</p> <p>(3) 集団的な被ばく線量の推定 検査官は検査対象施設における過去に実施した作業や特定工事の作業計画について、被ばく線量を推定する。(被ばく線量の推移の状況を確認し、<u>事業者等</u>が設定しているレベルを評価する。) また、この推定では、現在実施の作業計画の手順や評価プロセスを事前に確認しておくこと。</p> <p>(4) 問題点の抽出と過去の実績評価 検査官は検査対象施設における放射線被ばく低減活動(ALARA)の重要な要素である放射線作業計画の立案時の特定の課題(計画線量超過などの事例・事象)について過去の作業計画も参考に計画立案時の<u>事業者等</u>の対応に注視して確認すること。</p> <p>(5) 個別検査対象の事前準備事項</p> <p>a. 放射線の作業計画</p> <p>(a) 検査官は検査対象施設で現在進行中の放射線作業計画又は最近作業を完了した放射線作業計画について、集団的な被ばく線量が高い順のリストを確認し、被ばく線量が高く、管理上重要な作業や高線量率領域での作業を含んでいる放射線作業計画から3～5件を選択し、その活動状況を把握する。</p> <p>(b) 本検査の確認事項は、「BR0010 放射線被ばくの管理」検査運用ガイドで確認する内容と重複する場合があるので、同検査運用ガイドと協調して検査を実施することが可能である。</p> <p>b. 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム</p> <p>(a) 検査官は検査対象施設における年間の集団被ばく線量を推定するプロセス又は手順を確認する。確認では、年間の集団被ばく線量のベースを基にした、放射線放出核種の低減効果や特定作業における被ばく線量を推定する方法及び被ばく線量評価する方法について、<u>事業者等</u>の活動(手順)を確認し、把握する。</p> <p>(b) 検査官は被ばく線量低減活動(ALARA)の業務計画の3～5件を抽出し、その内容を確認し把握する。</p> <p>c. ALARA及び放射線作業の管理の実施</p> <p>(a) 検査官は検査期間に予定されている施設の運転中又は停止中に行われる保守作業について、放射線被ばくの恐れがある作業計画から2～4件抽出し、その内容を把握する。(この検査対象作業項目の抽出では、「放射線の作業計画」や「線量推定の検証と被ばく追跡調査システム」の検査において抽出した作業項目と同一であっても良い。)</p> <p>(b) 本検査の確認事項は、「BR0010 放射線被ばくの管理」検査運用ガイドで確認する内容と重複する場合があるので、同検査運用ガイドと協調して検査を実施することが可能である。</p> <p>d. 放射線業務従事者(作業)のパフォーマンス</p> <p>(a) 管理区域内作業において、汚染の恐れがある区域及び高線量エリアでの作業について、作業中の作業員の作業状況や放射線管理員(監視員)の監視活動を視察やヒアリング等で把握する。</p> <p>(b) 本検査の現場確認では、作業中の外部被ばくのリスクや放射性物質の体内取り込みが懸念される作業項目に着目し、確認を実施するため、当該検査内容は「BR0010 放射線被ばくの管理」検査運用ガイドの検査と協調して検査を実施することが可能である。</p>	<p>検査官は検査対象施設における集団的な被ばく線量の履歴について、過去約3年分の平均値に対するランク分けを確認し、その内容を把握する。</p> <p>(3) 集団的な被ばく線量の推定 検査官は検査対象施設における過去に実施した作業や特定工事の作業計画について、被ばく線量を推定する。(被ばく線量の推移の状況を確認し、<u>事業者</u>が設定しているレベルを評価する。) また、この推定では、現在実施の作業計画の手順や評価プロセスを事前に確認しておくこと。</p> <p>(4) 問題点の抽出と過去の実績評価 検査官は検査対象施設における放射線被ばく低減活動(ALARA)の重要な要素である放射線作業計画の立案時の特定の課題(計画線量超過などの事例・事象)について過去の作業計画も参考に計画立案時の<u>事業者</u>対応に注視して確認すること。</p> <p>(5) 個別検査対象の事前準備事項</p> <p>a. 放射線の作業計画</p> <p>(a) 検査官は検査対象施設で現在進行中の放射線作業計画又は最近作業を完了した放射線作業計画について、集団的な被ばく線量が高い順のリストを確認し、被ばく線量が高く、管理上重要な作業や高線量率領域での作業を含んでいる放射線作業計画から3～5件を選択し、その活動状況を把握する。</p> <p>(b) 本検査の確認事項は「BR0010 放射線被ばくの管理」検査運用ガイドで確認する内容と重複する場合があるので、同検査運用ガイドと協調して検査を実施することが可能である。</p> <p>b. 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム</p> <p>(a) 検査官は検査対象施設における年間の集団被ばく線量を推定するプロセス又は手順を確認する。確認では、年間の集団被ばく線量のベースを基にした、放射線放出核種の低減効果や特定作業における被ばく線量を推定する方法及び被ばく線量評価する方法について、<u>事業者</u>の活動(手順)を確認し、把握する。</p> <p>(b) 検査官は被ばく線量低減活動(ALARA)の業務計画の3～5件を抽出し、その内容を確認し把握する。</p> <p>c. ALARA及び放射線作業の管理の実施</p> <p>(a) 検査官は検査期間に予定されている施設の運転中又は停止中に行われる保守作業について、放射線被ばくの恐れがある作業計画から2～4件抽出し、その内容を把握する。(この検査対象作業項目の抽出では、「放射線の作業計画」や「線量推定の検証と被ばく追跡調査システム」の検査において抽出した作業項目と同一であっても良い。)</p> <p>(b) 本検査の確認事項は「BR0010 放射線被ばくの管理」検査運用ガイドで確認する内容と重複する場合があるので、同検査運用ガイドと協調して検査を実施することが可能である。</p> <p>d. 放射線業務従事者(作業)のパフォーマンス</p> <p>(a) 管理区域内作業において、汚染の恐れがある区域及び高線量エリアでの作業について、作業中の作業員の作業状況や放射線管理員(監視員)の監視活動を視察やヒアリング等で把握する。</p> <p>(b) 本検査の現場確認では、作業中の外部被ばくのリスクや放射性物質の体内取り込みが懸念される作業項目に着目し、確認を実施するため、当該検査内容は「BR0010 放射線被ばくの管理」検査運用ガイドの検査と協調して検査を実施することが可能である。</p>	<p>記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
---	---	---

5.2 検査実施及び対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項

(1) 放射線の作業計画

- a. 検査官は**事業者等**の放射線作業計画が適切な放射線被ばく低減技法を活用していること、作業活動のリスクに相応して他の低減技法の考慮及び検討を実施していること並びに合理的な線量目標を規定していることを確認する。
- b. 検査官は**事業者等**が実施した放射線作業計画に基づく実績結果で、集団的な被ばく線量結果が放射線作業計画で計画した活動で意図した低減線量と実績値を比較し、**放射線被ばくALARA活動**内容（活動プロセス）を確認する。
- c. 放射線作業計画に基づき実施された作業結果（放射線作業の被ばくの低減活動評価）の**事業者等の内部**で評価が実施され、教訓（反省点）や効果の確認が得られた事案・事象については、**事業者等の内部**でその活動が展開されていることを確認する。
- d. **事業者等**の放射線被ばく線量を低減する手段として、遠隔技術、産業界の知見及び他**事業者等**の状況並びに運転経験による教訓を基にした線量低減動向を考慮しているか否かを確認する。また、当該被ばく低減事案（施策）については放射線作業計画の際に、考慮すること**等**を示した放射線作業計画策定手順となっているべきであること。
- e. **ALARA活動**の計画と実績を評価する場合は直近の完了した作業計画にて評価を実施する。
- f. この検査結果で確認された指摘事項やパフォーマンス結果等は次回の放射線被ばく**ALARA活動**の検査における確認内容や検査対象範囲に影響するので、次回の当該検査の検査時間を決定する上で、考慮すべきである。
- g. **事業者等**の年間**放射線被ばくALARA活動**の評価結果を用い、検査官は**事業者等**の**放射線被ばくALARA活動**の問題点や現状の活動レベルを把握する。
- h. **事業者等**の放射線作業計画については、**放射線被ばくALARA活動**の評価として、継続的改善による被ばく線量の推定や被ばく緩和処置を確認する。**事業者等**が業界関連**事業者等**の活動状況を踏まえ、放射線作業を作業活動に合理的にグループ化するなどし、個々に目標線量を設定するなどの処置を講じているかを確認する。
- i. 検査官は、**事業者等の放射線被ばくALARA活動**に関する最新の年間集団被ばくのデータを用い評価・確認を実施する。
- j. **事業者等**は検査対象**事業者等**の各サイト・施設ごとに、被ばく実績の追跡調査することや被ばくを低減することの仕組みを手順に組み込まなければならない。
- k. **事業者等**の**放射線被ばくALARA活動**で、作業の計画立案と実績に関する問題は**事業者等**の不適合管理の中で、原因分析を実施し、適切な是正処置を実施しなければならない。
- l. **事業者等**の**放射線被ばくALARA活動**に関する欠陥が度々発見又は発生することは、**事業者等**の作業担当部門の工程調整能力に起因する場合があるので、**事業者等**の全体的な**放射線被ばくALARA活動**における欠陥が存在する可能性がある。
- m. **事業者等**は放射線作業の合理的なグループ化を決定する**場合は**、前例、他**事業者等**の状況、規範及び特殊事情**等**の要素を考慮すべきである。
- n. **事業者等**の放射線作業計画の策定において、放射線防護装備（全面・半面マスク着用や遮蔽用ベスト**着用等**）によって、本来の作業効率が悪化することを考慮に入れた計画であることも確認する。
- o. 検査対象の作業計画の選定において、事前評価している被ばく予測より著しく大きな線量が発生している作業項目がある場合があるので、その原因に着目（注意）して確認すること。
- p. **事業者等**のプラント運転・停止時における**放射線被ばくALARA活動**を考慮に入れたスケジュー

5.2 検査実施及び対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項

(1) 放射線の作業計画

- a. 検査官は**事業者**の放射線作業計画が適切な放射線被ばく低減技法を活用していること、作業活動のリスクに相応して他の低減技法の考慮及び検討を実施していること並びに合理的な線量目標を規定していることを確認する。
- b. 検査官は**事業者**が実施した放射線作業計画に基づく実績結果で、集団的な被ばく線量結果が放射線作業計画で計画した活動で意図した低減線量と実績値を比較し、**ALARA活動**内容（活動プロセス）を確認する。
- c. 放射線作業計画に基づき実施された作業結果（放射線作業の被ばくの低減活動評価）の**事業者内**で評価が実施され、教訓（反省点）や効果の確認が得られた事案・事象については、**事業者内**でその活動が展開されていることを確認する。
- d. **事業者**の放射線被ばく線量を低減する手段として、遠隔技術、産業界の知見及び他**事業者**の状況並びに運転経験による教訓を基にした線量低減動向を考慮しているか否かを確認する。また、当該被ばく低減事案（施策）については放射線作業計画の際に、考慮すること**など**を示した放射線作業計画策定手順となっているべきであること。
- e. **ALARA**の計画と実績を評価する場合は直近の完了した作業計画にて評価を実施する。
- f. この検査結果で確認された指摘事項やパフォーマンス結果等は次回の放射線被ばく**ALARA活動**の検査における確認内容や検査対象範囲に影響するので、次回の当該検査の検査時間を決定する上で、考慮すべきである。
- g. **事業者**の年間**ALARA活動**の評価結果を用い、検査官は**事業者**の**ALARA活動**の問題点や現状の活動レベルを把握する。
- h. **事業者等**の放射線作業計画については、**放射線被ばく線量低減活動**の評価として、継続的改善による被ばく線量の推定や被ばく緩和処置を確認する。**事業者**が業界関連**事業者**の活動状況を踏まえ、放射線作業を作業活動に合理的にグループ化するなどし、個々に目標線量を設定するなどの処置を講じているかを確認する。
- i. 検査官は、**事業者のALARA活動**に関する最新の年間集団被ばくのデータを用い評価・確認を実施する。
- j. **事業者**は検査対象**事業者**の各サイト・施設ごとに、被ばく実績の追跡調査することや被ばくを低減することの仕組みを手順に組み込まなければならない。
- k. **事業者**の**ALARA活動**で、作業の計画立案と実績に関する問題は**事業者**の不適合管理の中で、原因分析を実施し、適切な是正処置を実施しなければならない。
- l. **事業者**の**ALARA活動**に関する欠陥が度々発見又は発生することは、**事業者**の作業担当部門の工程調整能力に起因する場合があるので、**事業者**の全体的な**ALARA活動**における欠陥が存在する可能性がある。
- m. **事業者**は放射線作業の合理的なグループ化を決定する**場合は**、前例、他**事業者**の状況、規範及び特殊事情**など**の要素を考慮すべきである。
- n. **事業者**の放射線作業計画の策定において、放射線防護装備（全面・半面マスク着用や遮蔽用ベスト**着用**）によって、本来の作業効率が悪化することを考慮に入れた計画であることも確認する。
- o. 検査対象の作業計画の選定において、事前評価している被ばく予測より著しく大きな線量が発生している作業項目がある場合があるので、その原因に着目（注意）して確認すること。
- p. **事業者**のプラント運転・停止時における**ALARA活動**を考慮に入れたスケジュール管理が必

記載の適正化（誤記）

ル管理が必要であるが、経済性等の観点で、放射線被ばくALARA活動が十分に発揮していない等の事業者等の側面を注意して確認する。

q. 事業者等の放射線被ばくALARA活動で、作業計画や被ばく線量低減技法については、集团的被ばく線量、個人被ばく線量などを考慮に入れた作業計画が策定されるべきである。(集团的被ばく線量と個人被ばく線量のバランスを考慮されているか特定の個人に集中しているか等の事案)

r. 被ばく線量予測を著しく超える作業活動が確認された事業者等に関しては、以下の観点での観察が必要である。

(a) 運転、放射線防護、保守、保守計画、スケジュール・工程計画の部門間インターフェースの問題、見落とししている活動の有無。

(b) 作業エリアの線量率低減に関する問題に関して、作業管理部門の指定された値(線量の低減目標等)に対する対策実行とその結果評価。

(c) プラントモード・作業工程区状況変化(遮へい材となっていた配管内水の移動、核燃料物質等の移動等)や作業工程で足場、遮へい材撤去などで、当初の計画された線量率が変化していないか(又は考慮をしていたか)。

s. 検査官は放射線作業計画に記載の作業工程区ごとの被ばく線量の計画値(推定値)と実績値を比較し、不一致がある場合、その原因(理由)を確認する。その原因から、事業者等の放射線作業計画の立案に関する適切な計画立案の不履行や十分な作業管理情報の提供の不履行、作業者の放射線防護対応の不備等があったかを確認する。

(2) 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム

a. 計画外の変更や緊急措置(作業)が生じた場合、事業者等の変更管理のプロセス(変更承認やレビュー体制含む)に基づき、追加した作業や行為に関する放射線被ばくALARA活動となる新たな目標設定(閾値)が設定される等の作業管理が追加されていればその内容を確認する。

b. 検査官は放射線作業計画の見直しや変更において、適切性に欠ける行為か否かを判断する。この確認においては、被ばく線量の見直しが健全な放射線防護と放射線被ばくALARA活動の原則に基づいて実施されているかを確認することとし、作業管理の失敗を恐れ、被ばく線量計画を高く設定し直す行為があるか否か及び変更(見直し)の被ばく線量推定値を組織的に評価しているかを確認する。

c. 事業者等の放射線被ばくALARA活動で継続的な作業の場合、被ばく低減に向け、更なる低減の必要性判断について、事業者等は長期的なプラントの運転計画を考慮し、ALARA活動の計画を策定しているかを検査官は判断すべきである。

d. 放射線被ばくALARA活動の業務計画で作業場の空間線量率と作業時間等から算出される推定線量と過去に実施した当該作業に関する被ばく線量実績を確認する。この評価確認において、過去の実績からその作業の傾向を確認し、必要に応じて、被ばく線量を低減するための措置を実施しているかを確認する。

e. 被ばく線量予測を著しく超える作業計画を策定した事業者等について、検査官は放射線被ばくALARA活動の妥当性を評価する場合、事業者等の被ばく追跡調査活動の実施判定値(閾値)を把握する。

f. 被ばく線量予測には限界があり、予測されるばらつきを考慮に入れたある程度の柔軟性を持った、最適な仮定と正確な計算に基づくべきである。

被ばく線量予測の方法には以下の方法もある。

(a) 過去の作業実績に基づく被ばく線量の推定

要であるが、経済性等の観点で、ALARA活動が十分に発揮していない等の事業者の側面を注意して確認する。

q. 事業者のALARA活動で、作業計画や被ばく線量低減技法については、集团的被ばく線量、個人被ばく線量などを考慮に入れた作業計画が策定されるべきである。(集团的被ばく線量と個人被ばく線量のバランスを考慮されているか特定の個人に集中しているか等の事案)

r. 被ばく線量予測を著しく超える作業活動が確認された事業者に関しては、以下の観点での観察が必要である。

(a) 運転、放射線防護、保守、保守計画、スケジュール・工程計画の部門間インターフェースの問題、見落とししている活動の有無。

(b) 作業エリアの線量率低減に関する問題に関して、作業管理部門の指定された値(線量の低減目標等)に対する対策実行とその結果評価。

(c) プラントモード状況変化(遮へい材となっていた配管内水の移動等)や作業工程で足場、遮へい材撤去などで、当初の計画された線量率が変化していないか(又は考慮をしていたか)。

s. 検査官は放射線作業計画に記載の作業工程区ごとの被ばく線量の計画値(推定値)と実績値を比較し、不一致がある場合、その原因(理由)を確認する。その原因から、事業者の放射線作業計画の立案に関する適切な計画立案の不履行や充分な作業管理情報の提供の不履行、作業者の放射線防護対応の不備等があったかを確認する。

(2) 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム

a. 計画外の変更や緊急措置(作業)が生じた場合、事業者の変更管理のプロセス(変更承認やレビュー体制含む)に基づき、追加した作業や行為に関する被ばく線量低減活動となる新たな目標設定(閾値)が設定されるなどの作業管理が追加されていればその内容を確認する。

b. 検査官は放射線作業計画の見直しや変更において、適切性に欠ける行為か否かを判断する。この確認においては、被ばく線量の見直しが健全な放射線防護と被ばく低減活動(ALARA)の原則に基づいて実施されているかを確認することとし、作業管理の失敗を恐れ、被ばく線量計画を高く設定し直す行為があるか否か及び変更(見直し)の被ばく線量推定値を組織的に評価しているかを確認する。

c. 事業者のALARA活動で継続的な作業の場合、被ばく低減に向け、更なる低減の必要性判断について、事業者は長期的なプラントの運転計画を考慮し、ALARA活動の計画を策定しているかを検査官は判断すべきである。

d. 被ばく線量低減活動(ALARA)の業務計画で作業場の空間線量率と作業時間等から算出される推定線量と過去に実施した当該作業に関する被ばく線量実績を確認する。この評価確認において、過去の実績からその作業の傾向を確認し、必要に応じて、被ばく線量を低減するための措置を実施しているかを確認する。

e. 被ばく線量予測を著しく超える作業計画を策定した事業者について、検査官は被ばく低減活動の妥当性を評価する場合、事業者の被ばく追跡調査活動の実施判定値(閾値)を把握する。

f. 被ばく線量予測には限界があり、予測されるばらつきを考慮に入れたある程度の柔軟性を持った、最適な仮定と正確な計算に基づくべきである。

被ばく線量予測の方法には以下の方法もある。

(a) 過去の作業実績に基づく被ばく線量の推定

記載の適正化(誤記)

過去に実施した作業活動の作業エリアの線量率に作業等での滞在時間を掛け合わせた推定値

(b) 詳細作業項目に基づく被ばく線量の推定

作業計画の詳細の作業項目ごとに被ばく線量を算出し、それを合算した推定値

g. 被ばくリスクが高い保守作業の作業進捗の評価で、当初計画していた被ばく線量推定値を超えて、被ばく線量が増加傾向にある場合、検査官は**事業者等**のトップマネジメントからの指示等のアクションがあるかについても確認すべきである。

h. 放射線作業計画に基づき実施された作業実績について、検査官は被ばく線量が目標値と異なった結果の作業を3～5件ピックアップし、確実な作業計画の不履行、作業の監督不履行、不十分な事前確認に伴う計画外被ばく、放射線管理の不履行などの行為によって、発生したかを確認する。

i. 検査官は**事業者等の放射線被ばくALARA活動**を評価する場合、高い線量に着目し、合理的な活動が実施されているかを確認すべきである。

j. **事業者等**の集団的被ばく線量の推移が予想**どおり**でない場合、**事業者等**の措置として、被ばく線量推定の適格性改善に向かうのではなく、現場の被ばく線量低減対策の検討や改善に展開すべきである。

k. **事業者等の放射線被ばくALARA活動**の会合、会議は作業主幹部門、放射線管理部門**等**の直接関係する部門だけではなく、サイトの全体の部門で審議評価されていることを議事録等で確認する。

(3) ALARA及び放射線作業管理の実施

a. 検査対象として抽出した作業計画に記載されている放射線管理上の運営管理、運転管理及び工学的管理の内容に**おいては**、放射線作業の管理に**放射線被ばくALARA活動**が盛り込まれた作業手順となっていることやこの管理内容が放射線作業計画に反映されていることを確認する。

b. **事業者等**の**ALARA活動**計画に基づき、検査対象施設での活動で、効果のある遮蔽、技術的な行動（操作）、運用（使用）を**事業者等**が実施しているかを確認する。

c. **事業者等**は検査対象施設での**放射線被ばくALARA活動**の課題に対する再計画等の変更管理に際し、組織として対応している事を検査官は確認する。

d. **事業者等**はALARA活動計画の結果で確認した課題、教訓を次回のALARA活動計画につなげる記録として残していることを確認する。

e. 検査対象施設の**事業者等の活動**において、検査官は放射線管理上の運営管理、運転管理及び工学的管理の状況を現場で確認し、作業者の被ばく低減活動が盛り込まれていることも**確認**する。

f. 検査官は**放射線被ばくALARA活動**等の会合に出席し、**事業者等**が実施している活動中の評価や活動結果の評価・課題及び目標設定を確認すべきである。

g. 計画された作業の開始前のグループミーティング等において、検査官は、**事業者等**が現場作業者と、計画された管理の内容のレビューや検討を実施しているかを確認する。

h. **継続中**の作業に関して、**事業者等**は作業過程における被ばく線量実績（積算）と作業進捗の状況を適宜評価していることを確認する。

i. 被ばく線量の積算値に対して、作業進捗が計画**どおり**でない場合、**事業者等**は被ばく線量を低減するための追加施策について、作業員、監督者、放射線管理部門の職員等と検討していることも検査官は確認する。

j. **事業者等**は現場の活動において、放射線作業計画において定めている管理から逸脱した場合、

過去に実施した作業活動の作業エリアの線量率に作業等での滞在時間を掛け合わせた推定値

(b) 詳細作業項目に基づく被ばく線量の推定

作業計画の詳細の作業項目ごとに被ばく線量を算出し、それを合算した推定値

g. 被ばくリスクが高い保守作業の作業進捗の評価で、当初計画していた被ばく線量推定値を超えて、被ばく線量が増加傾向にある場合、検査官は**事業者**のトップマネジメントからの指示**など**のアクションがあるかについても確認すべきである。

h. 放射線作業計画に基づき実施された作業実績について、検査官は被ばく線量が目標値と異なった結果の作業を3～5件ピックアップし、確実な作業計画の不履行、作業の監督不履行、不十分な事前確認に伴う計画外被ばく、放射線管理の不履行などの行為によって、発生したかを確認する。

i. 検査官は**事業者のALARA活動**を評価する場合、高い線量に着目し、合理的な活動が実施されているかを確認すべきである。

j. **事業者**の集団的被ばく線量の推移が予想**通り**でない場合、**事業者**の措置として、被ばく線量推定の適格性改善に向かうのではなく、現場の被ばく線量低減対策の検討や改善に展開すべきである。

k. **事業者のALARA活動**の会合、会議は作業主幹部門、放射線管理部門**など**の直接関係する部門だけではなく、サイトの全体の部門で審議評価されていることを議事録等で確認する。

(3) ALARA及び放射線作業管理の実施

a. 検査対象として抽出した作業計画に記載されている放射線管理上の運営管理、運転管理及び工学的管理の内容に**おいて**、放射線作業の管理に**放射線被ばく低減活動**が盛り込まれた作業手順となっていることやこの管理内容が放射線作業計画に反映されていることを確認する。

b. **事業者**の**放射線被ばく低減活動**の計画に基づき、検査対象施設での活動で、効果のある遮蔽、技術的な行動（操作）、運用（使用）を**事業者**が実施しているかを確認する。

c. **事業者**は検査対象施設での**被ばく線量低減活動（ALARA）**の課題に対する再計画等の変更管理に際し、組織として対応している事を検査官は確認する。

d. **事業者**はALARA活動計画の結果で確認した課題、教訓を次回のALARA活動計画につなげる記録として残していることを確認する。

e. 検査対象施設の**事業者活動**において、検査官は放射線管理上の運営管理、運転管理及び工学的管理の状況を現場で確認し、作業者の被ばく低減活動が盛り込まれていることも**視察**する。

f. 検査官は**ALARA活動**等の会合に出席し、**事業者**が実施している活動中の評価や活動結果の評価・課題及び目標設定を確認すべきである。

g. 計画された作業の開始前のグループミーティング等において、検査官は**事業者**が現場作業者と、計画された管理の内容のレビューや検討を実施しているかを確認する。

h. **業継続中**の作業に関して、**事業者**は作業過程における被ばく線量実績（積算）と作業進捗の状況を適宜評価していることを確認する。

i. 被ばく線量の積算値に対して、作業進捗が計画**通り**でない場合、**事業者**は被ばく線量を低減するための追加施策について、作業員、監督者、放射線管理部門の職員等と検討していることも検査官は確認する。

j. **事業者**は現場の活動において、放射線作業計画において定めている管理から逸脱した場合、HP

記載の適正化（誤記）

HP（保健管理部門）と放射線被ばくALARA活動のスタッフ（管理者）もその原因と対応に関与していることを検査官は確認すること。

k. 放射線被ばくALARA活動は検査対象施設の運転中又は停止中に実施する保守に関する緊急作業活動においても、放射線被ばくALARA活動のスタッフが関与していることを確認する。放射線被ばくALARA活動は線量推定活動に限定するものではなく、被ばく線量低減方策の評価が含まれるべきである。

l. 検査官は事業者等の放射線被ばくALARA活動を評価する場合、高線量エリアでの作業や内部被ばくリスクの高い汚染のおそれがあるエリアでの作業及び特殊作業（潜水作業等）における作業活動に着目して確認する必要がある。また、放射線の状況は潜在的に変化する（機器等の劣化によって、リスクが上昇）ことも考慮に入れた評価を実施すべきである。

m. 放射線被ばくALARA活動には、作業側の低減活動とプラントの運転や状態及び対応によって実現されるものであることを理解しておくこと。

n. 事業者等の放射線被ばくALARA活動の評価は、3 現実主義的な評価が可能である現在実施中の作業のALARA計画立案と実施の効果をj確認する上で、重要である。

o. 事業者等の緊急案件も、実施する放射線作業においても、放射線被ばくALARA活動を考慮に入れ、作業計画が策定されていることも確認する。

p. 放射線作業における個人被ばく線量と集団的被ばく線量の評価確認で、相反する評価結果が生じている場合、検査官は作業者の経験不足、力量不足や特定の作業員への被ばく集中等の観点で、事象を確認する必要がある。

q. ALARA活動計画の結果について、個人の放射線被ばく線量、集団的放射線被ばく線量、作業員による汚染事象、内部被ばく及び電子式個人被ばく線量計の警報発生事案等の状況を含め、ALARA活動計画で達成させる目標（状態も含む）と比較すること。

(4) 放射線業務従事者（作業員）のパフォーマンス

a. 管理区域内作業で、作業員は被ばく線量低減活動の本質（ALARAの精神）を理解して作業を実施しているか否か。また、汚染のおそれがある区域や高線量エリアでの作業は、被ばく低減活動を履行する技術的知識や訓練を実施しているかを以下のポイントで確認する。

(a) 作業員が被ばく低減のための措置（放射線防護装備、監視機器、保護衣等）に精通しているか。

(b) 放射線管理員（監視員）は作業員の活動について、適切な指導や監視をしているか。

(c) 放射線作業計画書に記載されている又は、標準手順書に記載されている手順に従って作業員は作業を実施し、放射線管理員（監視員）はそのホールドポイントを適切に監視しているか。

b. 検査対象の作業について、作業に携わっている作業グループの技能職員、監督者、管理者、安全スタッフから個人インタビューを実施し、当該作業に関する知識、認識を把握すること。

c. 高線量エリアで作業を実施している作業員は作業と作業の合間や作業の段取り確認で、当該高線量エリアに隣接する待機場所（低線量エリア）を使用すべきである。

d. 事業者等の現場作業監督者は放射線作業許可証、放射線作業計画で定めた放射線被ばくALARA活動の要件を作業員が履行していることを管理監督する必要がある、これらの実習監督などの訓練を受けているべきである。

5.3 巡視点検を行う際の視点

(1) 集団的被ばく線量や作業ごとの被ばく線量が正確に集計されるべきである。事業者等は管理区へ

（保健管理部門）と被ばく線量低減活動（ALARA）のスタッフ（管理者）もその原因と対応に関与していることを検査官は確認すること。

k. ALARA活動は検査対象施設の運転中又は停止中に実施する保守に関する緊急作業活動においても、ALARA活動のスタッフが関与していることを確認する。ALARA活動は線量推定活動に限定する物ではなく、被ばく線量低減方策の評価が含まれるべきである。

l. 検査官は事業者のALARA活動を評価する場合、高線量エリアでの作業や内部被ばくリスクの高い汚染のおそれがあるエリアでの作業及び特殊作業（潜水作業等）における作業活動に着目して確認する必要がある。また、放射線の状況は潜在的に変化する（機器等の劣化によって、リスクが上昇）ことも考慮に入れた評価を実施すべきである。

m. 放射線被ばく低減活動には、作業側の低減活動とプラントの運転や状態及び対応によって実現されるものであることを理解しておくこと。

n. 事業者のALARA活動の評価は、3 現実主義的な評価が可能である現在実施中の作業のALARA計画立案と実施の効果をj確認する上で、重要である。

o. 事業者の緊急案件も、実施する放射線作業においても、ALARA活動を考慮に入れ、作業計画が策定されていることも確認する。

p. 放射線作業における個人被ばく線量と集団的被ばく線量の評価確認で、相反する評価結果が生じている場合、検査官は作業員の経験不足、力量不足や特定の作業員への被ばく集中等の観点で、事象を確認する必要がある。

q. ALARA活動計画の結果について、個人の放射線被ばく線量、集団的放射線被ばく線量、作業員による汚染事象、内部被ばく及び電子式個人被ばく線量計の警報発生事案等の状況を含め、ALARA活動計画で達成させる目標（状態も含む）と比較すること。

(4) 放射線業務従事者（作業員）のパフォーマンス

a. 管理区域内作業で、作業員は被ばく線量低減活動の本質（ALARAの精神）を理解して作業を実施しているか否か。また、汚染の恐れがある区域や高線量エリアでの作業は、被ばく低減活動を履行する技術的知識や訓練を実施しているかを以下のポイントで確認する。

(a) 作業員が被ばく低減のための措置（放射線防護装備、監視機器、保護衣等）に精通しているか。

(b) 放射線管理員（監視員）は作業員の活動について、適切な指導や監視をしているか。

(c) 放射線作業計画書に記載されている又は、標準手順書に記載されている手順に従って作業員は作業を実施し、放射線管理員（監視員）はそのホールドポイントを適切に監視しているか。

b. 検査対象の作業について、作業に携わっている作業グループの技能職員、監督者、管理者、安全スタッフから個人インタビューを実施し、当該作業に関する知識、認識を把握すること。

c. 高線量エリアで作業を実施している作業員は作業と作業の合間や作業の段取り確認で、当該高線量エリアに隣接する待機場所（低線量エリア）を使用すべきである。

d. 事業者の現場作業監督者は放射線作業許可証、放射線作業計画で定めたALARA活動の要件を作業員が履行していることを管理監督する必要がある、これらの実習監督などの訓練を受けているべきである。

5.2 巡視点検を行う際の視点

(1) 集団的被ばく線量や作業ごとの被ばく線量が正確に集計されるべきである。事業者は管理区への

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

の入域時の警報付き個人被ばく線量計貸し出しにおいて、作業件名を登録している。検査官は作業者が正しい作業件名を入力していることをチェックポイント等で確認する。

(2) 巡視点検では、通路や作業者が普段立ち入る部屋等に、線量の高い機材あるいは放射性固体廃棄物がないことを確認する。

(3) 表面線量が高い放射性固体廃棄物による作業者の無用な被ばく防止を事業者等が講じていることも確認する。

(4) 高線量エリアでの遮蔽の位置の変化を把握し、その状況を近傍での作業を実施している作業者の理解状況も観察すべきである。

(5) 事業者等の放射線被ばくALARA活動の会合に出席し、作業や協力企業からの被ばく低減提案を確認しておくこと。

(6) 事業者等の緊急作業案件がある場合はその作業状況を確認し、被ばく低減のための遮蔽材の設置や設置状況が意図している放射線被ばくALARA活動に合致しているかを観察すべきである。

(7) 高線量エリアでの作業において、使用する待機場所の線量率や線量率表示を確認する。また、当該作業を実施している作業者の利用状況も観察する。

6 参考資料

- (1) 国際的な防護基準 [ICRP 1997年勧告等](#)
- (2) 「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）
- (3) 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
- (4) 電離放射線障害防止規則関連する技術資料
- (5) 日本規格協会から発行されるJISハンドブック [放射線（能）] に収録されている規格
- (6) 「原子力発電所の職業放射線防護を最適化するための作業管理」（独立行政法人 原子力安全基盤機構）
- (7) 個人モニタリング指針（[JEAG4610-2015](#)）

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
<u>0</u>	<u>2020/04/01</u>	施行	
<u>1</u>		○運用の明確化 ①建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化（表3 検査要件まとめ表） ○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

入域時の警報付き個人被ばく線量計貸し出しにおいて、作業件名を登録している。検査官は作業者が正しい作業件名を入力していることをチェックポイント等で確認する。

(2) 巡視点検では、通路や作業者が普段立ち入る部屋などに、線量の高い機材あるいは放射性固体廃棄物が無いことを確認する。

(3) 表面線量が高い放射性固体廃棄物による作業者の無用な被ばく防止を事業者が講じていることも確認する。

(4) 高線量エリアでの遮へいの位置の変化を把握し、その状況を近傍での作業を実施している作業者の理解状況も観察すべきである。

(5) 原子力事業者のALARA活動の会合に出席し、作業や協力企業からの被ばく低減提案を確認しておくこと。

(6) 事業者の緊急作業案件がある場合はその作業状況を確認し、被ばく低減のための遮へい材の設置や設置状況が意図しているALARA活動に合致しているかを観察すべきである。

(7) 高線量エリアでの作業において、使用する待機場所の線量率や線量率表示を確認する。また、当該作業を実施している作業者の利用状況も観察する。

6. 参考資料

- (1) 国際的な防護基準 [ICRP 1997年勧告等](#)
- (2) 「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）
- (3) 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
- (4) 電離放射線障害防止規則関連する技術資料
- (5) 日本規格協会から発行されるJISハンドブック [放射線（能）] に収録されている規格
- (6) 「原子力発電所の職業放射線防護を最適化するための作業管理」（独立行政法人 原子力安全基盤機構）
- (7) 個人モニタリング指針（[JEAG4610-2015](#)）

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
<u>0</u>	<u>2020/04/01</u>	施行	

(新設)

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	実用発電用原子炉の設置、	第78条及び第79条	第92条第1項第9号、

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

改正に伴う修正

記載の適正化（誤記）

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78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号、第9号及び第11号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第7号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号

表2 関連する技術基準規則

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

炉施設	運転等に関する規則		第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10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条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号、第7号及び第11号並びに同条第2項第8号、第10号及び第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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第8号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号

表2 関連する技術基準規則

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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

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	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動	2年*	4	110	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	放射線被ばくALARA活動	2年*	4	110	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、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	放射線被ばくALARA活動 (熱出力500kw以上* ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線被ばくALARA活動 (熱出力500kw以上* ²)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線被ばくALARA活動 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	放射線被ばくALARA活動	2年*	4	110	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	放射線被ばくALARA活動 (MOX加工)	2年*	4	110	チーム
02	放射線被ばくALARA活動 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	放射線被ばくALARA活動	2年	4	110	チーム

(追加)

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	放射線被ばくALARA活動	2年	4	110	チーム

(追加)

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	放射線被ばくALARA活動 (熱出力500kw以上* ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線被ばくALARA活動 (熱出力500kw以上* ²)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線被ばくALARA活動 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	放射線被ばくALARA活動	2年	4	110	チーム

(追加)

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	放射線被ばくALARA活動 (MOX加工)	2年	4	110	チーム
02	放射線被ばくALARA活動 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

(追加)

06 貯蔵

記載の適正化（誤記）

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設

06 貯蔵						について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化
<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	
01	放射線被ばくALARA活動	必要に応じて	—	—	チーム	
07 管理						
<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	
01	放射線被ばくALARA活動	必要に応じて	—	—	チーム	
08 埋設						
<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	
01	放射線被ばくALARA活動	必要に応じて	—	—	チーム	
09 使用（政令該当）						
<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	
01	放射線被ばくALARA活動	必要に応じて	—	—	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	
01	放射線被ばくALARA活動	必要に応じて	—	—	チーム	

基本検査運用ガイド
空气中放射性物質の管理と低減
(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 空气中放射性物質の管理と低減 (BR0040_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：「放射線安全」 小分類：「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：「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（<u>昭和32年法律第166号</u>。以下「法」という。）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、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（以下「事業所等」という。）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。）に係る空气中放射性物質の管理と低減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号イで規定される事項（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線量等に関する措置及び機能の保全の措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、放射性物質による汚染の防止等の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<u>確認する。</u></p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 本検査は、<u>原子力施設内</u>の空气中放射性物質濃度が、(ALARA) と整合性を持って管理されていることを確認するとともに、サイトにおける呼吸保護装置（<u>全面マスク等</u>）の使用が着用者に過度のリスクをもたらさないことを確認するものである。 また、不用意な放射線被ばくや放射性物質の拡散を防止し作業員の被ばく線量を低減するため、「管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定・解除、並びにこれらの区域に係る立入り制限、入退域管理に関すること、及び物品の持ち出し制限に関すること」、「空气中放射性物質濃度、空間線量率、表面汚染密度の監視及び汚染の除去に関すること」、「区域管理に係る放射線測定器の管理に関すること」が適切に実施されていることを確認するものである。</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 空气中放射性物質の管理と低減 (BR0040_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：「放射線安全」 小分類：「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：「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（以下「法」という。）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、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（以下「事業所等」という。）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。）に係る空气中放射性物質の管理と低減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号イで規定される事項（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線量等に関する措置及び機能の保全の措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、放射性物質による汚染の防止等の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<u>確認していくものとす</u> <u>る。</u></p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 本検査は、<u>プラント内</u>の空气中放射性物質濃度が、(ALARA) と整合性を持って管理されていることを確認するとともに、サイトにおける呼吸保護装置（<u>全面マスク等</u>）の使用が着用者に過度のリスクをもたらさないことを確認するものである。 また、不用意な放射線被ばくや放射性物質の拡散を防止し作業員の被ばく線量を低減するため、「管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定・解除、並びにこれらの区域に係る立入り制限、入退域管理に関すること、及び物品の持ち出し制限に関すること」、「空气中放射性物質濃度、空間線量率、表面汚染密度の監視及び汚染の除去に関すること」、「区域管理に係る放射線測定器の管理に関すること」が適切に実施されていることを確認するものである。</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（語句統一）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（核燃施設等を考慮した語句統一）</p>

上述した確認は、検査対象施設における全ての区域管理の設定が検査対象になりうるが、本検査では限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、それら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。サンプリング選定に関しては、放射線安全の観点で、放射線作業従事者の被ばくリスクが高い作業を実施している管理区域等を考慮することとし、以下の項目について3～4件の作業を抽出し検査を実施する。

- (1) 工学的管理状況（換気空調）の確認
- (2) 呼吸保護装置（全面マスク等）の使用・管理状況の確認
- (3) 緊急時に使用する自給式呼吸器（セルフエアセット等）の管理状況の確認

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

本検査の実施前に**事業者等**の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。

また、検査対象（サンプル）の選定は、**事業者等**のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。

4.2 検査実施

本検査では、**原子力施設内**の空气中放射性物質濃度や呼吸保護装置等の適切な使用・管理がなされ、管理区域等の設定・解除や入退域管理に関する管理などが適切に実施されていることを以下の項目について確認する。

- (1) 工学的安全設備の管理状況（換気空調）の確認
 - a. **事業者等**の空气中放射性物質濃度の**管理**
 - b. 各種システムの使用における**事業者等**の手順書及びALARAとの**整合**
 - c. 空气中放射性物質濃度の変化を監視及び警告する**システム**
 - d. **事業者等**の設定する**区域の線量当量率と表面汚染密度や空气中放射性物質の濃度の**レベル評価に関する**基準値**

(2) 呼吸保護装置（全面マスク等）の使用・管理状況の確認

- a. 工学的安全設備の管理が採用できない場合の呼吸保護装置の**使用**
- b. 放射性物質の摂取を制限するための呼吸保護装置の使用の**適切性**
- c. 呼吸保護装置における保護（防護係数）のレベルの**検証手段**
- d. 呼吸保護装置の公的機関等による認定・承認の**状況**
- e. 着脱及び装置の機能点検の**状況**
- f. 呼吸保護装置のプラント内における適切な**配置等**

(3) 緊急時に使用する自給式呼吸器（セルフエアセット等）の管理状況の確認

- a. 緊急時使用のためのプラント内の配置状況及び**試験記録**

上述した確認は、検査対象施設における全ての区域管理の設定が検査対象になりうるが、本検査では限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、それら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。サンプリング選定に関しては、放射線安全の観点で、放射線作業従事者の被ばくリスクが高い作業を実施している管理区域等を考慮することとし、以下の項目について3～4件の作業を抽出し検査を実施する。

- (1) 工学的管理状況（換気空調）の確認
- (2) 呼吸保護装置（全面マスク等）の使用・管理状況の確認
- (3) 緊急時に使用する自給式呼吸器（セルフエアセット等）の管理状況の確認

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

本検査の実施前に**事業者**の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。

また、検査対象（サンプル）の選定は、**事業者**のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。

4.2 検査実施

本検査では、**プラント内**の空气中放射性物質濃度や呼吸保護装置等の適切な使用・管理がなされ、管理区域等の設定・解除や入退域管理に関する管理などが適切に実施されていることを以下の項目について確認する。

- (1) 工学的安全設備の管理状況（換気空調）の確認
 - a. **事業者**の空气中放射性物質濃度の**管理**。
 - b. 各種システムの使用における**事業者**の手順書及びALARAとの**整合**。
 - c. 空气中放射性物質濃度の変化を監視及び警告する**システム**。
 - d. **事業者**の設定する**各種線放射性核種の**レベル評価に関する**基準値**。

(2) 呼吸保護装置（全面マスク等）の使用・管理状況の確認

- a. 工学的安全設備の管理が採用できない場合の呼吸保護装置の**使用**。
- b. 放射性物質の摂取を制限するための呼吸保護装置の使用の**適切性**。
- c. 呼吸保護装置における保護（防護係数）のレベルの**検証手段**。
- d. 呼吸保護装置の公的機関等による認定・承認の**状況**。
- e. 着脱及び装置の機能点検の**状況**。
- f. 呼吸保護装置のプラント内における適切な**配置等**。

(3) 緊急時に使用する自給式呼吸器（セルフエアセット等）の管理状況の確認

- a. 緊急時使用のためのプラント内の配置状況及び**試験記録**。

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

- b. 中央制御室と免震重要棟等の間の圧縮空気ボンベ
- c. 自給式呼吸器の実使用
- d. 自給式空気呼吸器の使用のための訓練と認定
- e. 自給式空気呼吸器の補充の訓練と認定
- f. 自給式空気呼吸器の使用可否
- g. 自給式空気呼吸器を使用する作業員の是非
- h. 自給式空気呼吸器に関する保守記録
- i. 自給式空気呼吸器保守のための作業員の認定
- j. 自給式空気呼吸器点検作業を管理する手順書等
- k. “使用準備完了”な自給式空気呼吸器の最新試験結果

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

5.1 検査前準備にかかる留意事項

本検査運用ガイドで検査する検査項目に対する検査前準備情報を以下に記載する。

【確認する情報の例】

(1) 工学的管理状況(換気空調)の確認

- a. 放射線管理の基本マニュアル類
- b. 過去の放射線作業における内部被ばく実績及び検出された放射性物質の核種情報
- c. 内部被ばくの測定、管理を定めている要領類
- d. 管理区域の設定・解除の情報
- e. 管理区域内の区域区分、特別措置の情報
- f. 管理区域に係る放射線業務従事者の出入り管理、物品の搬出入管理の情報
- g. 放射線計測器、出入り管理設備等の校正及び管理状況の情報
- h. 過去の放射線管理に関する不適合管理情報
- i. マニュアル・手順等のレビュー状況を確認
- j. 中央制御室空調換気系等の保守管理計画及び実施状況
- k. フィルターの交換状況、性能評価

(2) 呼吸保護装置(全面マスク等)の使用・管理状況の確認

- a. 全面マスク等の性能評価
- b. 管理状況(配備数、場所等)
- c. 過去の放射線作業における内部被ばく実績
- d. 内部被ばくの測定・管理を定めている要領類

- b. 中央制御室と免震重要棟等の間の圧縮空気ボンベ。
- c. 自給式呼吸器の実使用。
- d. 事業者の自給式空気呼吸器の使用のための訓練と認定。
- e. 自給式空気呼吸器の補充の訓練と認定。
- f. 自給式空気呼吸器の使用可否。
- g. 自給式空気呼吸器を使用する作業員の是非。
- h. 自給式空気呼吸器に関する保守記録。
- i. 自給式空気呼吸器保守のための作業員の認定。
- j. 自給式空気呼吸器点検作業を管理する手順書等。
- k. “使用準備完了”な自給式空気呼吸器の最新試験結果。

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

5.1 検査前準備にかかる留意事項

本検査運用ガイドで検査する検査項目に対する検査前準備情報を以下に記載する。

【確認する情報の例】

(1) 工学的管理状況(換気空調)の確認

- a. 放射線管理の基本マニュアル類
- b. 過去の放射線作業における内部被ばく実績及び検出された放射性物質の核種情報
- c. 内部被ばくの測定、管理を定めている要領類
- d. 管理区域の設定・解除の情報
- e. 管理区域内の区域区分、特別措置の情報
- f. 管理区域に係る放射線業務従事者の出入り管理、物品の搬出入管理の情報
- g. 放射線計測器、出入り管理設備等の校正及び管理状況の情報
- h. 過去の放射線管理に関する不適合管理情報
- i. マニュアル・手順等のレビュー状況を確認
- j. 中央制御室空調換気系等の保守管理計画及び実施状況
- k. フィルターの交換状況、性能評価

(2) 呼吸保護装置(全面マスク等)の使用・管理状況の確認

- a. 全面マスク等の性能評価
- b. 管理状況(配備数、場所等)
- c. 過去の放射線作業における内部被ばく実績
- d. 内部被ばくの測定・管理を定めている要領類

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

e. 事故時の放出想定核種と緊急時放射線作業管理に関する、手順・要領

f. 呼吸保護装置(全面マスク等)の装着方法等の教育訓練資料

(3) 緊急時に使用する自給式呼吸器の管理状況の確認

a. 自給式呼吸器の性能評価

b. 管理状況(配備数、場所等)

c. 自給式呼吸器の装着方法等の教育訓練資料

(4) 問題の特定及び解決策における検査対象の選定

a. 不適合管理報告書

b. 不適合管理委員会議事録、指示文書等

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) 工学的管理状況の確認

a. **事業者等**が空气中放射性物質濃度を管理するための工学的管理として換気空調系統を適切に使用していることを確認する。

可能であれば、空气中放射性物質濃度の潜在性を緩和するために使用する1～2件の既設の換気空調系統を選択すること、また、換気流量、流路(吸込み及び排出の配置を含め)及び**フィルタユニット・チャコールユニット**の効率が、管理区域の空气中放射性物質濃度を、実施可能な範囲で管理区域の制限値よりも低く維持する上で整合していることを確認する。

b. 可能であれば、汚染区域における作業をサポートするために使用される1～2件の一時的換気空調系統の設定(高性能微粒子空気(HEPA)・チャコール負圧ユニット、下降気流テーブル、テント及び他の格納装置)を選択すること。これらのシステムの使用が**事業者等**の手順書及びALARAと整合していることを確認する。

c. 空气中放射性物質濃度の変化を監視及び警告するために、可搬型若しくは設置型のシステムを選択している場合、ALARAの制限値内に維持されることを確保するために、警報と設置点が**事業者等**の措置を促すために十分であることを確認する。

d. **事業者等**が、空气中ベータ線放射性核種(例:プルトニウム-241)、及びアルファ線放射性核種のレベル評価に関する基準値を確立していることを確認する。

e. 恒久的及び暫定的換気について、この検査項目の重点は、**事業者等**が呼吸保護の代わりに、実行可能な範囲で、工学的管理を使用していることを確認することである。現場での暫定的な換気の使用の効果性は、検査手順書に従って確認する。

f. 現場確認時においては、誤った流れによって空气中放射性物質濃度の高い管理区域から空气中放射性物質の無い区域に移動させる可能性のあるプラントの換気の流れの問題に注意する。

g. 不適切に維持管理された真空掃除機は、空气中放射性物質の無用な拡散・流出事象を発生させる原因となる。**事業者等**は真空掃除機が保守され、また評価されていない空气中放射性物質の放出源とならないことを確保するプログラムを持っていることを確認する。

h. 空气中放射性物質監視装置に係る手順について— 設定点の基準を決めるために、**事業者等**の空气中放射性物質監視計器の**校正**及び運転の設定手順書に基づき、適切に管理されていることを確認する。

i. **事業者等**の空气中放射性物質濃度に関するプログラムでは、過去の破損燃料事象によってプラント配管の腐食層又はプラントの他の区域に組込まれ、研削、溶接、又はその他の作業活動によっ

e. 事故時の放出想定核種と緊急時放射線作業管理に関する、手順・要領

f. 呼吸保護装置(全面マスク等)の装着方法等の教育訓練資料

(3) 緊急時に使用する自給式呼吸器の管理状況の確認

a. 自給式呼吸器の性能評価

b. 管理状況(配備数、場所等)

c. 自給式呼吸器の装着方法等の教育訓練資料

(4) 問題の特定及び解決策における検査対象の選定

a. 不適合管理報告書

b. 不適合管理委員会議事録、指示文書等

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) 工学的管理状況の確認

a. **事業者**が空气中放射性物質濃度を管理するための工学的管理として換気空調系統を適切に使用していることを確認する。

可能であれば、空气中放射性物質濃度の潜在性を緩和するために使用する1～2件の既設の換気空調系統を選択すること、また、換気流量、流路(吸込み及び排出の配置を含め)及び**フィルタユニット/チャコールユニット**の効率が、管理区域の空气中放射性物質濃度を、実施可能な範囲で管理区域の制限値よりも低く維持する上で整合していることを確認する。

b. 可能であれば、汚染区域における作業をサポートするために使用される1～2件の一時的換気空調系統の設定(高性能微粒子空気(HEPA)・チャコール負圧ユニット、下降気流テーブル、テント及び他の格納装置)を選択すること。これらのシステムの使用が**事業者**の手順書及びALARAと整合していることを確認する。

c. 空气中放射性物質濃度の変化を監視及び警告するために、可搬型若しくは設置型のシステムを選択している場合、ALARAの制限値内に維持されることを確保するために、警報と設置点が**事業者**の措置を促すために十分であることを確認する。

d. **事業者**が、空气中ベータ線放射性核種(例:プルトニウム-241)、及びアルファ線放射性核種のレベル評価に関する基準値を確立していることを確認する。

e. 恒久的及び暫定的換気について、この検査項目の重点は、**事業者**が呼吸保護の代わりに、実行可能な範囲で、工学的管理を使用していることを確認することである。現場での暫定的な換気の使用の効果性は、検査手順書に従って確認する。

f. 現場確認時においては、誤った流れによって空气中放射性物質濃度の高い管理区域から空气中放射性物質の無い区域に移動させる可能性のあるプラントの換気の流れの問題に注意する。

g. 不適切に維持管理された真空掃除機は、空气中放射性物質の無用な拡散・流出事象を発生させる原因となる。**事業者**は真空掃除機が保守され、また評価されていない空气中放射性物質の放出源とならないことを確保するプログラムを持っていることを確認する。

h. 空气中放射性物質監視装置に係る手順について— 設定点の基準を決めるために、**事業者**の空气中放射性物質監視計器の**校正**及び運転の設定手順書に基づき、適切に管理されていることを確認する。

i. **事業者**の空气中放射性物質濃度に関するプログラムでは、過去の破損燃料事象によってプラント配管の腐食層又はプラントの他の区域に組込まれ、研削、溶接、又はその他の作業活動によっ

記載の適正化(誤記)

て放出される空気中放射性物質のアルファ線放射体を考慮に入れるべきである。

i. 施設建屋の大物搬入口を開放した際に、負圧のバランスが崩れ、施設建屋から他の建屋に汚れた空気が逆流する可能性があることから、建屋内の負圧の維持に着目する必要がある。大物搬入口を開放時の運転員の操作手順、負圧の自動制御等を確認する。

(2) 呼吸保護装置(全面マスク等)の使用・管理状況の確認

a. 空気中放射性物質濃度を最小限にするために工学的管理を採用することが実際的でない状況に対しては、**事業者等**によって空気中放射性物質濃度が ALARA となるような呼吸保護装置を適切に使用していることを確認する。

b. 放射性物質の摂取を制限するために呼吸保護装置が使用されている場合には、使用可能であれば、**1～2**件の作業活動を選択すること、また、**事業者等**が、さらなる工学的管理が実際的ではなく、また呼吸保護装置の使用が ALARA に基づくものであると評価したことの適切性を確認する。

c. **事業者等**が、使用中の呼吸保護装置によって提供される保護(防護係数)のレベルが、少なくとも、**事業者等**の作業管理対策及び線量評価において想定されたものと同等に良好であることを検証する手段(通常生物学的検定法)を確立したことを確認する。

d. 放射性物質の摂取を制限するために使用される呼吸保護装置が、公的機関等(厚生労働省等)によって認定・承認の状況を確認する。面体とろ過材に検定合格標章が貼付されていることを確認する。呼吸保護装置が使用されている場合には、使用可能であれば、**1～2**件の作業活動を選択すること。装置が公的機関の認定・承認条件と整合性を以て使用されていることを確認する。

e. 着脱、及び適宜、装置の機能の点検状況を監視すること。また、**事業者等**とのインタビューを通じて、**事業者等**が装置を安全に使用方法及び装置の機能不全又は異例の事象(電源の喪失、空気の喪失など)に適切に対応する方法を検証すること。現場の観察が制限される場合は、その装置の使用者向けの訓練カリキュラムを確認すること、また、選ばれた**1～3**件の個人による装置使用の実演を要求すること。

f. 呼吸保護装置が、プラント内に適切に配置されて使用準備が整っていること、保管されている**5～10**件の呼吸保護装置を選択すること。装置の部材(マスク又はフード、ハーネス、エアライン、調整装置、酸素ボンベなど)の物理的状态を観察し、それぞれの定期点検の記録を確認すること。また、必要不可欠な機器(例えば、圧力調整器、吸入・呼吸弁、ホース接続金具)の保守記録を確認すること。部品の補修を指名された作業員が、業者の提供する訓練を受けていることを検証すること

g. **事業者等**の ALARA 評価の詳細のレベルと範囲は、放射線ハザードとバランスのとれたものであるべきである(内部・外部放射線被ばくの両方)。これらの評価もまた、放射性物質による被ばく以外の要素を考慮する必要がある(作業員の受理、汚染管理、熱応力など)。

h. 検査官は、これらの装置の使用に関する**事業者等**の決定と条件に関する特別の承認と共に発行された規制当局の安全評価を参照すべきである。

i. 公的機関(厚生労働省)等によって認定された呼吸保護装置及び設備は、認定番号の付いたラベルを貼付していることを確認する。認定番号は、呼吸保護具の特定の構成配置と適用に関して固有なものである。規制当局が発行した認定番号に従って列挙されていない交換部品を使用した場合には、例え、これらの部品が別の呼吸保護具への使用に対して認定されていても、その認定は無効である。

j. 空気の質と量 - コンプレッサを用いた呼吸空気供給のための空気摂取は、ガス又は他の汚染物質(例えば、洗浄液からの有毒な蒸気、窒素・ハロン消火システム、又はディーゼル機関の排

出される空気中放射性物質のアルファ線放射体を考慮に入れるべきである。

i. 施設建屋の大物搬入口を開放した際に、負圧のバランスが崩れ、施設建屋から他の建屋に汚れた空気が逆流する可能性があることから、建屋内の負圧の維持に着目する必要がある。大物搬入口を開放時の運転員の操作手順、負圧の自動制御等を確認する。

(2) 呼吸保護装置(全面マスク等)の使用・管理状況の確認

a. 空気中放射性物質濃度を最小限にするために工学的管理を採用することが実際的でない状況に対しては、**事業者**によって空気中放射性物質濃度が ALARA となるような呼吸保護装置を適切に使用していることを確認する。

b. 放射性物質の摂取を制限するために呼吸保護装置が使用されている場合には、使用可能であれば、**1～2**件の作業活動を選択すること、また、**事業者**が、さらなる工学的管理が実際的ではなく、また呼吸保護装置の使用が ALARA に基づくものであると評価したことの適切性を確認する。

c. **事業者**が、使用中の呼吸保護装置によって提供される保護(防護係数)のレベルが、少なくとも、**事業者**の作業管理対策及び線量評価において想定されたものと同等に良好であることを検証する手段(通常生物学的検定法)を確立したことを確認する。

d. 放射性物質の摂取を制限するために使用される呼吸保護装置が、公的機関等(厚生労働省等)によって認定・承認の状況を確認する。面体とろ過材に検定合格標章が貼付されていることを確認する。呼吸保護装置が使用されている場合には、使用可能であれば、**1～2**件の作業活動を選択すること。装置が公的機関の認定・承認条件と整合性を以て使用されていることを確認する。

e. 着脱、及び適宜、装置の機能の点検状況を監視すること。また、**事業者**とのインタビューを通じて、**事業者**が装置を安全に使用方法及び装置の機能不全又は異例の事象(電源の喪失、空気の喪失など)に適切に対応する方法を検証すること。現場の観察が制限される場合は、その装置の使用者向けの訓練カリキュラムを確認すること、また、選ばれた**1～3**件の個人による装置使用の実演を要求すること。

f. 呼吸保護装置が、プラント内に適切に配置されて使用準備が整っていること、保管されている**5～10**件の呼吸保護装置を選択すること。装置の部材(マスク又はフード、ハーネス、エアライン、調整装置、酸素ボンベなど)の物理的状态を観察し、それぞれの定期点検の記録を確認すること。また、必要不可欠な機器(例えば、圧力調整器、吸入・呼吸弁、ホース接続金具)の保守記録を確認すること。部品の補修を指名された作業員が、業者の提供する訓練を受けていることを検証すること

g. **事業者**の ALARA 評価の詳細のレベルと範囲は、放射線ハザードとバランスのとれたものであるべきである(内部・外部放射線被ばくの両方)。これらの評価もまた、放射性物質による被ばく以外の要素を考慮する必要がある(作業員の受理、汚染管理、熱応力など)。

h. 検査官は、これらの装置の使用に関する**事業者**の決定と条件に関する特別の承認と共に発行された規制当局の安全評価を参照すべきである。

i. 公的機関(厚生労働省)等によって認定された呼吸保護装置及び設備は、認定番号の付いたラベルを貼付していることを確認する。認定番号は、呼吸保護具の特定の構成配置と適用に関して固有なものである。規制当局が発行した認定番号に従って列挙されていない交換部品を使用した場合には、例え、これらの部品が別の呼吸保護具への使用に対して認定されていても、その認定は無効である。

j. 空気の質と量 - コンプレッサを用いた呼吸空気供給のための空気摂取は、ガス又は他の汚染物質(例えば、洗浄液からの有毒な蒸気、窒素・ハロン消火システム、又はディーゼル機関の排気)

気)が、呼吸する空気に混入されないことを確保するように、**事業者等**によって管理・監視されるべきである。

k. **事業者等**のパフォーマンスについて **一**検査官は、この領域における劣化が、**事業者等**の呼吸保護訓練における劣化及び人的パフォーマンス領域における分野横断的な問題をどの程度まで提示しているかを確認する。

l. 設備の保管、保守及び品質保証 — 品質保証のレベルは、呼吸保護装置の適用の安全上の重要性とバランスのとれたものであるべきである。検査官は、生命と健康に直接的に有害な低酸素又はその他の雰囲気の中で使用される呼吸保護装置に関して、呼吸のプログラムの安全上重要な要素(例えば、適合試験、訓練、待機救援者の提供、及び装置の配置構成)の適切な実施を検証すべきである。

(3) 緊急時に使用する自給式呼吸器の管理状況の確認

a. 保安規定、技術仕様書及び緊急時運転手順書等の要件に基づいて、緊急時の使用のためにプラント内の配置状況及び試験記録を確認すること。

b. 緊急状態時における中央制御室と免震重要棟等の中の圧縮空気ポンベの輸送に関する**事業者等**の能力を検査すること。また、圧縮空気ポンベに適切に空気が補充されていることを確認する。

c. 中央制御室当直班から少なくとも**3**人の当直員、及び、現在、緊急時任務(例えば、現場捜索救助任務)の担当から少なくとも**3**人を選ぶこと。

d. 中央制御室運転員及び他の緊急時対応と放射線防護の作業員(プラント内の捜索救助任務を任命された、又は緊急時運転手順書又は緊急時計画によって要求された)が、自給式空気呼吸器の使用のための訓練等を受け、適性認定されているか否かを確認すること。

e. 自給式空気呼吸器の補充を任命された作業員が、その仕事に関する訓練を受けて、適性認定されているか否かを確認すること。

f. 適切なサイズと種類のマスクが使用可能であることを検証すること。

g. 当直運転員**2**~**3**人を選び、彼等が顔をマスクでカバーするのを妨げるような顔に懸かる髪型でないことを検証すること。さらに、顔を適切にカバーできない状態となる眼鏡等を使用していないことを検証すること。

h. 事故状態時に運転員の活動をサポートするために使用される、また“使用準備完了”として指定されている自給式空気呼吸器に関する過去2年間の保守記録を確認すること。

i. 自給式空気呼吸器の保守又は補修が、適性認定された作業員によって実施されていることを検証すること。これらの重要な装置は、通常、圧力要求型空気調整器(安全弁等)及び低圧警報装置である。**(自主点検も加味すること)**。

j. 自給式空気呼吸器の点検作業を管理するための現場の保守手順書を確認すること、また、自給式空気呼吸器製造業者の推奨する点検手法との不整合点を全て特定すること。

k. “使用準備完了”として指定されている自給式空気呼吸器に関しては、要求された定期的なポンベの試験結果及び最新式であることを確認すること。

l. 一般に、検査は放射線緊急時の対応における自給式呼吸器の使用に対して重点を置くべきであって、消防隊の設備に対してではない。しかし、一部の領域においては重複部分があることがある。例えば、自給式呼吸器の管理一覧及び保守に関する消防隊の手順書にも、また、放射線緊急時に使用するために計画されたユニットが含まれていることがある。消防隊の設備に関して発生する問題は、本庁の火災防護関係の検査官と一緒に検討されるべきである。

m. 訓練プログラムが呼吸装置のポンベの取替え能力を維持していることを検証するために、**事業**

が、呼吸する空気に混入されないことを確保するように、**事業者**によって管理・監視されるべきである。

k. **事業者**のパフォーマンスについて **一**検査官は、この領域における劣化が、**事業者**の呼吸保護訓練における劣化及び人的パフォーマンス領域における分野横断的な問題をどの程度まで提示しているかを確認する。

l. 設備の保管、保守及び品質保証 — 品質保証のレベルは、呼吸保護装置の適用の安全上の重要性とバランスのとれたものであるべきである。検査官は、生命と健康に直接的に有害な低酸素又はその他の雰囲気の中で使用される呼吸保護装置に関して、呼吸のプログラムの安全上重要な要素(例えば、適合試験、訓練、待機救援者の提供、及び装置の配置構成)の適切な実施を検証すべきである。

(3) 緊急時に使用する自給式呼吸器の管理状況の確認

a. 保安規定、技術仕様書及び緊急時運転手順書等の要件に基づいて、緊急時の使用のためにプラント内の配置状況及び試験記録を確認すること。

b. 緊急状態時における中央制御室と免震重要棟等の中の圧縮空気ポンベの輸送に関する**事業者**の能力を検査すること。また、圧縮空気ポンベに適切に空気が補充されていることを確認する。

c. 中央制御室当直班から少なくとも**3**人の当直員、及び、現在、緊急時任務(例えば、現場捜索救助任務)の担当から少なくとも**3**人を選ぶこと。

d. 中央制御室運転員及び他の緊急時対応と放射線防護の作業員(プラント内の捜索救助任務を任命された、又は緊急時運転手順書又は緊急時計画によって要求された)が、自給式空気呼吸器の使用のための訓練等を受け、適性認定されているか否かを確認すること。

e. 自給式空気呼吸器の補充を任命された作業員が、その仕事に関する訓練を受けて、適性認定されているか否かを確認すること。

f. 適切なサイズと種類のマスクが使用可能であることを検証すること。

g. 当直運転員**2**~**3**人を選び、彼等が顔をマスクでカバーするのを妨げるような顔に懸かる髪型でないことを検証すること。さらに、顔を適切にカバーできない状態となる眼鏡等を使用していないことを検証すること。

h. 事故状態時に運転員の活動をサポートするために使用される、また“使用準備完了”として指定されている自給式空気呼吸器に関する過去2年間の保守記録を確認すること。

i. 自給式空気呼吸器の保守又は補修が、適性認定された作業員によって実施されていることを検証すること。これらの重要な装置は、通常、圧力要求型空気調整器(安全弁等)及び低圧警報装置である。**(自主点検も加味すること)**。

j. 自給式空気呼吸器の点検作業を管理するための現場の保守手順書を確認すること、また、自給式空気呼吸器製造業者の推奨する点検手法との不整合点を全て特定すること。

k. “使用準備完了”として指定されている自給式空気呼吸器に関しては、要求された定期的なポンベの試験結果及び最新式であることを確認すること。

l. 一般に、検査は放射線緊急時の対応における自給式呼吸器の使用に対して重点を置くべきであって、消防隊の設備に対してではない。しかし、一部の領域においては重複部分があることがある。例えば、自給式呼吸器の管理一覧及び保守に関する消防隊の手順書にも、また、放射線緊急時に使用するために計画されたユニットが含まれていることがある。消防隊の設備に関して発生する問題は、本庁の火災防護関係の検査官と一緒に検討されるべきである。

m. 訓練プログラムが呼吸装置のポンベの取替え能力を維持していることを検証するために、**事業**

者等が取替えを立証できることを確認する。

n. 自給式呼吸器の適切な試験は、安全上、一般的な呼吸保護具の適切な試験よりもさらに重要である。不適切な自給式呼吸器の使用は、顔カバーから過度な空気漏れを引き起こすことがある。このような漏れは、著しく自給式呼吸器のポンペの給気供用寿命を低下させ、作業員の安全とともに着用者の任務を脅かす可能性がある。

o. 呼吸保護具の製造業者（ベンダー）と許可取得者の手順書の差異について検討すること。

5.3 現場確認を行う際の視点

(1) 各換気空調系の差圧、流量等及びフィルターに損傷がないことを確認する。また、ダクトに腐食等がないことを確認する。ダクト外部及び内部の点検方法、点検頻度等を事業者等にインタビューし確認する。

(2) 呼吸保護装置（全面マスク等）の設置状況、個数、使用の可否等を確認する。また、当該装置の漏えいがないこと等の性能試験を事業者等が実施している際は、試験の状況、試験装置の保守管理状況を確認する。

(3) 自給式呼吸器の設置状況、個数、空気の充填状況等を確認する。

(4) 管理区域として設計されたプラント及び関連する換気系統又は監視装置（ダストモニタ等）の区域を特定するために、変更許可申請書、保安規定、技術仕様書等を確認する。

(5) 呼吸保護プログラム及び使用される装置の種類に関する変更許可申請書等を確認する。

(6) 緊急時の使用のために保管されている呼吸保護装置の場所と台数を特定するために変更許可申請書、技術仕様書、緊急時計画文書等を確認する。

(7) 自給式空気呼吸器を含む呼吸保護設の保守、検査及び使用に関する事業者等の手順書を確認する。更に空气中放射性物質に係る作業環境の保守に関する手順書を確認する。

(8) 核燃料物質等を非密封で取り扱う施設では、建屋内の空調設備による空気（流体）の流れを事業者等が把握していることを確認し、汚染発生時の空気の流れの上流、下流の把握ができる状況であることも確認する。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		<p>○運用の明確化</p> <p>①核燃料物質等を非密封で取り扱う施設における建屋内の空調設備による空気（流体）の流れについて、現場確認時の視点を追加（5.3 現場確認を行う際の視点）</p> <p>②建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化（表3 検査要件まとめ表）</p> <p>○記載の適正化</p>	

者等が取替えを立証できることを確認する。

n. 自給式呼吸器の適切な試験は、安全上、一般的な呼吸保護具の適切な試験よりもさらに重要である。不適切な自給式呼吸器の使用は、顔カバーから過度な空気漏れを引き起こすことがある。このような漏れは、著しく自給式呼吸器のポンペの給気供用寿命を低下させ、作業員の安全とともに着用者の任務を脅かす可能性がある。

o. 呼吸保護具の製造業者（ベンダー）と許可取得者の手順書の差異について検討すること。

5.3 現場確認を行う際の視点

(1) 各換気空調系の差圧、流量等及びフィルターに損傷がないことを確認する。また、ダクトに腐食等がないことを確認する。ダクト外部及び内部の点検方法、点検頻度等を事業者等にインタビューし確認する。

(2) 呼吸保護装置（全面マスク等）の設置状況、個数、使用の可否等を確認する。また、当該装置の漏えいがないこと等の性能試験を事業者等が実施している際は、試験の状況、試験装置の保守管理状況を確認する。

(3) 自給式呼吸器の設置状況、個数、空気の充填状況等を確認する。

(4) 管理区域として設計されたプラント及び関連する換気系統又は監視装置（ダストモニタ等）の区域を特定するために、変更許可申請書、保安規定、技術仕様書等を確認する。

(5) 呼吸保護プログラム及び使用される装置の種類に関する変更許可申請書等を確認する。

(6) 緊急時の使用のために保管されている呼吸保護装置の場所と台数を特定するために変更許可申請書、技術仕様書、緊急時計画文書等を確認する。

(7) 自給式空気呼吸器を含む呼吸保護設の保守、検査及び使用に関する事業者等の手順書を確認する。更に空气中放射性物質に係る作業環境の保守に関する手順書を確認する。

（新設）

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

記載の適正化（誤記）

運用の明確化

- ・現場確認を行う際の視点追加
- ・核燃視点として、現場確認時の視点到追加（クリーンアップ時の内部被ばく防止

記載の適正化（誤記）

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78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号、第9号及び第11号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第7号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号

表2 関連する技術基準規則条項

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78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10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条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号、第9号及び第11号並びに同条第2項第8号、第10号及び第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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第8号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

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、第41条及び第43条
研究開発段階発電用原子炉施設	第33条、第40条及び第42条
試験研究用等原子炉施設	第15条、第17条、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、第70条で準用する第31条
再処理施設	第21条、第26条及び第28条
加工施設	第19条、第21条及び第23条
使用済燃料貯蔵施設	第18条、第20条及び第22条
特定廃棄物管理施設	第16条、第19条及び第21条
特定第一種廃棄物埋設施設	第16条、第19条及び第21条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第9条、第19条、第20条及び第23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	空气中放射性物質の管理と低減	2年※	3以上	45	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	空气中放射性物質の管理と低減	2年※	3以上	45	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、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	空气中放射性物質の管理と低減(熱出力500kw以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
02	空气中放射性物質の管理と低減(熱出力500kw以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
03	空气中放射性物質の管理と低減(熱出力500kw未満)	必要に応じて	—	—	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

※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

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	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	空气中放射性物質の管理と低減	2年	3以上	45	チーム

(追加)

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	空气中放射性物質の管理と低減	2年	3以上	45	チーム

(追加)

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	空气中放射性物質の管理と低減(熱出力500kw以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
02	空气中放射性物質の管理と低減(熱出力500kw以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
03	空气中放射性物質の管理と低減(熱出力500kw未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	空气中放射性物質の管理と低減	2年	3以上	45	チーム

記載の適正化(誤記) ※実用発電用原子炉施設の技術基準規則第42条は、生体遮蔽等に係る要求を規定しており、本ガイドの目的には含まれないことから削除。他の原子力施設についても同様部分を削除。

記載の適正化(誤記)

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	空气中放射性物質の管理と低減	2年※	3以上	45	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	空气中放射性物質の管理と低減(MOX加工)	2年※	2以上	30	チーム
02	空气中放射性物質の管理と低減(ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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
01	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	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	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	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	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	チーム

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	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	チーム

(追加)

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	空气中放射性物質の管理と低減(MOX加工)	2年	2以上	30	チーム
02	空气中放射性物質の管理と低減(ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

(追加)

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	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	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	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	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	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	チーム

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	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	チーム

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

基本検査運用ガイド
放射性気体・液体廃棄物の管理
(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 放射性気体・液体廃棄物の管理 (BR0050_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（<u>昭和32年法律第166号</u>。以下「法」という。）第<u>61</u>条の2の2第1項第<u>4</u>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、表<u>1</u>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（以下「事業所等」という。）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。）に係る気体及び液体の放射性廃棄物管理の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>3</u>号イで規定される事項（保安規定）のうち、表<u>1</u>に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>2</u>号で規定する事項（<u>技術上の基準の遵守</u>）のうち、表<u>2</u>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、放射性物質による汚染の防止等の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<u>確認する。</u></p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 放射性気体・液体廃棄物の放出管理に関わる施設の全てのシステム・機器並びに<u>事業者等</u>の放出管理プロセスが検査対象となりうるが、本検査では限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、それら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。なお、サンプル選定に際しては、安全系・非安全系の区分に係わらず、検査実施時点でのシステム・機器並びに<u>事業者等</u>の放出管理プロセスの安全上の重要度を考慮する。</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 放射性気体・液体廃棄物の管理 (BR0050_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：「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」<u>（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工）</u> 「従業員に対する放射線安全」「公衆に対する放射線安全」<u>（貯蔵、管理、埋設、使用）</u> 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（以下「法」という。）第<u>6 1</u>条の2の2第1項<u>4</u>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、表<u>1</u>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（以下「事業所等」という。）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（<u>以下</u>、「機能の保全の措置」という。）に係る気体及び液体の放射性廃棄物管理の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項<u>3</u>号イで規定される事項（保安規定）のうち、表<u>1</u>に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第61条の<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>2</u>号で規定する事項（<u>技術上の基準の遵守</u>）のうち、表<u>2</u>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、放射性物質による汚染の防止等の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<u>確認していくものと</u> <u>する。</u></p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 放射性気体・液体廃棄物の放出管理に関わる施設の全てのシステム・機器並びに<u>事業者</u>の放出管理プロセスが検査対象となりうるが、本検査では限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、それら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。なお、サンプル選定に際しては、安全系・非安全系の区分に係わらず、検査実施時点でのシステム・機器並びに<u>事業者</u>の放出管理</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）※BR0040との横並び</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

本検査では以下の項目を着目することで、**事業者等**が放射性気体・液体廃棄物の放出管理システム・機器の機能の維持、並びに放射性気体・液体廃棄物の放出管理プロセスの維持を適切に実施していることを確認する。その結果、システム・機器の動作が疑われる状態、並びに放出管理プロセスの適切な遂行が疑われる状態が検知された場合については、本検査において、その後の**事業者等**の適切な対応を確認する。

- (1) 校正・試験プログラム
- (2) サンプルングと分析
- (3) 計装と設備の維持管理
- (4) 周辺公衆の被ばく線量評価

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

(1) 放射線管理等報告書等の確認と検査計画の立案

検査を実施する前に関連文書及び記録を確認による準備作業を行う。

4.2 検査実施

本検査では、**事業者等**の行う放射性気体・液体廃棄物の放出管理に係る活動を監視するために以下について確認を行う。

(1) 校正・試験プログラム

a. 監視計装設備

(2) サンプルングと分析

a. サンプルングに係る管理、手法、分析、品質等

(3) 計装と設備の維持管理

a. 放射性気体廃棄物

(a) 放射性気体廃棄物放出流量計測装置

(b) フィルタ設備

(c) 事故時放射線モニタ

b. 放射性液体廃棄物

(a) 放射性液体廃棄物放出流量計測装置

プロセスの安全上の重要度を考慮する。

本検査では以下の項目を着目することで、**事業者**が放射性気体・液体廃棄物の放出管理システム・機器の機能の維持、並びに放射性気体・液体廃棄物の放出管理プロセスの維持を適切に実施していることを確認する。その結果、システム・機器の動作が疑われる状態、並びに放出管理プロセスの適切な遂行が疑われる状態が検知された場合については、本検査において、その後の**事業者**の適切な対応を確認する。

- (1) 校正・試験プログラム
- (2) サンプルングと分析
- (3) 計装と設備の維持管理
- (4) 周辺公衆の被ばく線量評価

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

(1) 放射線管理等報告書等の確認と検査計画の立案

検査を実施する前に関連文書及び記録を確認による準備作業を行う。

4.2 検査実施

本検査では、**事業者**の行う放射性気体・液体廃棄物の放出管理に係る活動を監視するために以下について確認を行う。

(1) 校正・試験プログラム

a. 監視計装設備

(2) サンプルングと分析

a. サンプルングに係る管理、手法、分析、品質等

(3) 計装と設備の維持管理

a. 放射性気体廃棄物

(a) 放射性気体廃棄物放出流量計測装置

(b) フィルタ設備

(c) 事故時放射線モニタ

b. 放射性液体廃棄物

(a) 放射性液体廃棄物放出流量計測装置

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

(4) 周辺公衆の被ばく線量評価

- a. 放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う前回の放射線管理等 **報告書**
- b. 通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う予測 **線量**
- c. 通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う **記録**
- d. 異常な放出が放射線モニタで監視できていることの **確認**

(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

5.1 サンプル選定に関連する検査対象となる設備

5.1.1 発電炉

以下に、本検査においてサンプルの対象となる発電炉の設備例を示す。

(1) 放射性気体廃棄物

- a. 放射性気体廃棄物処理設備
放射性気体廃棄物のろ過・減衰・希釈を含めた処理設備から放出口に至る配管及び排気筒。
- b. 換気空調設備
管理区域である各建屋及び各フロアの吸気口から排気ファンを経由し排気筒までの空調設備、ダクト、配管等の各機器
- c. 監視計装設備
放射性気体廃棄物の放出管理に係る放射線計測設備で、排気筒の排出する気体を連続的に放

(4) 周辺公衆の被ばく線量評価

- a. 放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う前回の放射線管理等 **報告書**。
- b. 通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う予測 **線量**。
- c. 通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う **記録**。
- d. 異常な放出が放射線モニタで監視できていることの **確認**。

(5) 設備のウォークダウンと聴取

設備のウォークダウンと聴取では、選定した機器及び設備について、放出管理測定記録や放出許可記録を用い事業者の保守部門（施設担当者）と技術部門（放射線管理部門）の職員と同行し、以下の状況を確認する。

- a. 選定した検査対象設備の配置、系統構成及び接続が設計図書（設置許可書・事業許可書など）どおりであることを実物確認によって行い、無許可改造や偽装が行われていないことを確認する。
- b. 放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び換気空調設備の運転状況について、維持管理記録を基に運転状況を確認する。
- c. 放出管理測定記録や放出許可記録を用いどこで、どのようにサンプリングしたのかを確認する。

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

5.1 サンプル選定に関連する検査対象となる設備

5.1.1 発電炉

以下に、本検査においてサンプルの対象となる発電炉の設備例を示す。

(1) 放射性気体廃棄物

- a. 放射性気体廃棄物処理設備
放射性気体廃棄物のろ過・減衰・希釈を含めた処理設備から放出口に至る配管及び排気筒。
- b. 換気空調設備
管理区域である各建屋及び各フロアの吸気口から排気ファンを経由し排気筒までの空調設備、ダクト、配管等の各機器
- c. 監視計装設備
放射性気体廃棄物の放出管理に係る放射線計測設備で、排気筒の排出する気体を連続的に放

記載の適正化（誤記）※5.4(1)に同じ内容が書かれているため削除

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

射線測定している放射線測定設備やサンプリング装置及び集塵装置を含む配管及び流量計測設備等

<BWR>

- (a) 復水器空気抽出器排ガス系
- (b) 原子炉建屋換気系（排気）
- (c) タービン建屋換気系（排気）
- (d) 廃棄物処理建屋換気系（排気）
- (e) 非常用ガス処理系

<PWR>

- (a) 窒素廃ガス処理系（ガス減衰タンク含む）
- (b) 水素廃ガス処理系（水素再結合ガス減衰タンク含む）
- (c) 格納容器空調装置（格納容器排気系統）
- (d) 補助建屋換気空調設備（補助建屋排気系統）
- (e) アニュラス空気浄化設備
- (f) 安全補機室空気浄化設備

上記のような気体廃棄物処理設備及び換気空調設備。

(2) 放射性液体廃棄物

a. 放射性液体廃棄物処理設備

放射性液体廃棄物のろ過・減衰・希釈を含めた処理設備から放出口に至る配管、タンク、サンプルポンプ、排出ポンプ。

b. 監視計装設備

放射性液体廃棄物の放出管理に係る放射線計測設備で、放出口から放出する液体を連続的に放射線測定している放射線測定設備やサンプリング設備及び分析装置。

- (a) 機器ドレン系（廃液収集タンク、廃液収集ポンプ、廃液ろ過器、廃液脱塩器、廃液サンプルタンク、廃液サンプルポンプ、廃液サージタンク、廃液サージポンプ等）
- (b) 床ドレン系（床ドレン収集タンク、床ドレン収集ポンプ、床ドレンろ過器、床ドレンサージタンク、床ドレン濃縮器給液ポンプ、床ドレン濃縮器、床ドレン濃縮器復水器、凝縮水貯蔵タンク、凝縮水移送ポンプ、床ドレン脱塩器、床ドレンサンプルタンク、床ドレンサンプルポンプ等）
- (c) 再生廃液系（廃液中和タンク、廃液中和ポンプ、廃液濃縮器給液ポンプ、廃液濃縮器、廃液濃縮器復水器等）
- (d) シャワードレン系（シャワードレン受タンク、シャワードレン移送ポンプ、シャワードレンタンク、シャワードレンポンプ等）
- (e) サプレッションプール水サージタンク
- (f) 放射線モニタ（液体廃棄物処理系排水モニタ、水モニタ等）

上記のような液体廃棄物処理設備。

5.1.2 核燃料施設

以下に、本検査においてサンプルの対象となる核燃料施設の設備例を示す。

(1) 放射性気体廃棄物

射線測定している放射線測定設備やサンプリング装置及び集塵装置を含む配管及び流量計測設備等

<BWR>

- (a) 復水器空気抽出器排ガス系
- (b) 原子炉建屋換気系（排気）
- (c) タービン建屋換気系（排気）
- (d) 廃棄物処理建屋換気系（排気）
- (e) 非常用ガス処理系

<PWR>

- (a) 窒素廃ガス処理系（ガス減衰タンク含む）
- (b) 水素廃ガス処理系（水素再結合ガス減衰タンク含む）
- (c) 格納容器空調装置（格納容器排気系統）
- (d) 補助建屋換気空調設備（補助建屋排気系統）
- (e) アニュラス空気浄化設備
- (f) 安全補機室空気浄化設備

上記のような気体廃棄物処理設備及び換気空調設備。

(2) 放射性液体廃棄物

a. 放射性液体廃棄物処理設備

放射性液体廃棄物のろ過・減衰・希釈を含めた処理設備から放出口に至る配管、タンク、サンプルポンプ、排出ポンプ。

b. 監視計装設備

放射性液体廃棄物の放出管理に係る放射線計測設備で、放出口から放出する液体を連続的に放射線測定している放射線測定設備やサンプリング設備及び分析装置。

- (a) 機器ドレン系（廃液収集タンク、廃液収集ポンプ、廃液ろ過器、廃液脱塩器、廃液サンプルタンク、廃液サンプルポンプ、廃液サージタンク、廃液サージポンプ等）
- (b) 床ドレン系（床ドレン収集タンク、床ドレン収集ポンプ、床ドレンろ過器、床ドレンサージタンク、床ドレン濃縮器給液ポンプ、床ドレン濃縮器、床ドレン濃縮器復水器、凝縮水貯蔵タンク、凝縮水移送ポンプ、床ドレン脱塩器、床ドレンサンプルタンク、床ドレンサンプルポンプ等）
- (c) 再生廃液系（廃液中和タンク、廃液中和ポンプ、廃液濃縮器給液ポンプ、廃液濃縮器、廃液濃縮器復水器等）
- (d) シャワードレン系（シャワードレン受タンク、シャワードレン移送ポンプ、シャワードレンタンク、シャワードレンポンプ等）
- (e) サプレッションプール水サージタンク
- (f) 放射線モニタ（液体廃棄物処理系排水モニタ、水モニタ等）

上記のような液体廃棄物処理設備。

(新設)

運用の明確化
・核燃料施設において、サンプルの

<p>a. <u>放射性気体廃棄物処理設備</u> 放射性気体廃棄物のろ過・減衰・希釈を含めた処理設備から放出口に至る配管及び排気筒</p> <p>b. <u>換気空調設備</u> 管理区域である各建屋及び各フロアの吸気口から排気ファンを経由し排気筒までの空調設備、ダクト、配管等の各機器</p> <p>c. <u>監視計装設備</u> 放射性気体廃棄物の放出管理に係る放射線計測設備で、排気筒の排出する気体を連続的に放射線測定している放射線測定設備やサンプリング装置及び集塵装置を含む配管及び流量計測設備等</p> <p>(a) <u>建屋排気系統</u> (b) <u>設備排気系統</u> (c) <u>セル排気系統</u> (d) <u>換気系統</u> (e) <u>気体廃棄物保管設備</u> 上記のような気体廃棄物処理設備及び換気空調設備</p> <p>(2) <u>放射性液体廃棄物</u></p> <p>a. <u>放射性液体廃棄物処理設備</u> 放射性液体廃棄物のろ過・減衰・希釈を含めた処理設備から放出口に至る配管、タンク、サンプルタンク、排出ポンプ</p> <p>b. <u>監視計装設備</u> 放射性液体廃棄物の放出管理に係る放射線計測設備で、放出口から放出する液体を連続的に放射線測定している放射線測定設備やサンプリング設備及び分析装置</p> <p>(a) <u>排水系統の貯槽類及び配管</u> (b) <u>送水ポンプ及び機器</u> (c) <u>サンプルタンク及びポンプ</u> (d) <u>海洋放出管及び放出口</u> (e) <u>液体廃棄物保管設備</u> 上記のような液体廃棄物処理設備</p>		<p>対象となる核燃料 施設の設備例の充 実</p>
<p>5.2 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) <u>放射線管理等報告書等の確認と検査計画の立案</u> 以下の関連文書及び記録を確認による準備作業を行う。</p> <p>a. <u>前回検査以降の事業者等</u>が実施した放射性気体・液体廃棄物の放出に関する記録及び報告書（放出管理月報、四半期放出管理報告、放射線管理等報告書、放射性気体・液体廃棄物の放出管理記録、放射性気体・液体廃棄物の放出許可記録等）が検査対象に含まれていること。</p> <p>b. <u>放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び放射性気体・液体廃棄物の放出系統図等の設計図書（設置又は事業（変更）許可申請書等）</u></p> <p>c. <u>前回検査以降で、事業者等</u>が実施した放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び換気空調設備の維持管理記録及びサーベランス記録</p>	<p>5.2 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) <u>放射線管理等報告書等の確認と検査計画の立案</u> 以下の関連文書及び記録を確認による準備作業を行う。</p> <p>a. <u>前回検査以降の事業者</u>が実施した放射性気体・液体廃棄物の放出に関する記録及び報告書（放出管理月報、四半期放出管理報告、放射線管理等報告書、放射性気体・液体廃棄物の放出管理記録、放射性気体・液体廃棄物の放出許可記録等）が検査対象に含まれていること。</p> <p>b. <u>放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び放射性気体・液体廃棄物の放出系統図などの設計図書（設置許可書など）</u></p> <p>c. <u>前回検査以降で、事業者</u>が実施した放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び換気空調設備の維持管理記録及びサーベランス記録</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>

- d. 前回検査以降で、放射性気体・液体廃棄物の管理に関する**事業者等**が報告している事故・トラブル情報・報告等
- e. **事業者等**が定める放射性気体・液体廃棄物処理運転及び監視計装設備による監視及び放射性物質濃度測定・サンプル採取と分析、監視計装設備の警報設定及び被ばく線量計算について定めているマニュアル類
- f. 重大事故が発生した場合に放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視測定する設備に関する設計図書及び維持管理記録

5.3 検査に対する留意事項

5.3.1 全体的な着目点

- (1) 放射性気体・液体廃棄物処理設備及び監視計装設備（放出管理・監視する放射線モニタ）が適切に維持され、**原子力施設**周辺の一般公衆の被ばくの観点から放射性物質の放出管理が適切に管理されていることを確認する。
- (2) 放射性気体・液体廃棄物の監視計装設備が**供用**除外においても、放射性気体・液体廃棄物の放出に係る規制要件に適合するよう管理手順が定まっていることを確認する。
- (3) **事業者等**が適切な放射性気体・液体廃棄物の放出管理を実施するため、放射性気体・液体廃棄物のサンプリング方法、分析・測定、評価方法及び（放射性気体廃棄物の放出管理において放出許可を実施していない場合を除き）放出許可に係る管理システムに関する手順を定め、運用管理が実施されていることを確認する。また、排気筒以外の放射性気体廃棄物の放出においても、適切な放出量の評価が実施できていることを確認する。
- (4) 放射性気体・液体廃棄物の放出による**原子力施設**周辺の一般公衆の被ばく線量に係る計算及び予測の適切性を確認する。

5.3.2 検査実施における着目点

(1) 校正・試験プログラム

a. 監視計装設備

- (a) 監視計装設備の校正・試験プログラムについて、警報設定点、校正及び機能試験が設計図書（**設置又は事業（変更）許可申請書等**）の規格に適合していることを確認する。
- (b) 監視計装設備等の警報設定点等が変更された場合には、その根拠を確認し変更が適切であることを確認する。
- (c) 測定装置が正しく校正されていない場合には、測定器としての適用性、及び被ばくに対する実際の影響との可能性を確認するとともに、管理又は緊急時対策の面での影響を評価すること。また、この不備が**事業者等**の是正処置プログラムに登録されていることを確認すること。

(2) サンプリングと分析

- a. 選定した試料採取作業が確実に代表的なサンプルが得られるように適切な管理対策が実施されていることを確認する。
- b. 監視計装設備の供用除外において、放射性気体・液体廃棄物の放出に係る管理対策が整備され、それらの管理対策が監視されていない放射性気体・液体廃棄物の放出を防止するのに適

- d. 前回検査以降で、放射性気体・液体廃棄物の管理に関する**事業者**が報告している事故・トラブル情報・報告等
- e. **事業者**が定める放射性気体・液体廃棄物処理運転及び監視計装設備による監視及び放射性物質濃度測定・サンプル採取と分析、監視計装設備の警報設定及び被ばく線量計算について定めているマニュアル類
- f. 重大事故が発生した場合に放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視測定する設備に関する設計図書及び維持管理記録

5.3 検査に対する留意事項

5.3.1 全体的な着目点

- (1) 放射性気体・液体廃棄物処理設備及び監視計装設備（放出管理・監視する放射線モニタ）が適切に維持され、**発電所**周辺の一般公衆の被ばくの観点から放射性物質の放出管理が適切に管理されていることを確認する。
- (2) 放射性気体・液体廃棄物の監視計装設備が**共用**除外においても、放射性気体・液体廃棄物の放出に係る規制要件に適合するよう管理手順が定まっていることを確認する。
- (3) **事業者**が適切な放射性気体・液体廃棄物の放出管理を実施するため、放射性気体・液体廃棄物のサンプリング方法、分析・測定、評価方法及び（放射性気体廃棄物の放出管理において放出許可を実施していない場合を除き）放出許可に係る管理システムに関する手順を定め、運用管理が実施されていることを確認する。また、排気筒以外の放射性気体廃棄物の放出においても、適切な放出量の評価が実施できていることを確認する。
- (4) 放射性気体・液体廃棄物の放出による**発電所**周辺の一般公衆の被ばく線量に係る計算及び予測の適切性を確認する。

5.3.2 検査実施における着目点

(1) 校正・試験プログラム

a. 監視計装設備

- (a) 監視計装設備の校正・試験プログラムについて、警報設定点、校正及び機能試験が設計図書（**設置許可書等**）の規格に適合していることを確認する。
- (b) 監視計装設備等の警報設定点等が変更された場合には、その根拠を確認し変更が適切であることを確認する。
- (c) 測定装置が正しく校正されていない場合には、測定器としての適用性、及び被ばくに対する実際の影響との可能性を確認するとともに、管理又は緊急時対策の面での影響を評価すること。また、この不備が**事業者**の是正処置プログラムに登録されていることを確認すること。

(2) サンプリングと分析

- a. 選定した試料採取作業が確実に代表的なサンプルが得られるように適切な管理対策が実施されていることを確認する。
- b. 監視計装設備の供用除外において、放射性気体・液体廃棄物の放出に係る管理対策が整備され、それらの管理対策が監視されていない放射性気体・液体廃棄物の放出を防止するのに適切

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

切であることを確認する。また、排気筒以外の場所において換気を行う場合において、適切な防護措置がとられ、監視されていない放射性気体廃棄物の放出を防止するのに適切であることを確認する。

c. 前回検査以降の補償サンプリングの実施頻度について確認する。

d. 放射性気体・液体廃棄物処理に係る試料の採取や分析を含む放出処理については、当該作業に係る**事業者等**の活動を**確認**する。

e. 第三者機関が実施した分析結果とのクロスチェックによって**事業者等**の分析品質を**確認**する。

f. 代表的なサンプリングに影響を及ぼす可能性があるサンプリングシステム（放射性気体廃棄物については等速サンプリング、湿度、温度管理、放射性液体廃棄物については試料採取前の攪拌運転等）に関する評価を行うこと。

g. 監視計装設備の供用除外における管理対策が当該監視計装設備が監視している系統の放射性気体・液体廃棄物の放出停止である場合、放射性気体・液体廃棄物の放出が確実に停止できることを確認する。管理対策が補償サンプリングによる場合、サンプリングの有効性について評価すること。また、放射性気体廃棄物の放出において排気筒以外の場所で換気する場合、補償サンプリングが確実に行われるように管理対策が整備され、実施されていることを確認する。

h. 補償サンプリングが日常的に実施され、当該の排気筒モニタ又は排水モニタ等が不動作の状態が継続している場合、**事業者等**の保全活動に着目すること。

i. 放射性気体・液体廃棄物の試料の採取及び分析作業を含む通常処理及び放出許可を実施している場合における放出許可の活動を**確認**する。活動の**確認**において、適切な処理設備の使用、適切な手順に基づき活動されていることを**確認**する。

j. 放射線環境監視プログラムのガイドに基づき分析品質のクロスチェックが同一年度内に実施されている場合、その結果を参照する。

(3) 計装と設備の維持管理

a. 放射性気体廃棄物

(a) 放射性気体廃棄物放出流量計測装置

事業者等の排気筒における放出流量の測定方法を確認する。次に、確認した流量が設計図書（**設置又は事業（変更）許可申請書等**）と一致していることを確認する。

(b) フィルタ設備

前回検査以降における総合除去効率に係る試験結果が、設計図書（**保安規定等**）の要求を満足していることを確認する。

(c) 事故時放射線モニタ

監視計装設備のうち、事故時の放射性物質濃度を測定する放射線モニタ等から2系統を選定し、当該測定装置が校正され、使用可能状態であることを確認する。次に、**事業者等**が、事故時の高濃度の放射性ヨウ素及び粒子状物質を含む気体をサンプリングする能力を備えていることを確認する。

(d) 流量測定装置（**ピトー管等**）の保守管理が適切に実施されていること。放出放射能評価や

であることを確認する。また、排気筒以外の場所において換気を行う場合において、適切な防護措置がとられ、監視されていない放射性気体廃棄物の放出を防止するのに適切であることを確認する。

c. 前回検査以降の補償サンプリングの実施頻度について確認する。

d. 放射性気体・液体廃棄物処理に係る試料の採取や分析を含む放出処理については、当該作業に係る**事業者**の活動を**確認**する。

e. 第三者機関が実施した分析結果とのクロスチェックによって**事業者**の分析品質を**確認**する。

f. 代表的なサンプリングに影響を及ぼす可能性があるサンプリングシステム（放射性気体廃棄物については等速サンプリング、湿度、温度管理、放射性液体廃棄物については試料採取前の攪拌運転**など**）に関する評価を行うこと。

g. 監視計装設備の供用除外における管理対策が当該監視計装設備が監視している系統の放射性気体・液体廃棄物の放出停止である場合、放射性気体・液体廃棄物の放出が確実に停止できることを確認する。管理対策が補償サンプリングによる場合、サンプリングの有効性について評価すること。また、放射性気体廃棄物の放出において排気筒以外の場所で換気する場合、補償サンプリングが確実に行われるように管理対策が整備され、実施されていることを確認する。

h. 補償サンプリングが日常的に実施され、当該の排気筒モニタ又は排水モニタ等が不動作の状態が継続している場合、**事業者**の保全活動に着目すること。

i. 放射性気体・液体廃棄物の試料の採取及び分析作業を含む通常処理及び放出許可を実施している場合における放出許可の活動を**確認**する。活動の**確認**において、適切な処理設備の使用、適切な手順に基づき活動されていることを**確認**する。

j. 放射線環境監視プログラムのガイドに基づき分析品質のクロスチェックが同一年度内に実施されている場合、その結果を参照する。

(3) 計装と設備の維持管理

a. 放射性気体廃棄物

(a) 放射性気体廃棄物放出流量計測装置

事業者の排気筒における放出流量の測定方法を確認する。次に、確認した流量が設計図書（**設置許可書など**）と一致していることを確認する。

(b) フィルタ設備

前回検査以降における総合除去効率に係る試験結果が、設計図書（**保安規定など**）の要求を満足していることを確認する。

(c) 事故時放射線モニタ

監視計装設備のうち、事故時の放射性物質濃度を測定する放射線モニタ等から2系統を選定し、当該測定装置が校正され、使用可能状態であることを確認する。次に、**事業者**が、事故時の高濃度の放射性ヨウ素及び粒子状物質を含む気体をサンプリングする能力を備えていることを確認する。

(d) 流量測定装置（**ピトー管など**）の保守管理が適切に実施されていること。放出放射能評価

記載の適正化（誤記）

公衆被ばく線量評価において、排気筒における放出流量を排気ファンの定格風量を用いている場合、各排気系統の風量が設計風量を上回っていることを維持管理記録等によって確認する。また、入手可能であれば、排気筒の流量に関する過去の傾向をレビューし、測定装置内の流れの制約又は排気ファン、モータの問題を示す可能性がある顕著な変動について確認する。

(e) 非常用ガス処理系（BWR）及び格納容器・補助建屋換気系（PWR）等、設計図書（保安規定など）で規定しているフィルタ設備に関する前回検査以降の総合除去効率に係る試験結果を確認する。なお、フィルタ設備の検査において、他の検査運用ガイドに基づいて実施されている場合、その検査の結果を参照する。

(f) 事業者等の事故時放射線モニタに係る校正作業が事業者等の定めたマニュアルに従って実施されていること及び事故時に対応できる状態であることを確認する。

b. 放射性液体廃棄物

(a) 放射性液体廃棄物放出流量計測装置

事業者等の排水放水量における放出流量の測定方法を確認する。

(b) 放出流量測定装置の保守管理が適切に実施されていること。放水口における放出流量を海水ポンプ及び循環水ポンプの定格容量と運転台数の積で放出流量（希釈流量）としている場合、各ポンプの流量が定格流量となっていることを維持管理記録等によって確認する。

(4) 周辺公衆の被ばく線量評価

下記の確認項目において自ら線量計算を実施する等してレビューし、事業者等の線量計算方法に問題がないことを確認する。

a. 放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う前回の放射線管理等報告書の放射性物質濃度と比較し、大きな差違が認められた場合は要因を評価するとともに、差異について事業者等が合理的な説明ができない場合は、事業者等に再評価を実施させる。

b. 通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う予測線量が正確であることを確認する。

c. 前項で確認した通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う記録（月ごと、四半期ごと、年間）が放出管理基準値内であることを確認する。

d. 放射性気体・液体廃棄物の計画外の放出事象にあつては、異常な放出が放射線モニタで監視できていることを確認する。また、放射線モニタの計画外停止等不作動な状態で放出が起きた場合、当該放出に関する評価が実施されていることを確認する。

5.4 設備のウォークダウンによる検査を行う際の視点

(1) 設備のウォークダウンと聴取

設備のウォークダウンと聴取では、選定した機器及び設備について、放出管理測定記録や放出許可記録を用い事業者等の保守部門（施設担当者）と技術部門（放射線管理部門）の職員と同行し、以下の状況を確認する。

a. 選定した検査対象設備の配置、系統構成及び接続が設計図書（設置又は事業（変更）許可申請書等）どおりであることを実物確認によって行い、無許可改造や偽装が行われていないことを確

や公衆被ばく線量評価において、排気筒における放出流量を排気ファンの定格風量を用いている場合、各排気系統の風量が設計風量を上回っていることを維持管理記録等によって確認する。また、入手可能であれば、排気筒の流量に関する過去の傾向をレビューし、測定装置内の流れの制約又は排気ファン、モータの問題を示す可能性がある顕著な変動について確認する。

(e) 非常用ガス処理系（BWR）及び格納容器・補助建屋換気系（PWR）など、設計図書（保安規定など）で規定しているフィルタ設備に関する前回検査以降の総合除去効率に係る試験結果を確認する。なお、フィルタ設備の検査において、他の検査運用ガイドに基づいて実施されている場合、その検査の結果を参照する。

(f) 事業者の事故時放射線モニタに係る校正作業が事業者の定めたマニュアルに従って実施されていること及び事故時に対応できる状態であることを確認する。

b. 放射性液体廃棄物

(a) 放射性液体廃棄物放出流量計測装置

事業者の排水放水量における放出流量の測定方法を確認する。

(b) 放出流量測定装置の保守管理が適切に実施されていること。放水口における放出流量を海水ポンプ及び循環水ポンプの定格容量と運転台数の積で放出流量（希釈流量）としている場合、各ポンプの流量が定格流量となっていることを維持管理記録等によって確認する。

(4) 周辺公衆の被ばく線量評価

下記の確認項目において自ら線量計算を実施する等してレビューし、事業者の線量計算方法に問題がないことを確認する。

a. 放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う前回の放射線管理等報告書の放射性物質濃度と比較し、大きな差違が認められた場合は要因を評価するとともに、差異について事業者が合理的な説明ができない場合は、事業者等に再評価を実施させる。

b. 通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う予測線量が正確であることを確認する。

c. 前項で確認した通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う記録（月ごと、四半期ごと、年間）が放出管理基準値内であることを確認する。

d. 放射性気体・液体廃棄物の計画外の放出事象にあつては、異常な放出が放射線モニタで監視できていることを確認する。また、放射線モニタの計画外停止等不作動な状態で放出が起きた場合、当該放出に関する評価が実施されていることを確認する。

5.4 設備のウォークダウンによる検査を行う際の視点

(1) 設備のウォークダウンと聴取

設備のウォークダウンと聴取では、選定した機器及び設備について、放出管理測定記録や放出許可記録を用い事業者の保守部門（施設担当者）と技術部門（放射線管理部門）の職員と同行し、以下の状況を確認する。

a. 選定した検査対象設備の配置、系統構成及び接続が設計図書（設置許可書・事業許可書など）どおりであることを実物確認によって行い、無許可改造や偽装が行われていないことを確認する。

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

認する。

b. 放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び換気空調設備の運転状況について、維持管理記録を基に運転状況を確認する。

c. 放出管理測定記録や放出許可記録を用いどこで、どのようにサンプリングしたのかを確認する。

(2) 放射性気体廃棄物

a. 監視されていない放射性気体廃棄物の放出箇所の存在の可能性（**BWRのタービンデッキ**の開放された天井通気口、タービンに接続された仮設構造物、補助建屋又は原子炉格納容器建屋等）、放射性気体廃棄物の管理に影響を及ぼす可能性がある建屋の改造及び排気筒を経由しない環境へ直接排気する系統からの漏えいについて確認すること。そこから**事業者等**が放射性気体廃棄物の放出量をどのように測定し、そしてどのように線量を計算しているか評価すること。また、補助ボイラでの汚染された油の燃焼等、放射性気体廃棄物の放出箇所の変更等に注意すること。

b. 監視計装設備では、モニタの劣化及び使用除外のタグがつけられていないか確認すること。換気空調設備では、フィルタを有する換気システムについては、劣化したHEPAフィルタ・チャコールバンク等の不適切な構成又はシステムの設置上の問題等が存在しないことをフィルタ差圧や異音の有無、目視等によって確認する。放射性気体廃棄物処理設備では、各機器（配管等を含む）の劣化状況を確認し、問題ないことを確認する。

c. 放射性気体廃棄物のサンプリング設備について、サンプル配管の酷い曲がり、非等速サンプリング又は最高・最低温度が影響（凝縮や沈着）を及ぼす可能性がある区域での温度管理の欠如等、代表的なサンプリングとならない兆候を捜すこと。

(3) 放射性液体廃棄物

a. 監視されていない放射性液体廃棄物の放出経路以外の放出箇所の存在の可能性、放射性液体廃棄物の管理に影響を及ぼす可能性がある建屋の改造、汚染のおそれのない系統・設備（PWRのタービンサンプ、所内ボイラ、RHR熱交換器等）に影響を及ぼした可能性がある系統・設備の汚染に気をつけること。

b. 監視計装設備では、モニタの劣化及び使用除外のタグがつけられていないか確認すること。放射性液体廃棄物処理設備では、各機器（ポンプ、配管等含む）の劣化状況を確認し、問題ないことを確認する。

c. 放射性液体廃棄物のサンプリング設備について、サンプリング対象機器内の内包物の均質化、サンプリング配管のフラッシング等試料採取に問題ないことを確認すること。

d. 廃酸、有機溶媒等の排水し難い放射性液体廃棄物について、放射線障害防止効果を持った保管容器で保管されていることを確認する。

5.5 その他の留意事項

この検査では、安全実績指標によっては十分に測定されない公衆の放射線安全に関する基本的重要事項の諸状況が確認される。つまり、公衆の放射線安全の側面において、設置又は事業（変更）許可申請書等で定める放出管理目標値を超えた放射性気体・液体廃棄物の放出が起きた場合、それは放出物の放出に関する安全実績指標によって評価される。しかしながら、放出による線量の計算で

b. 放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び換気空調設備の運転状況について、維持管理記録を基に運転状況を確認する。

c. 放出管理測定記録や放出許可記録を用いどこで、どのようにサンプリングしたのかを確認する。

(2) 放射性気体廃棄物

a. 監視されていない放射性気体廃棄物の放出箇所の存在の可能性（**BWRのタービンデッキ**の開放された天井通気口、タービンに接続された仮設構造物、補助建屋又は原子炉格納容器建屋など）、放射性気体廃棄物の管理に影響を及ぼす可能性がある建屋の改造及び排気筒を経由しない環境へ直接排気する系統からの漏えいについて確認すること。そこから**事業者**が放射性気体廃棄物の放出量をどのように測定し、そしてどのように線量を計算しているか評価すること。また、補助ボイラでの汚染された油の燃焼など、放射性気体廃棄物の放出箇所の変更等に注意すること。

b. 監視計装設備では、モニタの劣化及び使用除外のタグがつけられていないか確認すること。換気空調設備では、フィルタを有する換気システムについては、劣化したHEPAフィルタ・チャコールバンク等の不適切な構成又はシステムの設置上の問題等が存在しないことをフィルタ差圧や異音の有無、目視等によって確認する。放射性気体廃棄物処理設備では、各機器（配管等を含む）の劣化状況を確認し、問題ないことを確認する。

c. 放射性気体廃棄物のサンプリング設備について、サンプル配管の酷い曲がり、非等速サンプリング又は最高・最低温度が影響（凝縮や沈着）を及ぼす可能性がある区域での温度管理の欠如など、代表的なサンプリングとならない兆候を捜すこと。

(3) 放射性液体廃棄物

a. 監視されていない放射性液体廃棄物の放出経路以外の放出箇所の存在の可能性、放射性液体廃棄物の管理に影響を及ぼす可能性がある建屋の改造、汚染のおそれのない系統・設備（PWRのタービンサンプ、所内ボイラ、RHR熱交換器など）に影響を及ぼした可能性がある系統・設備の汚染に気をつけること。

b. 監視計装設備では、モニタの劣化及び使用除外のタグがつけられていないか確認すること。放射性液体廃棄物処理設備では、各機器（ポンプ、配管等含む）の劣化状況を確認し、問題ないことを確認する。

c. 放射性液体廃棄物のサンプリング設備について、サンプリング対象機器内の内包物の均質化、サンプリング配管のフラッシング等試料採取に問題ないことを確認すること。

(新設)

5.5 その他の留意事項

この検査では、安全実績指標によっては十分に測定されない公衆の放射線安全に関する基本的重要事項の諸状況が確認される。つまり、公衆の放射線安全の側面において、設置許可書・事業許可書又は保安規定で定める放出管理目標値を超えた放射性気体・液体廃棄物の放出が起きた場合、それは放出物の放出に関する安全実績指標によって評価される。しかしながら、放出による線量の計算

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

運用の明確化
・設備のウォークダウンによる検査を行う際の視点として、放射性液体廃棄物について、排水し難い放射性液体廃棄物の観点を追加

記載の適正化（誤記）

仮定されているパラメータ（処理システムの効率、放出箇所、被ばく経路等）等の特定できない変更は安全実績指標に反映されない可能性があるため、それらの変更には注意すること。

6 参考資料

(1) 法令、基準等

- a. 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日原子力規制委員会告示第8号）
- b. 「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）
- c. 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日原子力委員会決定）
- d. 「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（昭和53年9月29日原子力委員会決定）
- e. 「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）
- f. 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）
- g. 「環境放射線モニタリングに関する指針について」（平成元年3月30日原子力安全委員会決定）

(2) 技術資料等

- a. オーム社「原子炉プラント工学」
- b. 大気中放射性物質のモニタリングに関する技術参考資料
- c. 原子力発電所放射線モニタリング指針（JEAG4606）
- d. 日本規格協会から発行されるJISハンドブック〔放射線（能）〕に収録されている規格
- e. 文部科学省の「放射能測定法シリーズ」
 - (a) 緊急時における放射性ヨウ素測定法 平成14年7月（1訂）
 - (b) 空間γ線スペクトル測定法 平成2年2月

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		<p>○運用の明確化</p> <p>①核燃料施設において、サンプルの対象となる核燃料施設の設備例の充実（5.1.2 核燃料施設）</p> <p>②設備のウォークダウンによる検査を行う際の視点として、放射性液体廃棄物について、排水し難い放射性液体廃棄物の観点を追加（5.4 設備のウォークダウンによる検査を行う際の視点）</p> <p>③建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする</p>	

で仮定されているパラメータ（処理システムの効率、放出箇所、被ばく経路など）等の特定できない変更は安全実績指標に反映されない可能性があるため、それらの変更には注意すること。

6. 参考資料

(1) 法令、基準等

- a. 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
- b. 「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）
- c. 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日原子力委員会決定）
- d. 「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（昭和53年9月29日原子力委員会決定）
- e. 「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）
- f. 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）
- g. 「環境放射線モニタリングに関する指針について」（平成元年3月30日原子力安全委員会決定）

(2) 技術資料等

- a. オーム社「原子炉プラント工学」
- b. 大気中放射性物質のモニタリングに関する技術参考資料
- c. 原子力発電所放射線モニタリング指針（JEAG4606）
- d. 日本規格協会から発行されるJISハンドブック〔放射線（能）〕に収録されている規格
- e. 文部科学省の「放射能測定法シリーズ」
 - (a) 緊急時における放射性ヨウ素測定法 平成14年7月（1訂）
 - (b) 空間γ線スペクトル測定法 平成2年2月

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)

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

改正に伴う修正

運用を明確化（表3 検査要件まとめ表）

○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78条、第79条、第90条	第92条第1項第9から14号、同第3項第8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85条	第87条第1項第10号から12号、第14号、同条第3項第10号から12号、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14条	第15条第1項第8号から10号、第13号、同条第2項第9号から11号、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16条	第17条第1項第8号から10号、第12号、第13号、同条第2項第10号から第12号、第14号から15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8	第8条第1項第8から第10号、第12号、同条第2項第10号から第12号、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35条	第37条第1項第8号から第10号、第12号、同条第2項第9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33条	第34条第1項第8号から第11号、同条第2項第9号から第12号
特定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61条	第63条第1項第8号から第11号、同条第2項第9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廃棄物埋設の事業に関する規則	第19条	第20条第1項第8号、第9号、第11号、第13号、同条第2項第8号から第11号
使用施設（令第41条該当施設）	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の12	第2条の12第1項第7号から第9号、第11号、同条第2項第9号から第11号、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、41、42、43条
研究開発段階発電用原子炉施設	第33条、第38条から第42条

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78条、第79条、第90条	第92条第1項第9～14号、同第3項第8～13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85条	第87条第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14条	第15条第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16条	第17条第12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8	第8条第12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35条	第37条第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33条	第34条第11号
特定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61条	第63条第11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19条	第20条第13号
使用施設（令第41条該当施設）	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の12	第2条の12第11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、41、42、43条
研究開発段階発電用原子炉施設	第38、39条

記載の適正化（技術基準規則条項の詳細追記）

記載の適正化（規則条項の詳細追記）

試験研究用等原子炉施設	第15条から第17条、第31条、第35条、第36条
再処理施設	第21条、第24条、第25条、第27条、第28条
加工施設	第19条、第20条、第22条、第23条
使用済燃料貯蔵施設	第18条、第19条、第21条、第22条
廃棄物管理施設	第16条、第18条、第20条、第21条
特定第一種廃棄物埋設施設	第16条、第18条、第20条、第21条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第20条、第22条、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	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理	2年※	5	20	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	放射性気体・液体廃棄物の管理	2年※	5	20	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、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	放射性気体・液体廃棄物の管理 (熱出力500kw以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射性気体・液体廃棄物の管理 (熱出力500kw以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射性気体・液体廃棄物の管理 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	放射性気体・液体廃棄物の管理	2年※	5	20	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

05 加工

試験研究用等原子炉施設	第35、36条
再処理施設	第24、25条
加工施設	第20条
使用済燃料貯蔵施設	第19条
廃棄物管理施設	第18条
特定第一種廃棄物埋設施設	第18条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第22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	放射性気体・液体廃棄物の管理	2年	5	20	チーム

(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	放射性気体・液体廃棄物の管理	2年	5	20	チーム

(新設)

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	放射性気体・液体廃棄物の管理 (熱出力500kw以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射性気体・液体廃棄物の管理 (熱出力500kw以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射性気体・液体廃棄物の管理 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	放射性気体・液体廃棄物の管理	2年	5	20	チーム

(新設)

5 加工

記)

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理 (MOX加工)	2年*	4	15	チーム
02	放射性気体・液体廃棄物の管理 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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
01	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	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	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	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	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	チーム

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	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	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	放射性気体・液体廃棄物の管理 (MOX加工)	2年	4	15	チーム
02	放射性気体・液体廃棄物の管理 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

(新設)

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	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	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	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	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	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	チーム

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	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	チーム

運用の明確化
・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

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 放射性固体廃棄物等の管理 (BR0070_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</p> <p>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</p> <p>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。)<u>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</u>(以下「機能の保全の措置」という。)<u>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。)<u>及び法第61条の2第2項の認可を受けている事業者等</u>に対して、法第61条の2の2第1項3号へで規定する事項(放射能濃度の測定及び評価の方法)に<u>関係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</u>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。</u></p> <p>上記事項は、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。</p> <p>また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項<u>(技術上の基準の遵守)</u>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。</p> <p>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<u>確認する。</u></p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 放射性固体廃棄物等の管理 (BR0070_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</p> <p>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」 <u>(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工、貯蔵、管理、埋設、使用)</u> 検査分野：「放射線管理」</p> <p>2. 検査目的</p> <p>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。)<u>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</u>(以下、「機能の保全の措置」という。)<u>並びに法第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のうち、核燃料物質等の工場又は事業所の外</u>における運搬<u>に関する規則に定める技術上の基準に係る部分に限る)</u>に係る措置(以下、「事業所等の外における運搬の措置」という。)<u>に<u>関係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、法第61条の2第2項の認可を受けている事業者</u>に対しては、法第61条の2の2第1項3号で規定する事項(放射能濃度の測定及び評価の方法)に<u>係る放射性固体廃棄物等の管理の実施状況も確認する。</u></p> <p>上記事項は、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。</p> <p>また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項<u>(技術上の基準の遵守)</u>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。</p> <p>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<u>確認していくものとする。</u></p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(誤記)※BR0040との横並び</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>燃料体管理(運搬・貯蔵)ガイドとの整合</p>

<p>3 検査要件</p> <p>3.1 検査対象</p> <p>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。</p> <p>(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）</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。</p>	<p>3. 検査要件</p> <p>3.1 検査対象</p> <p>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。</p> <p>(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）</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。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）※核燃施設等を考慮した語句統一</p>
<p>4 検査実施</p> <p>4.1 放射性固体廃棄物等の管理</p> <p>4.1.1 放射性固体廃棄物等の処理</p> <p>(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。</p> <p>4.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管</p> <p>(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。</p> <p>4.1.3 事業所内運搬</p> <p>(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。</p> <p>4.2 放射性廃棄物でない廃棄物</p> <p>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</p>	<p>4. 検査実施</p> <p>4.1 放射性固体廃棄物等の管理</p> <p>4.1.1 放射性固体廃棄物等の処理</p> <p>(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。</p> <p>4.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管</p> <p>(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。</p> <p>4.1.3 事業所内運搬</p> <p>(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。</p> <p>4.2 放射性廃棄物でない廃棄物</p> <p>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」を参考として「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</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>ていることを確認する。</p> <p>4.3 事業所外廃棄</p> <p>4.3.1 事業所外廃棄（放射性廃棄物）</p> <p>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<u>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。）</u>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。</p> <p>4.3.2 事業所外廃棄（埋設処分）</p> <p>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。</p> <p>(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<u>測定</u>されていることを確認する。</p> <p>(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。</p> <p>4.3.3 事業所外廃棄（輸入廃棄物）</p> <p>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。</p> <p>4.4 事業所外運搬（新燃料、使用済燃料除く）</p> <p>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<u>関して</u>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。</p> <p>4.5 放射能濃度（クリアランス）</p> <p>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。</p> <p>4.6 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>	<p>われていることを確認する。</p> <p>4.3 事業所外廃棄</p> <p>4.3.1 事業所外廃棄（放射性廃棄物）</p> <p>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<u>外廃規則</u>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。</p> <p>4.3.2 事業所外廃棄（埋設処分）</p> <p>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。</p> <p>(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<u>実施</u>されていることを確認する。</p> <p>(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。</p> <p>4.3.3 事業所外廃棄（輸入廃棄物）</p> <p>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。</p> <p>4.4 事業所外運搬物（新燃料、使用済燃料除く）</p> <p>法第59条第2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<u>関しての同条第1項の規定による</u>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。</p> <p>4.5 放射能濃度（クリアランス）</p> <p>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。</p> <p>4.6 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>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

<p>5 検査手引</p> <p>5.1 放射性固体廃棄物等の管理</p> <p>5.1.1 放射性固体廃棄物等の処理</p> <p>(1) <u>事業者等</u>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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 現場の系統構成及び機器の設置状態が、<u>事業者等</u>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。</p> <p>(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<u>事業者等</u>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。</p> <p>5.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管</p> <p>(1) <u>事業者等</u>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>5.1.3 事業所内運搬</p> <p>(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。</p> <p>5.2 放射性廃棄物でない廃棄物 検査手引きなし</p> <p>5.3 事業所外廃棄</p> <p>5.3.1 事業所外廃棄(放射性廃棄物)</p> <p>(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。</p> <p>5.3.2 事業所外廃棄(埋設処分)</p>	<p>5. 検査手引</p> <p>5.1 放射性固体廃棄物等の管理</p> <p>5.1.1 放射性固体廃棄物等の処理</p> <p>(1) <u>事業者</u>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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 現場の系統構成及び機器の設置状態が、<u>事業者</u>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。</p> <p>(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<u>事業者</u>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。</p> <p>5.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管</p> <p>(1) <u>事業者</u>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>5.1.3 事業所内運搬</p> <p>(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。</p> <p>5.2 放射性廃棄物でない廃棄物 検査手引きなし</p> <p>5.3 事業所外廃棄</p> <p>5.3.1 事業所外廃棄(放射性廃棄物)</p> <p>(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。</p> <p>5.3.2 事業所外廃棄(埋設処分)</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
---	--	---

<p>(1) <u>事業者等</u>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。</p> <p>(2) 日常検査により<u>事業者等</u>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。</p> <p>5.3.3 事業所外廃棄（輸入廃棄物）</p> <p>(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（製造段階の事業者検査の確認など）に備える。</p> <p>(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<u>事業者等</u>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。</p> <p>5.4 事業所外運搬（新燃料、使用済燃料除く）</p> <p>(1) <u>核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物</u>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<u>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。</u></p> <p>(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。<u>また、以下の事業者等</u>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。</p> <p>（確認項目）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>5.5 放射能濃度（クリアランス）</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>6 参考資料</p> <p>(1) 法令、基準等</p> <p>a. 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</p> <p>b. 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</p> <p>c. 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</p> <p>d. 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</p> <p>e. 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</p> <p>f. 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</p>	<p>(1) <u>事業者</u>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。</p> <p>(2) 日常検査により<u>事業者</u>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。</p> <p>5.3.3 事業所外廃棄（輸入廃棄物）</p> <p>(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（製造段階の事業者検査の確認など）に備える。</p> <p>(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<u>事業者</u>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。</p> <p>5.4 事業所外運搬（新燃料、使用済燃料除く）</p> <p>(1) <u>放射性固体廃棄物等</u>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<u>確認する。</u></p> <p>(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。<u>また、日常検査にて、以下の事業者</u>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。</p> <p>（確認項目）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>5.5 放射能濃度（クリアランス）</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>6. 参考資料</p> <p>(1) 法令、基準等</p> <p>a. 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</p> <p>b. 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</p> <p>c. 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</p> <p>d. 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</p> <p>e. 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</p> <p>f. 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</p>	<p>記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>外運搬規則の改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p>
--	--	--

力規制委員会の確認等に係る運用ガイド

- g. 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
- h. 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
- i. 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）
- j. 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
- k. 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）
- l. 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
<u>0</u>	2020/04/01	施行	
<u>1</u>		○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

力規制委員会の確認等に係る運用ガイド

- g. 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
- h. 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
- i. 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）
- j. 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
- k. 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）
- l. 内運搬告示（発電炉、核燃料施設）
- m. 外運搬告示

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
<u>0</u>	2020/04/01	施行	

(新設)

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

記載の適正化（誤記）

改正に伴う修正

記載の適正化（誤記）

			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号及び同条第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廃棄物埋設の事業に関する規則	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

			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号及び同条第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廃棄物埋設の事業に関する規則	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

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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

<u>02</u>	放射性廃棄物でない廃棄物	<u>1</u> 年	<u>1</u>		
<u>03</u>	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
<u>04</u>	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
<u>05</u>	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
<u>06</u>	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
<u>07</u>	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
<u>08</u>	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
<u>01</u>	放射性固体廃棄物等の管理	<u>1</u> 年	<u>2</u>	<u>40</u>	日常
<u>02</u>	放射性廃棄物でない廃棄物	<u>1</u> 年	<u>1</u>		
<u>03</u>	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
<u>04</u>	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
<u>05</u>	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
<u>06</u>	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
<u>07</u>	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
<u>08</u>	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

<u>02</u>	放射性廃棄物でない廃棄物	<u>1</u> 年	<u>1</u>		
<u>03</u>	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
<u>04</u>	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
<u>05</u>	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
<u>06</u>	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
<u>07</u>	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
<u>08</u>	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
<u>01</u>	放射性固体廃棄物等の管理	<u>1</u> 年	<u>2</u>	<u>40</u>	日常
<u>02</u>	放射性廃棄物でない廃棄物	<u>1</u> 年	<u>1</u>		
<u>03</u>	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
<u>04</u>	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
<u>05</u>	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
<u>06</u>	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
<u>07</u>	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
<u>08</u>	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

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

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 の時間に含む	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		

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 の時間に含む	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

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
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

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。

*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
放射線環境監視プログラム
(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 放射線環境監視プログラム (BR0080_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：「放射線安全」 小分類：「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号ロで規定している事項(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。)に係る放射線環境の監視プログラムを確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定される事項(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線量等に関する措置及び機能の保全の措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、放射性物質による汚染の防止等の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、放射線管理のほか、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。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 この検査は検査対象施設における環境放射線モニタリングに係るすべての安全活動が検査対象になるが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、以下に示すような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。サンプリング選定に関しては、空間放射線の測定、環境試料の採取及び環境試料中の放射能の測定について重要度を考慮することとし、3～4件のサンプルにて検査を実施する。 (1) 放射線監視状況の確認 (2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 放射線環境監視プログラム (BR0080_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：「放射線安全」 小分類：「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(以下「法」という。)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、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(以下「事業所等」という。)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。)に係る放射線環境の監視プログラムを確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(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線量等に関する措置及び機能の保全の措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、放射性物質による汚染の防止等の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していくものとする。</p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 この検査は検査対象施設における環境放射線モニタリングに係るすべての安全活動が検査対象になるが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、以下に示すような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。サンプリング選定に関しては、空間放射線の測定、環境試料の採取及び環境試料中の放射能の測定について重要度を考慮することとし、3～4件のサンプルにて検査を実施する。 (1) 放射線監視状況の確認 (2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</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。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備 本検査の実施前に事業者等の管理マニュアル、活動状況、実績等を事前に収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。本検査運用ガイドで検査する検査項目に対する検査前準備情報を以下に記載する。また、検査対象（サンプル）の選定では、事業者等のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。</p> <p>(1) 放射線監視状況の確認</p> <p>a. 放射線環境監視計画 b. 放射線管理の基本マニュアル類 c. 放射線管理等報告書、環境放射線管理報告書 d. 空間放射線の測定結果（モニタリングポスト等の固定式の放射線測定設備による連続測定結果、積算線量計（TLD等）を使用した長期の積算線量測定結果、モニタリングカー等を用いて行う定点サーベイ、走行モニタリング結果） e. 環境試料の採取及び環境試料中の放射能の測定結果 f. 気象観測結果 g. 排気中、排水中の放射性物質濃度の測定結果 h. 検査対象施設で、検出された放射性物質の核種情報 i. 放射線計測器等の校正及び管理状況の情報 j. 過去の放射線管理に関する不適合管理情報 k. マニュアル・手順等のレビュー状況を確認</p> <p>(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認</p> <p>a. 事業所周辺環境放射線測定結果報告書の陸上試料（水道水、河川水）の測定結果 b. 放射性物質の漏えいがないことを証明できるエビデンス （例：高電導度廃液サンプルタンク、<u>低電導度廃液サンプルタンク</u>、<u>サンプ</u>、<u>関連配管等の保守管理記録</u>）</p> <p>(3) 問題の特定及び解決策における検査対象の選定</p> <p>a. 不適合管理報告書 b. 不適合管理委員会議事録、指示文書等</p> <p>4.2 検査実施 放射線環境監視プログラムに係る以下の項目について、事業者等の活動等を確認する。</p> <p>(1) 放射線監視状況の確認</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。</p> <p>4. 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備 本検査の実施前に事業者の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。本検査運用ガイドで検査する検査項目に対する検査前準備情報を以下に記載する。また、検査対象（サンプル）を選定では、事業者のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。</p> <p>(1) 放射線監視状況の確認</p> <p>a. 放射線環境監視計画 b. 放射線管理の基本マニュアル類 c. 放射線管理報告書 d. 空間放射線の測定結果（モニタリングポスト等の固定式の放射線測定設備による連続測定結果、積算線量計（TLD等）を使用した長期の積算線量測定結果、モニタリングカー等を用いて行う定点サーベイ、走行モニタリング結果） e. 環境試料の採取及び環境試料中の放射能の測定結果 f. 気象観測結果 g. 排気中、排水中の放射性物質濃度の測定結果 h. 検査対象施設で、検出された放射性物質の核種情報 i. 放射線計測器等の校正及び管理状況の情報 j. 過去の放射線管理に関する不適合管理情報 k. マニュアル・手順等のレビュー状況を確認</p> <p>(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認</p> <p>a. 事業所周辺環境放射線測定結果報告書の陸上試料（水道水、河川水）の測定結果 b. 放射性物質の漏えいがないことを証明できるエビデンス （例：高電導度廃液サンプルタンク、<u>サンプ</u>、<u>低電導度廃液サンプルタンク</u>、<u>サンプ及び関連配管等の保守管理記録</u>）</p> <p>(3) 問題の特定及び解決策における検査対象の選定</p> <p>a. 不適合管理報告書 b. 不適合管理委員会議事録、指示文書等</p> <p>4.2 検査実施 放射線環境監視プログラムに係る以下の項目について、事業者活動等を確認する。</p> <p>(1) 放射線監視状況の確認</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	---

<p>a. 環境放射線監視装置の状態監視。</p> <p>b. 上記で選択した対象設備（空気サンプラー及び積算線量計）等の校正及び保守記録。</p> <p>c. サンプリング機能喪失を補完する設備・機器（可搬型モニタリングポスト、モニタリングカー等）の管理状況。</p> <p>d. モニタリング要員の教育訓練の実施状況及び力量の評価状況。</p> <p>e. 様々な環境における環境サンプルの収集及びサンプリング準備状況等。</p> <p>f. 気象観測設備の校正、保守及び作動可能性の検証。</p> <p>g. 測定の実失敗及び異常な環境サンプルの特定と所管グループへの報告体系。</p> <p>h. 長期的な気象条件、サンプル採取場所の変更及び改造の結果に係る放射線環境監視計画の変更とレビュー。</p> <p>i. 環境放射線監視における測定品質の維持に係る取組状況等。</p> <p>j. <u>実験室間</u>の比較プログラム結果のレビュー。</p> <p>(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認</p> <p>a. 地方自治体との協定に基づいて実施している放射線環境監視プログラムにおける「陸水の放射性物質濃度を測定していること」等の確認。</p> <p>b. 放射性物質の漏えいがあった際の記録及びその評価・改善処置等の確認。</p> <p>c. 監視外の放射性物質の漏えいや予期しない放射性気体廃棄物等の<u>事業者等の評価</u>。</p> <p>d. 汚染の範囲、放出源評価のための十分な放射線サーベイの実施。</p> <p>e. 放射性物質を含んでいる又はその可能性のあるサイトの地表水塊からの放出評価及び地下水の漏えいポテンシャルの確認。</p> <p>f. 新しい放出源に関する線量計算マニュアルの更新。</p> <p>4.3 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。</p> <p>5 検査手引</p> <p>5.1 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) 放射線監視状況の確認</p> <p>a. 単位放出率<u>当たり</u>最高濃度及び単位放出率<u>当たり</u>最高堆積の最高値を伴う風の区域の変化は、<u>事業者等</u>の気象データの数年分を比較することによって検知することができる。</p> <p>b. 線量の決定に不正確なデータが使用されていることを示す差異を特定するために、中央制御室と気象観測塔における読み出しデータ（即ち、風速、風向及び温度差）を比較すること。</p>	<p>a. 環境放射線監視装置の状態監視。</p> <p>b. 上記で選択した対象設備（空気サンプラー及びTLD）等の校正及び保守記録。</p> <p>c. サンプリング機能喪失を補完する設備・機器（可搬型モニタリングポスト、モニタリングカー等）の管理状況。</p> <p>d. モニタリング要員の教育訓練の実施状況及び力量の評価状況。</p> <p>e. 様々な環境における環境サンプルの収集及びサンプリング準備状況等。</p> <p>f. 気象観測設備の校正、保守及び作動可能性の検証。</p> <p>g. 測定の実失敗及び異常な環境サンプルの特定と所管グループへの報告体系。</p> <p>h. 長期的な気象条件、サンプル採取場所の変更及び改造の結果に係る放射線環境監視計画の変更とレビュー。</p> <p>i. 環境放射線監視における測定品質の維持に係る取組状況等。</p> <p>j. <u>事業者の実験室間</u>の比較プログラム結果のレビュー。</p> <p>(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認</p> <p>a. 地方自治体との協定に基づいて実施している放射線環境監視プログラムにおける「陸水の放射性物質濃度を測定していること」等の確認。</p> <p>b. 放射性物質の漏えいがあった際の記録及びその評価・改善処置等の確認。</p> <p>c. 監視外の放射性物質の漏えいや予期しない放射性気体廃棄物等の<u>事業者評価</u>。</p> <p>d. 汚染の範囲、放出源評価のための十分な放射線サーベイの実施。</p> <p>e. 放射性物質を含んでいる又はその可能性のあるサイトの地表水塊からの放出評価及び地下水の漏えいポテンシャルの確認。</p> <p>f. 新しい放出源に関する線量計算マニュアルの更新。</p> <p>4.3 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。</p> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 検査前準備に係る留意事項</p> <p>(1) 放射線監視状況の確認</p> <p>a. 単位放出率<u>当り</u>最高濃度及び単位放出率<u>当り</u>最高堆積の最高値を伴う風の区域の変化は、<u>事業者</u>の気象データの数年分を比較することによって検知することができる。</p> <p>b. 線量の決定に不正確なデータが使用されていることを示す差異を特定するために、中央制御室と気象観測塔における読み出しデータ（即ち、風速、風向及び温度差）を比較すること。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	-------------------------------------

- c. 事業者等が環境モニタリングのサンプルにおける有意な兆候に対処し、モデルの精度を確保するために、適宜、排出物監視プログラム及び線量モデルを調整していることを確保すること。
- d. サイト外への漏えいの可能性のある一部の事例は、屋外燃料交換用水貯蔵タンク、使用済燃料プール、使用済燃料プール漏えい検出系、屋外タンク、汚染された機器の屋外貯蔵、埋設配管、滞水池、溜池又は貯水池及び蒸気配管である。これらに対する漏えい検知方法の一部の事例は、地下水モニタリング、運転員の巡回、工学的なウォークダウン又は検査、漏えい検出系又は定期健全性試験である。

(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認

- a. 廃止措置の計画立案ルールの要件を実施するために承認可能な方法が示されていることを確認する。事業者等がこれとは別の方法を選択する場合は、それを確認すること。
- b. 是正処置プログラムには、放射性物質の漏えい(核種及び放出量)、影響を受けた区域、規模、サーベイ結果の相互比較、及び実施された改善結果の説明を含んでいるべきである。また、検出されない漏えいが生じている、又はその可能性がある場合、不十分なモニタリング・改善処置が講じられていることを検討すること。

5.2 検査を実施する上での手引及び関連する留意事項

本検査は、上述した検査対象を確認することで、以下の事業者等の活動の確認が可能である。

- ① 放射線環境監視計画が環境に対する放射性廃棄物の放出の影響を定量化し、放射性の気体と及び液体の廃棄物の放出プログラムの健全性の妥当性を立証していることを確認する。
- ② 事業者等の技術仕様書及び関連マニュアルと整合して、放射線環境監視計画を実施していることを検証すること。また、放射性廃棄物の放出プログラムが、設計目的を満たしていることの妥当性を確認する。
- ③ 放射線環境監視計画が、通常ない被ばく経路(例えば、サイトにおける漏えい、設備及び機器からの直接放射線と散乱放射線(スカイシャイン)による被ばく)を監視していること、正当な原則と仮定に基づいていること、及び公衆に対する線量が線量限度内にあることの妥当性を確認する。

検査対象を確認するための留意事項等を以下に示す。

(1) 放射線監視状況の確認

- a. 環境放射線監視装置(モニタリングポスト、ダストモニタ等)が放射線環境監視計画に記述されているか否かを確認し、装置の状態を判断するために、3～5か所の空気サンプリング場所及び3～5か所の積算線量計(TLD等)の監視場所のウォークダウンを行うこと。適切なサンプリングと整合して、空気サンプリング場所は、単位放出率当たり最高濃度及び単位放出率当たり最高堆積を伴う風下の区域内の場所に基づいて選択すべきである。また、積算線量計(TLD等)は、リスク上最も重要な場所(例えば、公衆の線量の影響が最も高い潜在性がある場所)に基づいて選択していることを確認する。
- b. 上記で選択された空気サンプラー及び積算線量計(TLD等)については、これらの機器の適切な運転可能性が実証されていることを検証するために、校正及び保守記録を確認する。
- c. 事業者等が必要なサンプリング場所の機能喪失によって、他の適切な媒体(可搬型モニタリングポスト、モニタリングカー等)のサンプリングを選択していることを確認する。モニタリング

- c. 事業者が環境モニタリングのサンプルにおける有意な兆候に対処し、モデルの精度を確保するために、適宜、排出物監視プログラム及び線量モデルを調整していることを確保すること。
- d. サイト外への漏えいの可能性のある一部の事例は、屋外燃料交換用水貯蔵タンク、使用済燃料プール、使用済燃料プール漏えい検出系、屋外タンク、汚染された機器の屋外貯蔵、埋設配管、滞水池、溜池又は貯水池及び蒸気配管である。これらに対する漏洩検知方法の一部の事例は、地下水モニタリング、運転員の巡回、工学的なウォークダウン又は検査、漏えい検出系又は定期健全性試験である。

(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認

- a. 廃止措置の計画立案ルールの要件を実施するために承認可能な方法が示されていることを確認する。事業者がこれとは別の方法を選択する場合は、それを確認すること。
- b. 是正処置プログラムには、放射性物質の漏えい(核種及び放出量)、影響を受けた区域、規模、サーベイ結果の相互比較、及び実施された改善結果の説明を含んでいるべきである。また、検出されない漏えいが生じている、又はその可能性がある場合、不十分なモニタリング・改善処置が講じられていることを検討すること。

5.2 検査を実施する上での手引及び関連する留意事項

本検査は、上述した検査対象を確認することで、以下の事業者活動の確認が可能である。

- ① 放射線環境監視計画が環境に対する放射性排出物の放出の影響を定量化し、放射性の気体と及び液体の排出物の放出プログラムの健全性の妥当性を立証していることを確認する。
- ② 事業者の技術仕様書及び関連マニュアルと整合して、放射線環境監視計画を実施していることを検証すること。また、放射性排出物の放出プログラムが、設計目的を満たしていることの妥当性を確認する。
- ③ 放射線環境監視計画が、通常ない被ばく経路(例えば、サイトにおける漏えい、設備及び機器からの直接放射線と散乱放射線(スカイシャイン)による被ばく)を監視していること、正当な原則と仮定に基づいていること、及び公衆に対する線量が線量限度内にあることの妥当性を確認する。

検査対象を確認するための留意事項等を以下に示す。

(1) 放射線監視状況の確認

- a. 環境放射線監視装置(モニタリングポスト、ダストモニタ等)が放射線環境監視計画に記述されているか否かを確認し、装置の状態を判断するために、3～5ヶ所の空気サンプリング場所及び3～5ヶ所の熱ルミネセンス線量計(TLD)等の監視場所のウォークダウンを行うこと。適切なサンプリングと整合して、空気サンプリング場所は、単位放出率当り最高濃度及び単位放出率当り最高堆積を伴う風下の区域内の場所に基づいて選択すべきである。また、熱ルミネセンス線量計(TLD)等は、リスク上最も重要な場所(例えば、公衆の線量の影響が最も高い潜在性がある場所)に基づいて選択していることを確認する。
- b. 上記で選択された空気サンプラー及びTLDについては、これらの機器の適切な運転可能性が実証されていることを検証するために、校正及び保守記録を確認する。
- c. 事業者が必要なサンプリング場所の機能喪失によって、他の適切な媒体(可搬型モニタリングポスト、モニタリングカー等)のサンプリングを選択していることを確認する。モニタリングカーに

記載の適正化(誤記)

カーには、臨界事故に備えた中性子測定器が搭載されている場合もあり、その管理状況等を確認する。

d. モニタリング要員は、測定機器の操作方法などを十分に習得しておく必要があり、その教育訓練の実施状況及び力量の評価状況を確認する。

e. 可能な限り、様々な環境試料（例えば、地下水と地表水、牛乳、植物、沈殿物及び土壌）からの2～4件の環境サンプルの収集及び準備状況を確認すること。環境サンプリングが放射線環境監視計画に規定されているような放出経路の代表であること、及びサンプリング技法は手順に従っていることを確認する。

f. 直接的な観測及び記録のレビューに基づいて、気象観測設備が、指針及び事業者等の手順書に従って、校正及び保守がなされ、作動可能であることを検証すること。該当する場合、中央制御室及び観測塔の気象データの読み出し計器及び記録計器が作動可能であることを確認する。

g. 測定の失敗及び異常な環境サンプルを特定し、これを所管グループに報告していることを検証すること。利用可能な場合、測定を失敗したサンプル、使用不可能なサンプラー、故障した積算線量計（TLD等）等、異常な測定を含んでいる事象から3～5件選択すること。また、事業者等が原因を特定し、是正処置を実施していることを検証すること。有意なサンプル結果（即ち、検出の下限界（LLD）より上で検知された許可対象放射性物質）の事業者等の評価を確認すること。放出された物質のソースである関連する放射性廃棄物の放出データを確認する。

h. 敷地調査の変更、長期的な気象条件（3年間の平均）又は直近の検査以降のサンプル採取場所の変更及び改造の結果として、放射線環境監視計画に対し事業者等が実施した著しい変更を確認すること。変更されたサンプリング場所に関する技術的正当化を確認すること。変更が環境への放射性廃棄物の放出の影響を監視する能力に影響を及ぼさなかったことを確保するために必要なレビューを事業者等が実施していることを確認する。

i. サンプルの計数のために、技術検討書・放射線環境監視計画に関して、適切な検出感度が使用されている（即ち、サンプルは技術検討書・放射線環境監視計画が要求する検出限界値を満たしている）ことを確認すること。放射線測定計器の状態を維持するための品質管理図等及び検出器の性能劣化に関し講じられた措置を確認すること。事業者等が放射線環境監視計画のサンプルを分析するために協力企業、分析機関等の実験室を使用する場合、それらのプログラムの妥当性を検証するために各実験室間の比較プログラムを含め、協力企業等の品質管理プログラムの結果を確認する。

j. 事業者等が実施した環境サンプル分析の妥当性を検証するために、事業者等の実験室間の比較プログラムの結果をレビューすること。実験室間の比較試験には、施設に該当する媒体・核種が含まれていることを確認すること。該当する場合、データ及び放射線環境監視計画への全体的な影響に対するバイアス（外的要因：フォールアウト等によるバックグラウンドへの影響等）についての事業者等の判断を確認する。

(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認

a. 事業者等が地方自治体との協定に基づいて実施している放射線環境監視プログラムにおいて、「陸水（井戸水、河川水等）の放射性物質濃度を測定していること」を確認する。加えて、「高電導度廃液サンプルタンク、低電導度廃液サンプルタンク及び関連配管等に漏えいがなく、放射性液体廃棄物が環境中に漏えいしていないことを確認する。

b. 放射性物質の漏えいがあった際には、特定された記録を確認すること。また、放射性物質漏えいの評価を確認し効果性的のために講じた改善処置を確認すること。地下水の汚染が関係するサイ

は、臨界事故に備えた中性子測定器が搭載されている場合もあり、その管理状況等を確認する。

d. モニタリング要員は、測定機器の操作方法などを十分に習得しておく必要があり、その教育訓練の実施状況及び力量の評価状況を確認する。

e. 可能な限り、様々な環境試料（例えば、地下水と地表水、ミルク、植物、沈殿物及び土壌）からの2～4件の環境サンプルの収集及び準備状況を確認すること。環境サンプリングが放射線環境監視計画に規定されているような放出経路の代表であること、及びサンプリング技法は手順に従っていることを確認する。

f. 直接的な観測及び記録のレビューに基づいて、気象観測設備が、指針及び事業者等の手順書に従って、校正及び保守がなされ、作動可能であることを検証すること。該当する場合、中央制御室及び観測塔の気象データの読み出し計器及び記録計器が作動可能であることを確認する。

g. 測定の失敗及び異常な環境サンプルを特定し、これを所管グループに報告していることを検証すること。利用可能な場合、測定を失敗したサンプル、使用不可能なサンプラー、故障したTLD等、異常な測定を含んでいる事象から3～5件選択すること。また、事業者が原因を特定し、是正処置を実施していることを検証すること。有意なサンプル結果（即ち、検出の下限界（LLD）より上で検知された許可対象放射性物質）の事業者等の評価を確認すること。放出された物質のソースである関連する放射性排出物の放出データを確認する。

h. 敷地調査の変更、長期的な気象条件（3年間の平均）又は直近の検査以降のサンプル採取場所の変更及び改造の結果として、放射線環境監視計画に対し事業者等が実施した著しい変更を確認すること。変更されたサンプリング場所に関する技術的正当化を確認すること。変更が環境への放射性排出物の放出の影響を監視する能力に影響を及ぼさなかったことを確保するために必要なレビューを事業者等が実施していることを確認する。

i. サンプルの計数のために、技術検討書・放射線環境監視計画に関して、適切な検出感度が使用されている（即ち、サンプルは技術検討書・放射線環境監視計画が要求する検出限界値を満たしている）ことを確認すること。放射線測定計器の状態を維持するための品質管理図等及び検出器の性能劣化に関し講じられた措置を確認すること。事業者等が放射線環境監視計画のサンプルを分析するために協力企業、分析機関等の実験室を使用する場合、それらのプログラムの妥当性を検証するために各実験室間の比較プログラムを含め、協力企業等の品質管理プログラムの結果を確認する。

j. 事業者等が実施した環境サンプル分析の妥当性を検証するために、事業者等の実験室間の比較プログラムの結果をレビューすること。実験室間の比較試験には、施設に該当する媒体・核種が含まれていることを確認すること。該当する場合、データ及び放射線環境監視計画への全体的な影響に対するバイアス（外的要因：フォールアウト等によるバックグラウンドへの影響等）についての事業者等の判断を確認する。

(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認

a. 事業者等が地方自治体との協定に基づいて実施している放射線環境監視プログラムにおいて、「陸水（井戸水、河川水等）の放射性物質濃度を測定していること」を確認する。加えて、「高電導度廃液サンプルタンク、低電導度廃液サンプルタンク及び関連配管等に漏えいがなく、放射性液体廃棄物が環境中に漏えいしていないことを確認する。

b. 放射性物質の漏えいがあった際には、特定された記録を確認すること。また、放射性物質漏えいの評価を確認し効果性的のために講じた改善処置を確認すること。地下水の汚染が関係するサイ

ト内の汚染事象を確認すること。放射性物質漏えいの放出源が特定され、緩和されているか否かを評価すること。

- c. 監視外の放射性物質漏えい、予期しない放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物の放出に関して、放出された放射性物質の核種と量を判断するために、**事業者等**の評価を確認すること。
- d. 汚染の範囲、放出源を評価するために、十分な放射線サーベイが実施されているか否かを評価すること。
- e. 放射性物質を含んでいる又は含んでいる可能性のあるサイトの地表水塊(貯水池、湖)からの放出の評価、及びこれらサイト内の地表水塊からの地下水の漏えいの潜在性を確認すること。**放射性廃棄物**の放出報告書の一部として、**事業者等**が、これらを適切に考慮しているか否かを判断すること。
- f. 新しい重要な放出源に関して、線量計算マニュアルを更新し、これに線量計算で使用されたすべての新しい仮定とパラメータに関するベースが含まれているか否かを判断すること。

5.3 現場確認を行う際の視点

- (1) 主排気筒の希ガス濃度常時モニタリング及び所定の頻度での試料採取による放射能測定並びに主要ガンマ線放出核種に係る粒子状物質濃度測定結果を現場の監視盤で確認する。
- (2) その他排気筒等からの所定の頻度での試料採取による主要ガンマ線放出核種に係る粒子状物質濃度測定結果を現場の監視盤で確認する。
- (3) 周辺監視区域近傍に設置されている環境監視装置(モニタリングポスト及びダストモニタ)において、その測定結果を現場の監視盤で確認する。**合わせて**、中央操作室の指示値を確認する。
- (4) 所定の放出経路(排気筒、固体廃棄物処理建屋排気筒等)状況
- (5) その他作業等(屋外貯蔵タンクの開放点検等)における換気に伴う一時的排気
- (6) 放射性液体廃棄物タンク類からの所定の頻度での試料採取による放射能測定
- (7) 放出する放射性液体廃棄物の放射能が放出管理目標値及び放出管理基準値を超えないことを確認する。
- (8) 高電導度廃液サンプルタンク及びサンプピット、低電導度廃液サンプルタンク及びサンプピットに漏えいがないことを確認する。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○運用の明確化 ①建設段階又は廃止措置段階の施設について、 <u>リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化(表3 検査要件まとめ表)</u> ○記載の適正化	

表1 関連する施行規則条項

ト内の汚染事象を確認すること。放射性物質漏えいの放出源が特定され、緩和されているか否かを評価すること。

- c. 監視外の放射性物質漏えい、予期しない放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物の放出に関して、放出された放射性物質の核種と量を判断するために、**事業者**の評価を確認すること。
- d. 汚染の範囲、放出源を評価するために、十分な放射線サーベイが実施されているか否かを評価すること。
- e. 放射性物質を含んでいる又は含んでいる可能性のあるサイトの地表水塊(貯水池、湖)からの放出の評価、及びこれらサイト内の地表水塊からの地下水の漏えいの潜在性を確認すること。**排出物**の放出報告書の一部として、事業者が、これらを適切に考慮しているか否かを判断すること。
- f. 新しい重要な放出源に関して、線量計算マニュアルを更新し、これに線量計算で使用されたすべての新しい仮定とパラメータに関するベースが含まれているか否かを判断すること。

5.3 現場確認を行う際の視点

- (1) 主排気筒の希ガス濃度常時モニタリング及び所定の頻度での試料採取による放射能測定並びに主要ガンマ線放出核種に係る粒子状物質濃度測定結果を現場の監視盤で確認する。
- (2) その他排気筒等からの所定の頻度での試料採取による主要ガンマ線放出核種に係る粒子状物質濃度測定結果を現場の監視盤で確認する。
- (3) 周辺監視区域近傍に設置されている環境監視装置(モニタリングポスト及びダストモニタ)において、その測定結果を現場の監視盤で確認する。**合わせて**、中央操作室の指示値を確認する。
- (4) 所定の放出経路(排気筒、固体廃棄物処理建屋排気筒等)状況
- (5) その他作業等(屋外貯蔵タンクの開放点検等)における換気に伴う一時的排気
- (6) 放射性液体廃棄物タンク類からの所定の頻度での試料採取による放射能測定
- (7) 放出する放射性液体廃棄物の放射能が放出管理目標値及び放出管理基準値を超えないことを確認する。
- (8) 高電導度廃液サンプルタンク及びサンプピット、低電導度廃液サンプルタンク及びサンプピットに漏えいがないことを確認する。

6. 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 関連する施行規則条項

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

改正に伴う修正

記載の適正化(誤

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 78 条及び第 79 条	第 92 条第 1 項第 9 号、第 11 号及び第 12 号並びに同条第 3 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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 条及び第 74 条	第 87 条第 1 項第 9 号、第 11 号及び第 12 号並びに同条第 3 項第 9 号、第 11 号及び第 12 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 条及び第 8 条	第 15 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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 条及び第 10 条	第 17 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 9 号、第 11 号及び第 12 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 及び第 7 条の 3	第 8 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 9 号、第 11 号及び第 12 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 条及び第 30 条	第 37 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 7 号、第 9 号及び第 10 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 条及び第 28 条	第 34 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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 条及び第 54 条	第 63 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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 14 条及び第 15 条	第 20 条第 1 項第 7 号、第 8 号及び第 11 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 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 から第 2 条の 11 の 6 まで	第 2 条の 12 第 1 項第 6 号、第 8 号及び第 9 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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

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 78 条及び第 79 条	第 92 条第 1 項第 9 号、第 11 号及び第 12 号並びに同条第 3 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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 条及び第 74 条	第 87 条第 1 項第 9 号、第 11 号及び第 12 号並びに同条第 3 項第 9 号、第 11 号及び第 12 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 条及び第 8 条	第 15 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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 条及び第 10 条	第 17 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 9 号、第 11 号及び第 12 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 及び第 7 条の 3	第 8 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 9 号、第 11 号及び第 12 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 条及び第 30 条	第 37 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 7 号、第 9 号及び第 10 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 条及び第 28 条	第 34 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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 条及び第 54 条	第 63 条第 1 項第 7 号、第 9 号及び第 10 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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 14 条及び第 15 条	第 20 条第 1 項第 7 号、第 8 号及び第 11 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 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 から第 2 条の 11 の 6 まで	第 2 条の 12 第 1 項第 6 号、第 8 号及び第 9 号並びに同条第 2 項第 8 号、第 10 号及び第 11 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

記)

記載の適正化（誤記）

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	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム	2年※	3以上	20	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	放射線環境監視プログラム	2年※	3以上	20	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、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	放射線環境監視プログラム (熱出力 500kw 以上※1)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線環境監視プログラム (熱出力 500kw 以上※2)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線環境監視プログラム (熱出力 500kw 未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	放射線環境監視プログラム	2年※	3以上	20	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	放射線環境監視プログラム (MOX加工)	2年※	2以上	15	チーム
02	放射線環境監視プログラム (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

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	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム	2年	3以上	20	チーム

(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	放射線環境監視プログラム	2年	3以上	20	チーム

(新設)

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	放射線環境監視プログラム (熱出力 500kw 以上※1)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線環境監視プログラム (熱出力 500kw 以上※2)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線環境監視プログラム (熱出力 500kw 未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	放射線環境監視プログラム	2年	3以上	20	チーム

(新設)

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	放射線環境監視プログラム (MOX加工)	2年	2以上	15	チーム
02	放射線環境監視プログラム (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

記載の適正化（誤記）

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確

運用の明確化

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確

運用の明確化

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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
01	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	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	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	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	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	チーム

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	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	チーム

(新設)

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	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	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	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	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	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	チーム

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	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	チーム

・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確

基本検査運用ガイド
放射線モニタリング設備
(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 放射線モニタリング設備 (BR0090_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：「放射線安全」 小分類：「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：「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号ロで規定している事項(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。)に係る放射線モニタリング設備の管理状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定される事項(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線量等に関する措置及び機能の保全の措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、放射性物質による汚染の防止等の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。</p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 本検査は、事業者等が放射線学的に安全な作業環境を確保するために、管理区域、放射性物質及び作業員に対して使用される放射線監視計器の精度、校正及び点検の適切性を確保していることを検証するものである。この本検査を受ける計装には、予想される運転上の異常事象及び想定事故の結果状況を含む通常の原子力施設の運転に関連する放射性物質の状況を監視するために使用される設備が含まれる。 この本検査は、検査対象施設における全ての放射線モニタリング設備が検査対象になりうるが、本ガイドにおいて、以下に示す項目を対象とし、限られた数の検査対象(サンプル)を選定し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。検査対象(サンプル)選定に関しては、代表的</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 放射線モニタリング設備 (BR0090_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：「放射線安全」 小分類：「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：「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(以下「法」という。)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、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(以下「事業所等」という。)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。)に係る放射線モニタリング設備の管理状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(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線量等に関する措置及び機能の保全の措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、放射性物質による汚染の防止等の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していくものとする。</p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 本検査は、事業者が放射線学的に安全な作業環境を確保するために、管理区域、放射性物質及び作業員に対して使用される放射線監視計器の精度、校正及び点検の適切性を確保していることを検証するものである。この本検査を受ける計装には、予想される運転上の異常事象及び想定事故の結果状況を含む通常のプラント運転に関連する放射性物質の状況を監視するために使用される設備が含まれる。 この本検査は、検査対象施設における全ての放射線モニタリング設備が検査対象になりうるが、本ガイドにおいて、以下に示す項目を対象とし、限られた数の検査対象(サンプル)を選定し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。検査対象(サンプル)選定に関しては、代表的</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(核燃施設等を考慮した語句統一)</p>

<p>な放射線モニタリング設備について重要度を考慮することとし、3～4件の検査対象（サンプル）にて検査を実施する。</p> <p>(1) 放射線モニタリング設備の確認 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。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備 本検査の実施前に事業者等の管理マニュアル、活動状況、実績等を収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施する。また、検査対象（サンプル）では、事業者等のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動によって、安全上重要な結果を生む可能性の高い設備、活動等に対し設定する。</p> <p>4.2 検査実施 放射線モニタリング設備に係る以下の対象について、事業者等の活動等を確認する。</p> <p>(1) 放射線モニタリング設備の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 可搬式計測器の校正及び保管状態並びに運転可否。(核燃料施設等については、臨界監視に係る設備を含む。) b. 可搬式検査計器の性能。 c. エリア放射線モニタ (ARM) 及び連続的空気モニタ (CAM) の適切な設置等。 d. 作業員汚染モニタ (PCM)、ポータルモニタ (内部被ばくのスクリーニング装置、PM) 及び小物モニタ (SAM) の定期的な校正。 e. 実験室用計装等の校正及び試験の手順。 f. ホールボディ・カウンター。 g. 事故後の監視計装。 h. ポータルモニタ (PM)、作業員汚染モニタ (PCM) 及び小物モニタ (SAM)。 i. 可搬式サーベイ計器、エリア放射線モニタ (ARM)、空気サンプラー、格納容器雰囲気モニタリング系 (CAMS)。 j. 計器のキャリブレーション。 k. 校正用基準線源。 <p>4.3 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</p>	<p>な放射線モニタリング設備について重要度を考慮することとし、3～4件の検査対象（サンプル）にて検査を実施する。</p> <p>(1) 放射線モニタリング設備の確認 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。</p> <p>4. 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備 本検査の実施前に事業者の管理マニュアル、活動状況、実績等を収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施する。また、検査対象（サンプル）では、事業者のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動によって、安全上重要な結果を生む可能性の高い設備、活動等に対し設定する。</p> <p>4.2 検査実施 放射線モニタリング設備に係る以下の対象について、事業者活動等を確認する。</p> <p>(1) 放射線モニタリング設備の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 可搬式計測器の校正及び保管状態並びに運転可否。(核燃料施設等については、臨界監視に係る設備を含む。) b. 可搬式検査計器の性能。 c. エリア放射線モニタ (ARM) 及び連続的空気モニタ (CAM) の適切な設置等。 d. 作業員汚染モニタ (PCM)、入口モニタ (PM) 及び小物モニタ (SAM) の定期的な校正。 e. 実験室用計装等の校正及び試験の手順。 f. ホールボディ・カウンター。 g. 事故後の監視計装。 h. 入口モニタ (PM)、作業員汚染モニタ (PCM) 及び小物モニタ (SAM)。 i. 可搬式サーベイ計器、エリア放射線モニタ (ARM)、空気サンプラー、格納容器雰囲気モニタリング系 (CAMS)。 j. 計器のキャリブレーション。 k. 校正用基準線源。 <p>4.3 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</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

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) 放射線モニタリング設備の確認

a. 放射線モニタリング設備の確認は、下記を含んでいるべきである。

(a) エリア放射線モニタ (ARM)、臨界モニタ、及びホールボディ・カウンター (WBC) を含む固定式計装。

(b) 連続空気モニタ (CAM) 及び可搬式空気サンプラーを含む構内気中モニタ。

(c) 可搬式サーベイ計器、特に、変化する放射線状況 (ガンマ線、中性子線及びアルファ線を測定する計装) を特定するために使用されるもの。

(d) 作業員汚染モニタ (PCM)、ポータルモニタ (PM) 及び小物モニタ (SAM)。

注記：高ガンマ線及び中性子線の状況監視のために使用される可搬式計装、空气中放射性物質 (ダスト) を発生させる作業に関連する空気モニタ、炉心計装、格納容器サンプ区域、及び放射性廃棄物樹脂移送に関連する状況監視、並びに作業員の外部と体内の汚染を判断するために使用されるエリア放射線モニタ (ARM) に注目すべきである。

(e) 事故後の監視と格納容器隔離時の計装は、高レンジの格納容器・ドライウエルの放射線モニタから構成される。

b. 放射線モニタリング設備の確認における検査対象の選定

(a) 放射性物質、物品及び作業員を含む管理区域の放射性物質の状態に関連する放射線計器及びその管理方法を特定するために、事業者等の設計図書等を確認すること。さらに、遠隔の緊急事態の評価のために使用される計器を含め、事故後の監視計装と関連技術仕様の要件を特定すること。ただし、事故後のサンプリング・システム (ダストサンプラ、ヨウ素サンプラ等) が、必要な計装として技術仕様書等から除外されている場合には、当該要件の特定は不要である。

(b) 中性子監視計装 (臨界モニタ、レムカウンタ等)、作業員の外部汚染 (作業員汚染モニタ) 及び体内汚染 (ポータルモニタ (PM)、ホールボディ・カウンター (WBC) 等) の検出及び、分析に使用する計測器並びに空気サンプラー及び小物モニタ (SAM) を含めた供用中の監視計装のリストを入手すること。適切な数及び種類の計器が作業支援のために利用可能か否かを判断するためにリストを確認すること。

(c) 事業者等のサイト外の校正施設の監査を含めて、直近の放射線監視プログラムの事業者等及び第三者による (独立の) 評価報告書を確認する。

(d) 校正計器ソースのチェックと校正を管理する手順書のコピーを入手すること。特に高放射線状況の監視に使用される計器に注目すること。校正の手順書の妥当性を確認すること。

(e) 現場検査に備えた技術仕様書及び設置許可申請書等において規定されている臨界モニタ、エリア放射線モニタ (ARM) 等の警報設定値及び設定根拠を確認すること。

5.2 検査を実施する上での手引及び関連する留意事項

(1) 放射線モニタリング設備の確認

a. 使用中又は使用可能な 5~10 件の可搬式計測器を選択すること。校正の有効期間を示すステ

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) 放射線モニタリング設備の確認

a. 放射線モニタリング設備の確認は、下記を含んでいるべきである。

(a) エリア放射線モニタ (ARM)、臨界モニタ、及びホールボディ・カウンター (WBC) を含む固定式計装。

(b) 連続空気モニタ (CAM) 及び可搬式空気サンプラーを含む構内気中モニタ。

(c) 可搬式サーベイ計器、特に、変化する放射線状況 (ガンマ線、中性子線及びアルファ線を測定する計装) を特定するために使用されるもの。

(d) 作業員汚染モニタ (PCM)、入口モニタ (PM) 及び小物モニタ (SAM)。

注記：高ガンマ線及び中性子線の状況監視のために使用される可搬式計装、空气中放射性物質 (ダスト) を発生させる作業に関連する空気モニタ、炉心計装、格納容器サンプ区域、及び放射性廃棄物樹脂移送に関連する状況監視、並びに作業員の外部と体内の汚染を判断するために使用されるエリア放射線モニタ (ARM) に注目すべきである。

(e) 事故後の監視と格納容器隔離時の計装は、高レンジの格納容器・ドライウエルの放射線モニタから構成される。

b. 放射線モニタリング設備の確認における検査対象の選定

(a) 放射性物質、物品及び作業員を含む管理区域の放射性物質の状態に関連する放射線計器及びその管理方法を特定するために、事業者の設置許可申請書等を確認すること。さらに、遠隔の緊急事態の評価のために使用される計器を含め、事故後の監視計装と関連技術仕様の要件を特定すること。ただし、事故後のサンプリング・システム (ダストサンプラ、ヨウ素サンプラ等) が、必要な計装として技術仕様書等から除外されている場合には、当該要件の特定は不要である。

(b) 中性子監視計装 (臨界モニタ、レムカウンタ等)、作業員の外部汚染 (作業員汚染モニタ) 及び体内汚染 (入口モニタ (PM)、ホールボディ・カウンター (WBC) 等) の検出及び、分析に使用する計測器並びに空気サンプラー及び小物モニタ (SAM) を含めた供用中の監視計装のリストを入手すること。適切な数及び種類の計器が作業支援のために利用可能か否かを判断するためにリストを確認すること。

(c) 事業者のサイト外の校正施設の監査を含めて、直近の放射線監視プログラムの事業者及び第三者による (独立の) 評価報告書を確認する。事業者の評価プログラム及び評価報告書を確認する。

(d) 校正計器ソースのチェックと校正を管理する手順書のコピーを入手すること。特に高放射線状況の監視に使用される計器に注目すること。校正の手順書の妥当性を確認すること。

(e) 現場検査に備えた技術仕様書及び設置許可申請書等において規定されている臨界モニタ、エリア放射線モニタ (ARM) 等の警報設定値及び設定根拠を確認すること。

5.2 検査を実施する上での手引及び関連する留意事項

(1) 放射線モニタリング設備の確認

a. 使用中又は使用可能な 5~10 件の可搬式計測器を選択すること。校正の有効期間を示すステ

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

ッカーを確認する。また計器の状態及び運転可能かどうかを確認する。核燃料施設等については、臨界に係る設備を含める。

b. 事業者等が多種類の可搬式検査計器の校正を実証するときには、そのパフォーマンスを観察すること。高レンジの計器が全て適切なスケールで校正が行われているか否かを判断すること。校正の実証には、少なくとも**3**種類の可搬式検査計器を選ぶこと。

c. エリア放射線モニタ (**ARM**) 及び連続的空気モニタ (**CAM**) が、監視すべき放射線源又は区域に対して意図された場所に適切に設置されているか否かを判断するため、これらの**5～7**件についてウォークダウンを実施すること。モニタの応答（現場又は遠隔の指標経由で）と現場の条件との整合性に関して比較すること。

d. 作業汚染モニタ (**PCM**)、ポータルモニタ (**PM**) 及び小物モニタ (**SAM**) を**3～5**件選択すること。定期的な校正が、製造業者の推奨事項及び**事業者等**の手順書に従って実施されていることを検証すること。

e. 校正及び試験のプログラム

(a) 実験室用計装の放射線分析（例えば、全アルファ線、全ベータ線、比例計数器、**ガンマ**線スペクトロメトリ法（リチウムドリフト型ゲルマニウム半導体検出器、高純度ゲルマニウム半導体検出器を含む）及び液体シンチレーション計数器）に使用される各種の実験室用分析計器のうちの**1**つを選択すること。日常の性能チェック及び校正データの頻度が適切であり、また劣化計器を識別管理していることを検証する。

f. ホールボディ・カウンター

(a) 計器の通常の使用前に、ホールボディ・カウンター（WBC）の機能確認の実施方法を確認すること。チェック用ソースが適切か否か、また現場のアイソトープ・ミックス（ファントム）と一致するか否かを確認すること。

(b) 校正用ソースが**原子力施設**の内部被ばくの解析に必要な条件、要素の典型であること、また、適切な校正用ソースが使用されていることを検証するために、直近のホールボディ・カウンター（**WBC**）の校正報告書をレビューすること。

g. 事故後の監視計装

(a) 少なくとも**1**つのドライウェル・格納容器用の高レンジ・モニタを選ぶこと、また直近の校正報告書を確認すること。

(b) 計器の測定範囲及び意図された目的を考慮に入れて、校正の許容判断基準が合理的か否かを判断すること。

(c) 使用可能な場合、**事業者等**の校正及び試験手順との適合性を検証するために、これらの計器の電子的及び放射線校正を観察すること。

h. 入口モニタ (**PM**)、作業汚染モニタ (**PCM**) 及び小物モニタ (**SAM**)。

(a) サイトで使用される計器のうちの**1**又は**2**件を選択すること、また警報設定値が、その条件下において、許可された放射性物質が周辺監視区域境界における空間線量率及び空气中放射性物質濃度限度を確保するために合理的であることを検証すること。

(b) 上記の中で選択された各計器の校正文書をレビューし、また製造業者の推奨事項との一貫性を判断するために、**事業者等**の校正方法について確認すること。

i. 可搬式サーベイ計器、エリア放射線モニタ (**ARM**)、空気サンプラー、格納容器雰囲気モニタリング系 (**CAMS**)

(a) 各種の計器（計器総数の中の最低**4**つ）の少なくとも**1**つに関する校正文書をレビューすること。可搬式サーベイ計器及びエリア放射線モニタ (**ARM**) に関しては、検出器の寸法形状

カーを確認する。また計器の状態及び運転可能かどうかを確認する。核燃料施設等については、臨界に係る設備を含める。

b. 事業者が多種類の可搬式検査計器の校正を実証するときには、そのパフォーマンスを観察すること。高レンジの計器が全て適切なスケールで校正が行われているか否かを判断すること。校正の実証には、少なくとも**3**種類の可搬式検査計器を選ぶこと。

c. エリア放射線モニタ (**ARM**) 及び連続的空気モニタ (**CAM**) が、監視すべき放射線源又は区域に対して意図された場所に適切に設置されているか否かを判断するため、これらの**5～7**件についてウォークダウンを実施すること。モニタの応答（現場又は遠隔の指標経由で）と現場の条件との整合性に関して比較すること。

d. 作業汚染モニタ (**PCM**)、**入口モニタ (PM)** 及び小物モニタ (**SAM**) を**3～5**件選択すること。定期的な校正が、製造業者の推奨事項及び**事業者**の手順書に従って実施されていることを検証すること。

e. 校正及び試験のプログラム

(a) 実験室用計装の放射線分析（例えば、全アルファ線、全ベータ線、比例計数器、**γ**線スペクトロメトリ法（リチウムドリフト型ゲルマニウム半導体検出器、高純度ゲルマニウム半導体検出器を含む）及び液体シンチレーション計数器）に使用される各種の実験室用分析計器のうちの**1**つを選択すること。日常の性能チェック及び校正データの頻度が適切であり、また劣化計器を識別管理していることを検証する。

f. ホールボディ・カウンター

(a) 計器の通常の使用前に、ホールボディ・カウンター（WBC）の機能確認の実施方法を確認すること。チェック用ソースが適切か否か、また現場のアイソトープ・ミックス（ファントム）と一致するか否かを確認すること。

(b) 校正用ソースが**プラント**の内部被ばくの解析に必要な条件、要素の典型であること、また、適切な校正用ソースが使用されていることを検証するために、直近のホールボディ・カウンター（**WBC**）の校正報告書をレビューすること。

g. 事故後の監視計装

(a) 少なくとも**1**つのドライウェル・格納容器用の高レンジ・モニタを選ぶこと、また直近の校正報告書を確認すること。

(b) 計器の測定範囲及び意図された目的を考慮に入れて、校正の許容判断基準が合理的か否かを判断すること。

(c) 使用可能な場合、**事業者**の校正及び試験手順との適合性を検証するために、これらの計器の電子的及び放射線校正を観察すること。

h. 入口モニタ (**PM**)、作業汚染モニタ (**PCM**) 及び小物モニタ (**SAM**)。

(a) サイトで使用される計器のうちの**1**又は**2**件を選択すること、また警報設定値が、その条件下において、許可された放射性物質が周辺監視区域境界における空間線量率及び空气中放射性物質濃度限度を確保するために合理的であることを検証すること。

(b) 上記の中で選択された各計器の校正文書をレビューし、また製造業者の推奨事項との一貫性を判断するために、**事業者**の校正方法について確認すること。

i. 可搬式サーベイ計器、エリア放射線モニタ (**ARM**)、空気サンプラー、格納容器雰囲気モニタリング系 (**CAMS**)

(a) 各種の計器（計器総数の中の最低**4**つ）の少なくとも**1**つに関する校正文書をレビューすること。可搬式サーベイ計器及びエリア放射線モニタ (**ARM**) に関しては、検出器の寸法形状及

及び校正方法をレビューし、さらに、**事業者等**にその計器のキャリブレーションの使用を実証させること（適用可能な場合）。測定結果が疑わしい場合は、計器を持参し、現場で実測し、測定値の比較を行う。

(b) 使用可能な場合、校正又はソース確認時に、許容判断基準を満たさなかった**1～4**つの可搬式検査計器を選択すること（少なくとも、電子的警報線量計、呼吸ゾーン空気サンプラーなどのような**1**つの可搬式サーベイ計器及び**1**つの個人線量計を含めて）。校正から逸脱した（50パーセント以上）計器に関しては、**事業者等**が適切な措置を取っていることを検証すること。**事業者等**が成功した最後の校正又は校正以降における計器の可能な影響を評価していることを検証すること。

j. 計器のキャリブレーション

(a) **事業者等**の可搬式測定器及びエリア放射線モニタ (ARM) のキャリブレーション・ユニットに対する現在の出力値（表、集計表など）を確認すること。**事業者等**が電離箱・電位計（又は同等の測定器）による測定を通じて、使用計器の範囲を超えるキャリブレーションのアウトプットを定期的に測定することを検証すること。

(b) **事業者等**が追跡可能なソースを使用して測定器を校正していること（トレーサビリティが確保されているということ）、また、これらの測定器に関する補正係数（校正定数）が、**事業者等**の出力検証において適切に適用されていたことを検証すること。

k. 校正用基準線源

(a) 使用された校正用基準線源が**原子力施設**内の典型的な線種及びエネルギー範囲であることを確認する。

5.3 現場確認を行う際の視点

(1) 検査官はリスク情報に基づき、どの計器を検査するか選択するべきである。例えば、高線量率の区域において使用される放射線測定器は、高い優先度であるべきである。

(2) 測定器が使用可能かどうかの検証は、検査官による**事業者等**の現場の校正状況の観察によって行われるべきである。観察の機会がない場合は、検証は、校正文書を確認する。

(3) 校正用密封線源（下限数量以下も含む）が多数存在するが、それらが**原子力施設**内の測定器の校正に対して適切な核種、線種、エネルギー範囲であることを確認する。

○改訂履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
<u>0</u>	2020/04/01	施行	
<u>1</u>		<p>○運用の明確化</p> <p>①建設段階又は廃止措置段階の施設について、 リスク状態に応じた検査頻度とする運用を 明確化（表3 検査要件まとめ表）</p> <p>○記載の適正化</p>	

び校正方法をレビューし、さらに、**事業者**にその計器のキャリブレーションの使用を実証させること（適用可能な場合）。測定結果が疑わしい場合は、計器を持参し、現場で実測し、測定値の比較を行う。

(b) 使用可能な場合、校正又はソース確認時に、許容判断基準を満たさなかった**1～4**つの可搬式検査計器を選択すること（少なくとも、電子的警報線量計、呼吸ゾーン空気サンプラーなどのような**1**つの可搬式サーベイ計器及び**1**つの個人線量計を含めて）。校正から逸脱した（50パーセント以上）計器に関しては、**事業者**が適切な措置を取っていることを検証すること。**事業者**が成功した最後の校正又は校正以降における計器の可能な影響を評価していることを検証すること。

j. 計器のキャリブレーション

(a) **事業者**の可搬式測定器及びエリア放射線モニタ (ARM) のキャリブレーション・ユニットに対する現在の出力値（表、集計表など）を確認すること。**事業者**が電離箱・電位計（又は同等の測定器）による測定を通じて、使用計器の範囲を超えるキャリブレーションのアウトプットを定期的に測定することを検証すること。

(b) **事業者**が追跡可能なソースを使用して測定器を校正していること（トレーサビリティが確保されているということ）、また、これらの測定器に関する補正係数（校正定数）が、**事業者**の出力検証において適切に適用されていたことを検証すること。

k. 校正用基準線源

(a) 使用された校正用基準線源が**プラント**内の典型的な線種及びエネルギー範囲であることを確認する。

5.3 現場確認を行う際の視点

(1) 検査官はリスク情報に基づき、どの計器を検査するか選択するべきである。例えば、高線量率の区域において使用される放射線測定器は、高い優先度であるべきである。

(2) 測定器が使用可能かどうかの検証は、検査官による**事業者**の現場の校正状況の観察によって行われるべきである。観察の機会がない場合は、検証は、校正文書を確認する。

(3) 校正用密封線源（下限数量以下も含む）が多数存在するが、それらが**プラント**内の測定器の校正に対して適切な核種、線種、エネルギー範囲であることを確認する。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
<u>0</u>	2020/04/01	施行	

(新設)

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

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78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号、第9号及び第11号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第7号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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

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78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11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条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12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条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12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条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10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条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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14条及び第15条	第20条第1項第7号、第8号及び第11号並びに同条第2項第8号、第10号及び第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から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第8号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

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	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備	2年*	3以上	60	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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	放射線モニタリング設備	2年*	3以上	60	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設又は廃止措置計画の認可を受けた施設については、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	放射線モニタリング設備 (熱出力500kw以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線モニタリング設備 (熱出力500kw以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線モニタリング設備 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	放射線モニタリング設備	2年*	3以上	60	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

05 加工

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	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備	2年	3以上	60	チーム

(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	放射線モニタリング設備	2年	3以上	60	チーム

(新設)

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	放射線モニタリング設備 (熱出力500kw以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線モニタリング設備 (熱出力500kw以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線モニタリング設備 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	—	—	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

※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	放射線モニタリング設備	2年	3以上	60	チーム

(新設)

05 加工

記載の適正化（誤記）

運用の明確化
 ・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化運用の明確化
 ・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

運用の明確化
 ・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備 (MOX加工)	2年*	2以上	45	チーム
02	放射線モニタリング設備 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設については、必要に応じて検査を実施する。

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
01	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	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	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	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	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	チーム

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	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	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	放射線モニタリング設備 (MOX加工)	2年	2以上	45	チーム
02	放射線モニタリング設備 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

(新設)

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	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	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	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	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	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	チーム

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	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	チーム

運用の明確化
・建設段階又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化

基本検査運用ガイド
安全実績指標の検証
(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 安全実績指標の検証 (BQ0040_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：「原子力施設安全」「放射線安全」 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」 「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） 「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」（研開炉、試験炉、再処理、加工、貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「横断」</p> <p>2 検査目的 原子力規制検査等に関する規則第5条及び原子力規制等実施要領に基づき、各監視領域の関連に関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。）及び指標の収集状況等を確認する。 なお、本指標は、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67条の規定に基づき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5条により報告を徴収することとしている。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 評価の対象とする各安全実績指標（PI: Performance Indicator、以下「PI」という。）は、次のとおりとする。 (1) 7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数 (2) 7,000臨界時間当たりの計画外出力変化回数 (3) 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数 (4) 安全系の使用不能時間割合（%） (5) 安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱回数） (6) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率（基準値を超えた割合） (7) 原子炉冷却材中のよう素131濃度（基準値に対する割合） (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 (9) 重大事故等対策における操作の成立性（想定時間を満足した割合） (10) 重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数） (11) 放射性廃棄物の過剰放出件数</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 安全実績指標の検証 (BQ0040_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：「原子力施設安全」「放射線安全」 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」 「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） 「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」（研開炉、試験炉、再処理、加工、貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「横断」</p> <p>2. 検査目的 原子力規制検査等に関する規則第5条及び原子力規制等実施要領に基づき、各監視領域の関連に関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。）及び指標の収集状況等を確認する。 なお、本指標は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条の規定に基づき原子力規制検査等に関する規則第5条により報告を徴収することとしている。</p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 評価の対象とする各安全実績指標（PI: Performance Indicator、以下「PI」という。）は、次のとおりとする。 (1) 7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数 (2) 7,000臨界時間当たりの計画外出力変化回数 (3) 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数 (4) 安全系の使用不能時間割合（%） (5) 安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱回数） (6) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率（基準値を超えた割合） (7) 原子炉冷却材中のよう素131濃度（基準値に対する割合） (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 (9) 重大事故等対策における操作の成立性（想定時間を満足した割合） (10) 重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数） (11) 放射性廃棄物の過剰放出件数</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>(12)被ばく線量が線量限度を超えた件数 (13)事故故障等の報告基準の実効線量 (5mSv) を超えた計画外の被ばく発生件数</p> <p>※ 核燃料施設等は(11)から(13)のみを対象とする。</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 検査体制、頻度及びサンプル数 検査は、表1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、検査は、前年度末までのデータが集計されPIデータとして提出された後の任意の時期に実施する。</p> <p>4 検査手順 4.1 検査前準備 検査に際して、PIの評価に必要な事業者の規定類を事前に調査し確認するとともに、運転記録及び報告書等入手し、又は閲覧する。</p> <p>(1) 事業者から提出されるPI (2) PI作成に係る要領書、手順書等 (3) PIの基となる運転記録等及びそのデータ処理に関わる記録 (4) 事故故障、運転上の制限に係る事象報告書等の資料</p> <p>4.2 検査実施 PI及びPIに係る事業者活動等について、「<u>GI0006 安全実績指標に関するガイド</u>」及び「<u>ATENA 19-R01 (Rev. 0) 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 (原子力エネルギー協議会制定)</u>」に基づき、以下を確認する。</p> <p>(1) <u>7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数</u> 事業者から報告されているスクラム回数とPIの比較。</p> <p>(2) <u>7,000臨界時間当たりの計画外出力変化回数</u> 運転記録等から得られる事業者の記録等の適切性。</p> <p>(3) <u>追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数</u> 事業者が提出する事象報告書及び運転記録等。</p> <p>(4) <u>安全系の使用不能時間割合 (%)</u> 運転上の制限 (LCO) 逸脱時間の占める割合とPIの比較。</p> <p>(5) <u>安全系の機能故障件数 (運転上の制限逸脱回数)</u> 影響緩和に係る設備等の安全機能の劣化数とPIの比較。</p> <p>(6) <u>格納容器内の原子炉冷却材漏えい率 (運転上の制限値を超えた割合)</u> 対象ユニット毎の原子炉容器からの漏洩量とPIの比較。</p> <p>(7) <u>原子炉冷却材中のよう素131濃度 (基準値に対する割合)</u> よう素131濃度に関する対象ユニット毎の事業者の記録とPIの比較。</p> <p>(8) <u>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</u> 要員参加割合の適切な算定。</p> <p>(9) <u>重大事故等対策における操作の成立性 (想定時間を満足した割合)</u> 訓練における各ホールドポイントでの時間と成立性確認訓練 (シーケンス訓練) の実施報告書等の記</p>	<p>(12)被ばく線量が線量限度を超えた件数 (13)事故故障等の報告基準の実効線量 (5mSv) を超えた計画外の被ばく発生件数</p> <p>※ 核燃料施設等は(11)から(13)のみを対象とする。</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 検査体制、頻度及びサンプル数 検査は、表1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、検査は、前年度末までのデータが集計されPIデータとして提出された後の任意の時期に実施する。</p> <p>4 検査手順 4.1 検査前準備 検査に際して、PIの評価に必要な事業者の規定類を事前に調査し確認するとともに、運転記録及び報告書等入手し、又は閲覧する。</p> <p>(1) 事業者から提出されるPI (2) PI作成に係る要領書、手順書等 (3) PIの基となる運転記録等及びそのデータ処理に関わる記録 (4) 事故故障、運転上の制限に係る事象報告書等の資料</p> <p>4.2 検査実施 PI及びPIに係る事業者活動等について、「<u>安全実績指標に関するガイド (GI0006)</u>」及び「<u>ATENA 19-R01 (Rev. 0) 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 (原子力エネルギー協議会制定)</u>」に基づき、以下を確認する。</p> <p>(1) <u>7,000臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数</u> 事業者から報告されているスクラム回数とPIの比較。</p> <p>(2) <u>7,000臨界時間当たりの計画外出力変化回数</u> 運転記録等から得られる事業者の記録等の適切性。</p> <p>(3) <u>追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数</u> 事業者が提出する事象報告書及び運転記録等。</p> <p>(4) <u>安全系の使用不能時間割合 (%)</u> 運転上の制限 (LCO) 逸脱時間の占める割合とPIの比較。</p> <p>(5) <u>安全系の機能故障件数 (運転上の制限逸脱回数)</u> 影響緩和に係る設備等の安全機能の劣化数とPIの比較。</p> <p>(6) <u>格納容器内の原子炉冷却材漏えい率 (運転上の制限値を超えた割合)</u> 対象ユニット毎の原子炉容器からの漏洩量とPIの比較。</p> <p>(7) <u>原子炉冷却材中のよう素131濃度 (基準値に対する割合)</u> よう素131濃度に関する対象ユニット毎の事業者の記録とPIの比較。</p> <p>(8) <u>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</u> 要員参加割合の適切な算定。</p> <p>(9) <u>重大事故等対策における操作の成立性 (想定時間を満足した割合)</u> 訓練における各ホールドポイントでの時間と成立性確認訓練 (シーケンス訓練) の実施報告書等の記</p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
---	---	--

<p>録。</p> <p>(10) 重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数） 対象設備の運転上の制限を逸脱した件数。</p> <p>(11) 放射性廃棄物の過剰放出件数 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の記録とPIの比較。</p> <p>(12) 被ばく線量が線量限度を超えた件数 年度期間中に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とPIの比較。</p> <p>(13) 計画外放射線影響発生件数 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（<u>5mSv</u>）を超えた件数。</p> <p>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 検査の結果、報告されたPIデータと検証のために収集したデータに矛盾があり、データが信頼できないと判断した場合の処置 事業者のデータ収集又は解釈上の過誤による場合があるため、事業者へ通知し確認を求める。また、事業者のCAP活動報告、不適合処置等を観察し検証状況を確認する。</p> <p>(2) PIの報告内容が誤りであった場合の処置 不適合処置の状況を観察し、事業者がPIデータの過誤を是正していること及びその是正処置の有効性を適切に評価していることを確認する。また、人的過誤によるものと認められる場合は、必要に応じて基本検査運用ガイド「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」により適切に不適合が処置されていることを確認する。</p> <p>(3) PIが閾値を超える場合等の処置 検査官は、検出された矛盾点について、PIが閾値を超え若しくはPIに対する信頼性を確認できないと判断した場合は、速やかにその旨を事業者及び本庁の関係者に通知する。</p> <p>(4) 事業者から適切なPIデータが得られない、若しくはPIデータに重大な矛盾がある場合の処置 実行可能と判断できる場合、検査官により直接PIデータを収集するとともに検査を追加し検証する。</p>	<p>録。</p> <p>(10) 重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数） 対象設備の運転上の制限を逸脱した件数。</p> <p>(11) 放射性廃棄物の過剰放出件数 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の記録とPIの比較。</p> <p>(12) 被ばく線量が線量限度を超えた件数 年度期間中に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とPIの比較。</p> <p>(13) 計画外放射線影響発生件数 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（<u>5mSv</u>）を超えた件数。</p> <p>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 検査の結果、報告されたPIデータと検証のために収集したデータに矛盾があり、データが信頼できないと判断した場合の処置 事業者のデータ収集又は解釈上の過誤による場合があるため、事業者へ通知し確認を求める。また、事業者のCAP活動報告、不適合処置等を観察し検証状況を確認する。</p> <p>(2) PIの報告内容が誤りであった場合の処置 不適合処置の状況を観察し、事業者がPIデータの過誤を是正していること及びその是正処置の有効性を適切に評価していることを確認する。また、人的過誤によるものと認められる場合は、必要に応じて「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」により適切に不適合が処置されていることを確認する。</p> <p>(3) PIが閾値を超える場合等の処置 検査官は、検出された矛盾点について、PIが閾値を超え若しくはPIに対する信頼性を確認できないと判断した場合は、速やかにその旨を事業者及び本庁の関係者に通知する。</p> <p>(4) 事業者から適切なPIデータが得られない、若しくはPIデータに重大な矛盾がある場合の処置 実行可能と判断できる場合、検査官により直接PIデータを収集するとともに検査を追加し検証する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>5 検査手引</p> <p>5.1 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項</p> <p>(1) 7,000時間あたりでの計画外自動・手動スクラム回数 過去4四半期中の7,000時間境界運転時間あたりの手動及び自動の計画外スクラムについて、関連法令に基づき事業者が提出する事象に関する報告書で報告されているスクラム回数とPIとして報告された回数を比較するとともに、境界運転時間数の正確性を対象ユニット毎に提出されたデータから1件をサンプリングし確認する。</p> <p>(2) 7,000時間あたりでの計画外出力変化回数 過去4四半期中の7,000時間境界運転時間あたりの全出力の5%を超える原子炉出力の計画外変化について、運転記録、その他の文書をレビューし、事業者が出力変更の回数を適切に把握、記録していることを確認するとともに、境界運転時間数の正確性を対象ユニット毎に提出されたデータから1件をサンプリングし確認する。</p> <p>(3) 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数 過去4四半期中の境界中における計画外のスクラムであり、かつ追加的な運転操作を要求する又は</p>	<p>5. 検査手引</p> <p>5.1 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項</p> <p>(1) 7,000時間あたりでの計画外自動・手動スクラム回数 過去4四半期中の7000時間境界運転時間あたりの手動及び自動の計画外スクラムについて、関連法令に基づき事業者が提出する事象に関する報告書で報告されているスクラム回数とPIとして報告された回数を比較するとともに、境界運転時間数の正確性を対象ユニット毎に提出されたデータから1件をサンプリングし確認する。</p> <p>(2) 7,000時間あたりでの計画外出力変化回数 過去4四半期中の7000時間境界運転時間あたりの全出力の5%を超える原子炉出力の計画外変化について、運転記録、その他の文書をレビューし、事業者が出力変更の回数を適切に把握、記録していることを確認するとともに、境界運転時間数の正確性を対象ユニット毎に提出されたデータから1件をサンプリングし確認する。</p> <p>(3) 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数 過去4四半期中の境界中における計画外のスクラムであり、かつ追加的な運転操作を要求する又は主</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>

主給水が使用できない状態若しくは復旧できない状態を伴うもの(2本以上の制御棒未挿入、タービントリップ失敗等)について、事業者が提出する事象報告書及び運転記録をレビューし、PIの中で適切に報告されていることを対象ユニット毎に提出されたデータから1件をサンプリングし確認する。

(4) 安全系の使用不能時間割合 (%)

過去12四半期間中に発生した安全系(炉心冷却機能、余熱除去機能、非常用交流電源系統等安全上重要な機器)の運転上の制限(LCO)逸脱時間が、過去12四半期間中の原子炉運転時間(必要待機時間)に占める割合について、運転記録その他の根拠資料に基づき、PIの数値が各安全系機器の運転時間、修復時間等をもとに正確に算出し報告されていることを対象ユニットの系統毎に1件をサンプリングにより確認する。

(5) 安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱回数)

過去4四半期間中に異常の影響緩和の機能を有する構造物、機器又は系統の安全機能を妨げた、又は妨げる可能性のあった件数について、対象ユニット毎に「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年通商産業省令第77号)」第87条第9項に基づく報告の内容から、これらの報告故障の件数とPIの件数を比較し正確に算出し報告されていることを確認する。

(6) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率(運転上の制限値を超えた割合)

過去4四半期間中に保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合について、対象ユニット毎に原子炉容器(RCS)からの漏洩量の日々の漏えい測定値を事業者の記録とPIデータとを比較し、正しく報告されていることを確認する。

(7) 原子炉冷却材中のよう素131濃度(運転上の制限値を超えた割合)

過去4四半期間中に保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素131濃度に関する運転上の制限に対する割合について、対象ユニット毎に事業者の記録とPIデータとを比較し、基準値を超えた割合が正しく報告されていることを確認する。

(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

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について、正しく算定されていることを対象ユニット毎に訓練実施報告等の記録により確認する。

(9) 重大事故等対策における操作の成立性(想定時間を満足した割合)

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ける、各ホールドポイントで想定される時間を満足した件数割合を対象ユニット毎に成立性確認訓練(シーケンス訓練)の実施報告書等の記録により確認する。

(10) 重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

過去4四半期の保安規定に基づく重大事故等対処設備の運転上の制限を逸脱した件数が正しく報告されていることを確認する。

(11) 放射性廃棄物の過剰放出件数

年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値、放出管理の基準値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数について、対象ユニット毎に事業者の放射性廃棄物の放出記録、事象報告書等をもとにPIデータと比較し、正しく報告されていることを確認する。

(12) 被ばく線量が線量限度を超えた件数

年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が、法令で定めた線量限度を超えた件数について、事業者の記録、報告書等をもとにPIデータと比較し、正しく報告されていることを確認する。

100mSv/5年は平成13年度を始期とする5年間とする。(法令に定める「線量限度」未満の場合は「なし」とする。)

給水が使用できない状態若しくは復旧できない状態を伴うもの(2本以上の制御棒未挿入、タービントリップ失敗等)について、事業者が提出する事象報告書及び運転記録をレビューし、PIの中で適切に報告されていることを対象ユニット毎に提出されたデータから1件をサンプリングし確認する。

(4) 安全系の使用不能時間割合 (%)

過去12四半期間中に発生した安全系(炉心冷却機能、余熱除去機能、非常用交流電源系統等安全上重要な機器)の運転上の制限(LCO)逸脱時間が、過去12四半期間中の原子炉運転時間(必要待機時間)に占める割合について、運転記録その他の根拠資料に基づき、PIの数値が各安全系機器の運転時間、修復時間等をもとに正確に算出し報告されていることを対象ユニットの系統毎に1件をサンプリングにより確認する。

(5) 安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱回数)

過去4四半期間中に異常の影響緩和の機能を有する構造物、機器又は系統の安全機能を妨げた、又は妨げる可能性のあった件数について、対象ユニット毎に「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第87条第9項に基づく報告の内容から、これらの報告故障の件数とPIの件数を比較し正確に算出し報告されていることを確認する。

(6) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率(運転上の制限値を超えた割合)

過去4四半期間中に保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合について、対象ユニット毎に原子炉容器(RCS)からの漏洩量の日々の漏えい測定値を事業者の記録とPIデータとを比較し、正しく報告されていることを確認する。

(7) 原子炉冷却材中のよう素131濃度(運転上の制限値を超えた割合)

過去4四半期間中に保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素131濃度に関する運転上の制限に対する割合について、対象ユニット毎に事業者の記録とPIデータとを比較し、基準値を超えた割合が正しく報告されていることを確認する。

(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

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について、正しく算定されていることを対象ユニット毎に訓練実施報告等の記録により確認する。

(9) 重大事故等対策における操作の成立性(想定時間を満足した割合)

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ける、各ホールドポイントで想定される時間を満足した件数割合を対象ユニット毎に成立性確認訓練(シーケンス訓練)の実施報告書等の記録により確認する。

(10) 重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

過去4四半期の保安規定に基づく重大事故等対処設備の運転上の制限を逸脱した件数が正しく報告されていることを確認する。

(11) 放射性廃棄物の過剰放出件数

年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値、放出管理の基準値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数について、対象ユニット毎に事業者の放射性廃棄物の放出記録、事象報告書等をもとにPIデータと比較し、正しく報告されていることを確認する。

(12) 被ばく線量が線量限度を超えた件数

年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が、法令で定めた線量限度を超えた件数について、事業者の記録、報告書等をもとにPIデータと比較し、正しく報告されていることを確認する。

100mSv/5年は平成13年度を始期とする5年間とする。(法令に定める「線量限度」未満の場合は「なし」とする。)

(13) 計画外放射線影響発生件数

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（5mSv）を超えた件数を確認する。

5.2 その他の視点及び留意事項

対象プラントに初めて適用されるPIの検証は、報告された値を算定するために使用される全てのデータの正確性を検証することが望ましい。

PIデータの正確性を期するため、PIデータの収集を観察することが有用となる場合がある。また、可能であれば必要に応じて個別検査項目の検査データを活用する。

(1) 起因事象に係るPI

スクラムに対応する運転員及び保修員等の人的要因に係る安全実績の検査として行う事象追跡については、横断検査項目の基本検査運用ガイド「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」による。

事象に係る報告書徴収後のレビューが終了するまでの期間中は、スクラムが適切なPIの下で報告されたことを検証する。

計画外の出力変化を伴う操作を行った場合とは、法令報告事象に限らず、5%を超える発電用原子炉の出力変化が生じたとき、若しくは発電用原子炉の出力変化が必要となった場合等を対象とする。

(2) 安全系統機能故障に係るPI

サンプリング期間中にかなりの回数の停止を伴うトレイン・セグメントについては、全ての時間が正確に報告されることを検証する必要はないが、計画外に停止した場合、又は計画よりも停止を延長した場合などに着目し、正しく説明されていることの確認に努めるものとする。

監視している系統のトレイン・セグメントが、定量的な評価から低リスクであり、PI全体に及ぼす大きな影響がなく、多くの非稼働時間を生じる可能性がある場合、報告された非稼働時間が合理的と思われる簡単なチェックを行うだけで十分である。

事象に係る報告書徴収後のレビューが終了するまでの期間中は、事象が適切なPIの下で報告されたかどうかを検証することを選択してもよい。

(3) 安全系の機能故障件数に係るPI

検証データを収集する場合、毎日のCAP会議等のレビューにおいて特定された故障に関する資料を蓄積することが望ましい。また、特定された故障又は非稼働に係る情報等、プラントの状態その他の検査の事例に係る情報を蓄積することが推奨される。また、検査官は、他の関連する適切な基本検査運用ガイドを参考として利用することができる。

(4) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率に係るPI

事業者による適切なPIデータの収集を確実にするため、検査官の行う日常の巡視において、運転員の監視活動を観察する。

(5) 原子炉冷却材中のよう素131濃度に係るPI

事業者による適切なPIデータの収集を確実にするため、要すれば、基本検査運用ガイド「BR0050 放射性気体・液体廃棄物の管理」に従って原子炉冷却材のサンプリングを観察する。

(6) 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

割合を算出する分母となる要員数は、事業者が要員をより多く確保ために実際に教育訓練を実施している対象者になるため、保安規定に基づいて規定類で要求されている要員数より多くなる。

なお、保安規定に基づいて規定類で要求されている要員数との関係についても確認し、気付き事項があれば、基本検査運用ガイド「BE0060 重大事故等対応要員の能力維持」に基づく確認を行う必要がある。

(13) 計画外放射線影響発生件数

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（5mSv）を超えた件数を確認する。

5.2 その他の視点及び留意事項

対象プラントに初めて適用されるPIの検証は、報告された値を算定するために使用される全てのデータの正確性を検証することが望ましい。

PIデータの正確性を期するため、PIデータの収集を観察することが有用となる場合がある。また、可能であれば必要に応じて個別検査項目の検査データを活用する。

(1) 起因事象に係るPI

スクラムに対応する運転員及び保修員等の人的要因に係る安全実績の検査として行う事象追跡については、横断検査項目の検査運用ガイド「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」による。

事象に係る報告書徴収後のレビューが終了するまでの期間中は、スクラムが適切なPIの下で報告されたことを検証する。

計画外の出力変化を伴う操作を行った場合とは、法令報告事象に限らず、5%を超える発電用原子炉の出力変化が生じたとき、若しくは発電用原子炉の出力変化が必要となった場合等を対象とする。

(2) 安全系統機能故障に係るPI

サンプリング期間中にかなりの回数の停止を伴うトレイン・セグメントについては、全ての時間が正確に報告されることを検証する必要はないが、計画外に停止した場合、又は計画よりも停止を延長した場合などに着目し、正しく説明されていることの確認に努めるものとする。

監視している系統のトレイン・セグメントが、定量的な評価から低リスクであり、PI全体に及ぼす大きな影響がなく、多くの非稼働時間を生じる可能性がある場合、報告された非稼働時間が合理的と思われる簡単なチェックを行うだけで十分である。

事象に係る報告書徴収後のレビューが終了するまでの期間中は、事象が適切なPIの下で報告されたかどうかを検証することを選択してもよい。

(3) 安全系の機能故障件数に係るPI

検証データを収集する場合、毎日のCAP会議等のレビューにおいて特定された故障に関する資料を蓄積することが望ましい。また、特定された故障又は非稼働に係る情報等、プラントの状態その他の検査の事例に係る情報を蓄積することが推奨される。また、検査官は、他の関連する適切な検査運用ガイドを参考として利用することができる。

(4) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率に係るPI

事業者による適切なPIデータの収集を確実にするため、検査官の行う日常の巡視において、運転員の監視活動を観察する。

(5) 原子炉冷却材中のよう素131濃度に係るPI

事業者による適切なPIデータの収集を確実にするため、要すれば、検査運用ガイド「BR0050 放射性気体・液体廃棄物の管理」に従って原子炉冷却材のサンプリングを観察する。

(6) 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

割合を算出する分母となる要員数は、事業者が要員をより多く確保ために実際に教育訓練を実施している対象者になるため、保安規定に基づいて規定類で要求されている要員数より多くなる。

なお、保安規定に基づいて規定類で要求されている要員数との関係についても確認し、気付き事項があれば、重大事故等対応要員の能力維持 (BE0060) 検査運用ガイドに基づく確認を行う必要がある。

記載の適正化（誤記）

(7) 重大事故発生時の操作の成立性 (想定時間を満足した割合)

裕度が最も少ないクリティカルな前後の作業工程間において、相互の関連性等これを拘束する条件が何であるかを事業者が分析・把握し、裕度を適切に管理できていることを確認する。

なお、成立性確認訓練における想定時間を満足しなかった工程については、規定類に基づき再教育訓練等を行い、適切に是正処置がとられ評価されていることを **基本検査運用ガイド「BE0070 重大事故等対応要員の訓練評価」**に基づき確認する必要がある。

(8) 重大事故等対処設備の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)

運転上の制限を逸脱したものと判断した後、逸脱ではないことが明らかになり、取り消された場合は件数に含めない。

なお、重大事故等対処設備に対する気付き事項が有った場合は、**基本検査運用ガイド「BE1050 緊急時対応の準備と保全」**に基づき確認する必要がある。

(9) 放射性廃棄物の過剰放出に係るPI

検査官は、施設内巡視において、潜在的に監視されない放出経路、プラント系統に接続されず、かつ潜在的な観察されない放出経路となる可能性及びこれらの経路からの放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物の漏えい事象に注意を払う必要がある。また、これらのあらゆる問題点がCAPに入力されることを確実にし、PIデータの正確性を確保するように努める。

(10) 被ばく線量が線量限度を超えた件数

放射線管理区域の出口での記録を確認し、被ばく線量が線量限度を超えた記録があれば、それがCAPに入力されていること、PIにカウントされていることを確認する。

(11) 計画外放射線影響発生件数

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則などに定める、原子炉施設の故障その他不測の事態が発生した場合の実効線量 **5mSv**の基準値を超えた件数をカウントしていることを確認する。

(12) カウントの集計

実用発電用原子炉施設のカウントの集計は、各ユニットに行う。核燃料施設等のカウントの集計は、規制体系の基礎となる事業等の許可・指定の単位に行う。ただし、試験炉においては原子炉を単位に行う。

6 参考図書

6.1 法令、基準等

- (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
- (2) 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

6.2 技術資料等

- (1) BR0050 放射性気体・液体廃棄物の管理
- (2) BR0090 放射線モニタリング
- (3) BQ0010 品質マネジメントシステムの運用
- (4) GI0006 安全実績指標に関するガイド
- (5) JEAG4121原子力安全のためのマネジメントシステム規程 (JEAC4111-2013) の適用指針
- (6) 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 (原子力エネルギー協議会)

○改正履歴

(7) 重大事故発生時の操作の成立性 (想定時間を満足した割合)

裕度が最も少ないクリティカルな前後の作業工程間において、相互の関連性等これを拘束する条件が何であるかを事業者が分析・把握し、裕度を適切に管理できていることを確認する。

なお、成立性確認訓練における想定時間を満足しなかった工程については、規定類に基づき再教育訓練等を行い、適切に是正処置がとられ評価されていることを **重大事故等対応要員の訓練評価 (BE0070) 検査運用ガイド**に基づき確認する必要がある。

(8) 重大事故等対処設備の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)

運転上の制限を逸脱したものと判断した後、逸脱ではないことが明らかになり、取り消された場合は件数に含めない。

なお、重大事故等対処設備に対する気付き事項が有った場合は、**緊急時対応の準備と保全 (BE1050) 検査運用ガイド**に基づき確認する必要がある。

(9) 放射性廃棄物の過剰放出に係るPI

検査官は、施設内巡視において、潜在的に監視されない放出経路、プラント系統に接続されず、かつ潜在的な観察されない放出経路となる可能性及びこれらの経路からの放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物の漏えい事象に注意を払う必要がある。また、これらのあらゆる問題点がCAPに入力されることを確実にし、PIデータの正確性を確保するように努める。

(10) 被ばく線量が線量限度を超えた件数

放射線管理区域の出口での記録を確認し、被ばく線量が線量限度を超えた記録があれば、それがCAPに入力されていること、PIにカウントされていることを確認する。

(11) 計画外放射線影響発生件数

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則などに定める、原子炉施設の故障その他不測の事態が発生した場合の実効線量 **5mSv**の基準値を超えた件数をカウントしていることを確認する。

(12) カウントの集計

実用発電用原子炉施設のカウントの集計は、各ユニットに行う。核燃料施設等のカウントの集計は、規制体系の基礎となる事業等の許可・指定の単位に行う。ただし、試験炉においては原子炉を単位に行う。

6. 参考図書

6.1 法令、基準等

- (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
- (2) 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

6.2 技術資料等

- (1) BR0050 放射性気体・液体廃棄物の管理
- (2) BR0090 放射線モニタリング
- (3) BQ0010 品質マネジメントシステムの運用
- (4) GI0006 安全実績指標に関するガイド
- (5) JEAG4121原子力安全のためのマネジメントシステム規程 (JEAC4111-2013) の適用指針
- (6) 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 (原子力エネルギー協議会)

7. 改訂履歴

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		<p>○運用の明確化</p> <p>①核燃料施設等の検査項目ごとの合計時間について、核燃料施設等のPIの数に応じた時間とする運用を明確化(表1 検査要件まとめ表)</p> <p>○記載の適正化</p>	

表1 検査要件まとめ表

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	安全実績指標の検証	1年	1	25	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	安全実績指標の検証	1年	1	3	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	安全実績指標の検証 (熱出力 500kw 以上※1)	1年	1	3	日常
02	安全実績指標の検証 (熱出力 500kw 以上※2)	1年	1	3	日常
03	安全実績指標の検証 (熱出力 500kw 未満)	1年	1	3	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	安全実績指標の検証	1年	1	3	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	安全実績指標の検証 (MOX加工)	1年	1	3	日常
02	安全実績指標の検証 (ウラン加工)	1年	1	3	日常

06 貯蔵

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

(新設)

表1 検査要件まとめ表

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	安全実績指標の検証	1年	1	25	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	安全実績指標の検証	1年	1	25	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	安全実績指標の検証 (熱出力 500kw 以上※1)	1年	1	15	日常
02	安全実績指標の検証 (熱出力 500kw 以上※2)	1年	1	5	日常
03	安全実績指標の検証 (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	安全実績指標の検証	1年	1	25	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	安全実績指標の検証 (MOX加工)	1年	1	20	日常
02	安全実績指標の検証 (ウラン加工)	1年	1	15	日常

06 貯蔵

記)

改正に伴う修正

記載の適正化(誤記)

運用の明確化

・核燃料施設等のPIの数に応じた時間とする運用を明確化

運用の明確化

・核燃料施設等のPIの数に応じた時間とする運用を明確化

運用の明確化

・核燃料施設等のPIの数に応じた時間とする運用を明確化

運用の明確化

・核燃料施設等のPIの数に応じた時間とする運用を明確化

運用の明確化

<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>	安全実績指標の検証	<u>1</u> 年	<u>1</u>	<u>3</u>	日常

07 管理

<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>	安全実績指標の検証	<u>1</u> 年	<u>1</u>	<u>3</u>	日常

08 埋設

<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>	安全実績指標の検証	<u>1</u> 年	<u>1</u>	<u>3</u>	日常

09 使用（政令該当）

<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>	安全実績指標の検証	<u>1</u> 年	<u>1</u>	<u>3</u>	日常

<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>	安全実績指標の検証	<u>1</u> 年	<u>1</u>	<u>5</u>	日常

07 管理

<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>	安全実績指標の検証	<u>1</u> 年	<u>1</u>	<u>5</u>	日常

08 埋設

<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>	安全実績指標の検証	<u>1</u> 年	<u>1</u>	<u>5</u>	日常

09 使用（政令該当）

<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>	安全実績指標の検証	<u>1</u> 年	<u>1</u>	<u>5</u>	日常

・核燃料施設等のPIの数に応じた時間とする運用を明確化

運用の明確化

・核燃料施設等のPIの数に応じた時間とする運用を明確化

運用の明確化

・核燃料施設等のPIの数に応じた時間とする運用を明確化

運用の明確化

・核燃料施設等のPIの数に応じた時間とする運用を明確化

原子力規制検査における規制措置に関するガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力規制検査における規制措置に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0004_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;"><u>目次</u></p> <p><u>1 目的</u> 3</p> <p><u>2 適用範囲</u> 4</p> <p><u>3 規制措置プロセス</u> 4</p> <p><u>3.1 事案に対する規制措置のスクリーニング</u> 4</p> <p><u>3.2 事案の深刻度の評価</u> 5</p> <p><u>3.3 規制措置の立案</u> 6</p> <p><u>4 規制措置後の検査による対応状況等の確認</u> 7</p> <p><u>1 目的</u></p> <p>本ガイドは、法令違反等が特定された検査指摘事項及び軽微（以下、「検査指摘事項等」という。）について、意図的な不正行為の有無、原子力安全への実影響の有無及び原子力規制委員会の規制活動への影響の有無を踏まえて、原子力規制庁において検査指摘事項等の深刻度を評価し、重要度及び深刻度を踏まえた規制措置（※1）を立案するための基本的な考え方及びプロセスを示したものである（図1参照）。</p> <p>規制措置は原子力規制委員会において決定されるものであり、原子力規制庁は本ガイドを適用して検査指摘事項等の深刻度の評価及び規制措置を立案することにより、この決定に資する。法令違反等の特定から規制措置の決定に至るまでのプロセスの明確化により、被規制者が法令遵守の重要性を認識し、違反に対する是正処置を迅速かつ適切に実施することが期待される。</p> <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。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、原子力規制検査に関連して実施する法第67条の規定による報告徴収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（以下「検査等」という。）の結果に基づき実施する法第61条の2の2第10項の規定を踏まえて実施する措置で、命令や原子力規制委員会として実施する行政指導を含む。</p>	<p style="text-align: center;">原子力規制検査における規制対応措置に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0004_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 style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 目的</u> 3</p> <p><u>2. 適用範囲</u> 4</p> <p><u>3. 規制対応措置プロセス</u> 4</p> <p><u>3.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング</u> 4</p> <p><u>3.2 事案の深刻度の評価</u> 5</p> <p><u>3.3 規制対応措置の立案</u> 6</p> <p><u>4. 規制対応措置後の検査による対応状況等の確認</u> 7</p> <p><u>1. 目的</u></p> <p>本ガイドは、法令違反が特定された検査指摘事項等について、意図的な不正行為の有無、原子力安全への実影響の有無及び原子力規制委員会の規制活動への影響の有無を踏まえて、原子力規制庁において検査指摘事項等の深刻度を評価し、重要度及び深刻度を踏まえた規制対応措置（※1）を立案するための基本的な考え方及びプロセスを示したものである（図参照）。</p> <p>規制対応措置は原子力規制委員会において決定されるものであり、原子力規制庁は本ガイドを適用して検査指摘事項等の深刻度の評価及び規制対応措置を立案することにより、この決定に資する。法令違反等の特定から規制対応措置の決定に至るまでのプロセスの明確化により、被規制者が法令遵守の重要性を認識し、違反に対する是正処置を迅速かつ適切に実施することが期待される。</p> <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。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、原子力規制検査に関連して実施する法第67条の規定による報告徴収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（以下「検査等」という。）の結果に基づき実施する法第61条の2の2第10項の規定を踏まえて実施する措置で、命令や原子力規制委員会として実施する行政指導を含む。</p>	<p>記載の適性化（誤記） 改正に伴う修正</p> <p>記載の適性化（誤記）</p> <p>記載の適性化（誤記）※検査指摘事項は自主基準違反もあるので「等」追記</p> <p>記載の適性化（誤記）※「検査指摘事項等」の意味を明確にした</p> <p>記載の適性化（誤記）</p> <p>記載の適性化（誤記）</p>

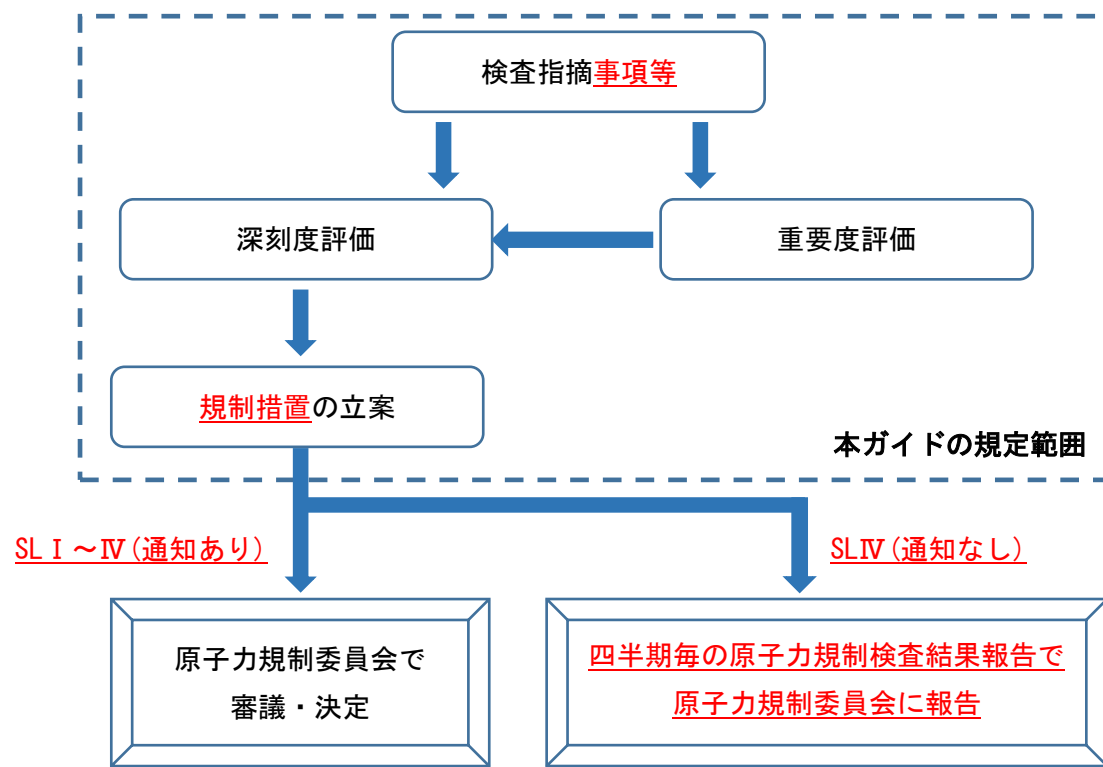


図1 規制措置の決定フロー

2 適用範囲

本ガイドは、法第57条の8で定義されている原子力事業者等(※2)及び核原料物質を使用する者(※3)(以下「事業者」と総称する。)を対象とする。

※2 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。)

※3 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や核原料物質、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。(以下「核原料物質使用者」という。)

3 規制措置プロセス

規制措置の検討プロセスは、以下のステップで行う。

- ① 事案に対する規制措置のスクリーニング
(規制措置の要否を検討すべき事案の特定)
- ② 事案の深刻度の評価
- ③ 規制措置の立案、決定及び事業者への通知

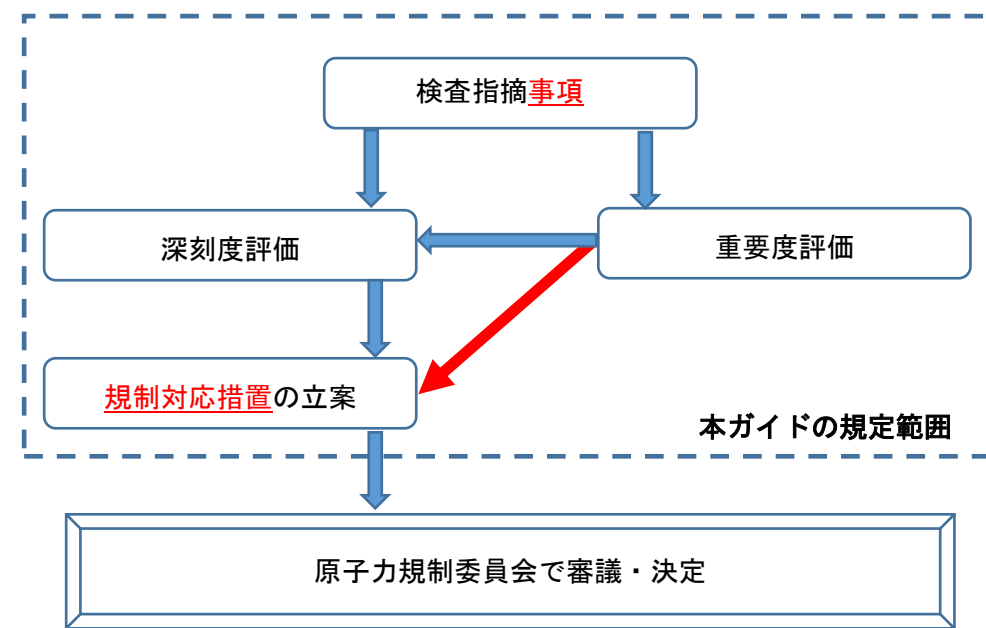


図 規制対応措置の決定フロー

2 適用範囲

本ガイドは、法第57条の8で定義されている原子力事業者等(※2)及び核原料物質を使用する者(※3)(以下「事業者」と総称する。)を対象とする。

※2 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。)

※3 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や核原料物質、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。以下「核原料物質使用者」という。

3 規制対応措置プロセス

規制対応措置の検討プロセスは、以下のステップで行う。

- ① 事案に対する規制対応措置のスクリーニング
(規制対応措置の要否を検討すべき事案の特定)
- ② 事案の深刻度の評価
- ③ 規制対応措置の立案、決定及び事業者への通知

記載の適性化 (誤記)

記載の適性化 (誤記)

記載の適性化 (誤記)

記載の適性化 (誤記)

記載の適性化 (誤記)

記載の適性化 (誤記)

3.1 事案に対する規制措置のスクリーニング

原子力規制検査において検査指摘事項等を抽出した場合、原子力検査官は、重要度評価と並行して、以下の①～④の視点で情報収集等を行い、これらの視点で問題の有無を確認する。当該事項に対する重要度評価の結果も踏まえて、①～④のいずれかの視点において問題が確認された場合には、原子力検査官は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、当該部門において「3.3 規制措置」を立案する。

また、当該検査指摘事項等は事業者からの申告等を通じて、関連法令等における違反が特定された場合も同様に規制措置を講ずるものとする。

なお、検査指摘事項の重要度評価において、「緑」を超える結果となっているものについては、法令違反の可能性が高いことが予想される。

【規制措置のスクリーニング基準】

- ①法令違反があったか。
- ②原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼすものか。
- ③原子力安全に実質的な影響があったか。
- ④意図的な不正行為によるものか。

3.2 事案の深刻度の評価

3.1にて問題が確認された検査指摘事項等については、担当部門が検査評価室と協力して本ガイドに沿って深刻度の評価を行うが、必要に応じて重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）で評価することもできる。

(1) 特定された事案の具体的な評価

検査指摘事項等の深刻度を評価する際には、以下の3つの視点により総合的に判定する。

a. 原子力安全又は核物質防護に実質的な影響を及ぼすものであったか

原子力規制検査における検査指摘事項等により原子力安全又は核物質防護に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

b. 原子力規制委員会の規制活動に対する影響を与えたか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可申請の内容や技術基準適合性の根拠等が、正確で時機を得て情報提供されるという前提に基づいて行われるものであるため、原子力規制検査の実施に必要な正確な情報を提供しないこと、必要な設置変更許可、工事計画認可等の申請を行わないこと、法令等に基づく報告や記録保存に重大な誤りがあること等により、原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

c. 意図的な不正行為があったか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可申請の内容や技術基準適合性の根拠等が率直かつ正確に情報提供されるという前提に基づいて行われるものであるため、情報の隠ぺい、記録の改ざん、虚偽報告など意図的な不正行為を含む法令違反等に対しては、より強力な規制措置を講ずる必要がある。

3.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング

原子力規制検査において検査指摘事項等を抽出した場合、原子力検査官は、重要度評価と並行して、以下の①～④の視点で情報収集等を行い、これらの視点で問題の有無を確認する。当該事項に対する重要度評価の結果も踏まえて、①～④のいずれかの視点において問題が確認された場合には、原子力検査官は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、当該部門において3.2の規制対応措置を立案する。

また、当該検査指摘事項等は事業者からの申告等を通じて、関連法令等における違反が特定された場合も同様に規制対応措置を講ずるものとする。

なお、検査指摘事項の重要度評価において、「緑」を超える結果となっているものについては、法令違反の可能性が高いことが予想される。

【規制対応措置のスクリーニング基準】

- ①法令違反があったか。
- ②原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼすものか。
- ③原子力安全に実質的な影響があったか。
- ④意図的な不正行為によるものか。

3.2 事案の深刻度の評価

3.1にて問題が確認された検査指摘事項等については、担当部門が検査評価室と協力して本ガイドに沿って深刻度の評価を行うが、必要に応じて重要度評価・規制対応措置会合（SERP）で評価することもできる。なお、特定された事案の多くはパフォーマンスの劣化を伴うものと考えられ、その場合には重要度評価に関するガイドに沿って重要度評価が行われることとなり、深刻度レベルの判断に当たっては、その重要度評価の結果を参考にする。

(1) 特定された事案の具体的な評価

検査指摘事項等の深刻度を評価する際には、以下の3つの視点により総合的に判定する。

a. 原子力安全又は核物質防護に実質的な影響を及ぼすものであったか

原子力規制検査における指摘事項及び法令等の違反により原子力安全又は核物質防護に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

b. 原子力規制委員会の規制活動に対する影響を与えたか

原子力規制検査の実施に必要な情報を提供しないこと、必要な設置変更許可、工事計画認可等の申請を行わないこと、法令等に基づく報告や記録保存に重大な誤りがあること等により、原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

c. 意図的な不正行為があったか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可申請の内容や技術基準適合性の根拠等が率直かつ正確に情報提供されるという前提に基づいて行われるものであるため、情報の隠ぺい、記録の改ざん、虚偽報告など意図的な不正行為を含む法令違反に対しては、より強力な規制対応措置を講ずる必要がある。

記載の適性化（誤記）

記載の適正化（3.2(2)と内容が重複のため削除）

記載の適正化（「検査指摘事項等」は法律等の違反を含むので修正）

記載の適正化（意図的な不正行為と同様に前提を追記）

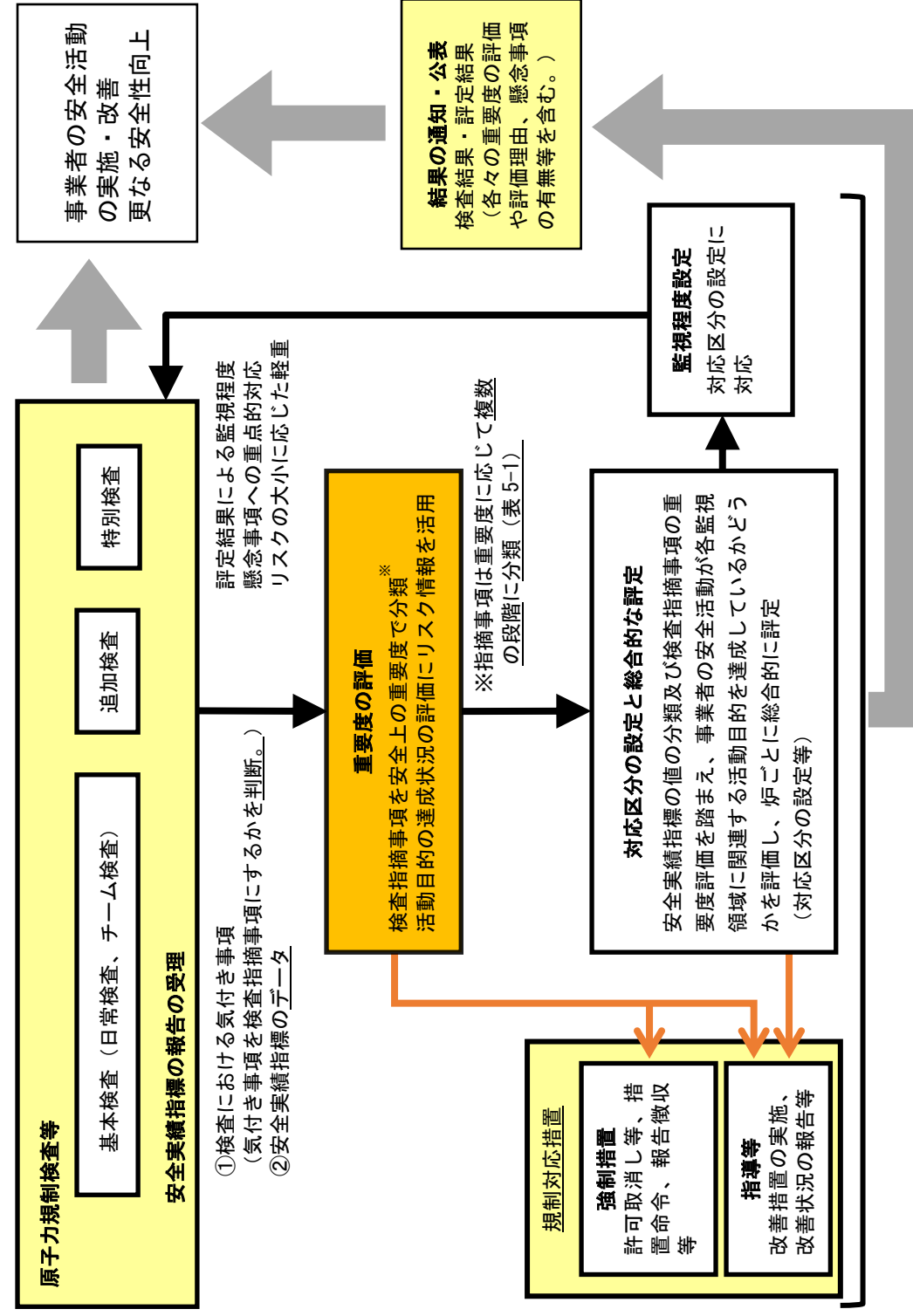
記載の適性化（誤記）

記載の適性化（誤記）

<p>そのため、違反が意図的なものであったか否かについて検討を行う。</p> <p>(2) 違反の深刻度レベル</p> <p><u>規制措置</u>のプロセスにおいては、原子力規制検査において特定された検査指摘事項等に対し、4段階の深刻度レベル (Severity Level、略称：SL) により評価を行う。ただし、パフォーマンスの劣化を伴う検査指摘事項等については、重要度評価に関するガイドに基づいた重要度評価により評価が行われ、その重要度評価の結果を参考に深刻度レベルを判断する。</p> <p>なお、一般的には重要度評価の結果と深刻度レベルには相関性がある。具体的には、例えば実用発電用原子炉施設の場合、重要度「緑」の深刻度レベルはSLIVに相当すると考えられるが、重要度評価で考慮されない(1)b及びcの視点での評価により、深刻度レベルが変わることはあり得る。</p> <p>a. SL I は、原子力安全上又は核物質防護上重大な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>b. SL II は、原子力安全上又は核物質防護上重要な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>c. SL III は、原子力安全上又は核物質防護上一定の影響を有する事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>d. SL IV は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が限定的であるもの、又はそうした状況になり得たものに適用する。</p> <p>e. 軽微は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が極めて限定的なもの、又はそうした状況になり得たものに適用する。</p> <p>3.3 <u>規制措置</u>の立案</p> <p><u>規制措置</u>の程度については、深刻度レベルによるものとし、基本的には以下のとおりとする。</p> <p>(1) 軽微</p> <p><u>規制措置</u>は不要であり、原子力規制検査の検査報告書にも記載しない。なお、当然ながら事業者により是正されなければならない。</p> <p>(2) <u>SLIV (通知なし)</u></p> <p>以下の全てを満たしているSLIVについては、<u>規制措置</u>は不要とする。このため、原子力規制委員会への報告は四半期ごとの原子力規制検査の結果報告の際に併せて行う。</p> <p>a. 既に、再発防止のため改善措置活動 (CAP) など適切な是正が行われている。</p> <p>b. 当該検査指摘事項が特定された後で速やかに法令要求等を満足する状態に回復している又はその見込みがある。</p> <p>c. 当該検査指摘事項が不適切な是正処置又は<u>未然防止処置</u>の結果として<u>再発又は発生</u>したものではない。<u>ただし、この項目は「緑」の検査指摘事項には適用しない。</u></p> <p>d. 当該検査指摘事項に意図的な不正行為は含まれない。</p> <p>(3) SL I から SL III 及び SL IV (<u>通知あり</u>)</p> <p>事業者は<u>規制措置</u>を通知する。担当部門は、<u>規制措置</u>に係る通知文書の案を検討、立案し、原子力規制委員会に諮る。この際、通知文書の案には、事案の概要に加えて、規定対応措置に該当する理由を明</p>	<p>る。そのため、違反が意図的なものであったか否かについて検討を行う。</p> <p>(2) 違反の深刻度レベル</p> <p><u>規制対応措置</u>のプロセスにおいては、原子力規制検査において特定された検査指摘事項等に対し、4段階の深刻度レベル Severity Level、略称：SL) により評価を行う。ただし、パフォーマンスの劣化を伴う検査指摘事項等については、重要度評価に関するガイドに基づいた重要度評価により評価が行われ、その重要度評価の結果を参考に深刻度レベルを判断する。</p> <p>なお、一般的には重要度評価の結果と深刻度レベルには相関性がある。具体的には、例えば実用発電用原子炉施設の場合、重要度「緑」の深刻度レベルはSLIVに相当すると考えられるが、重要度評価で考慮されない(1)b及びcの視点での評価により、深刻度レベルが変わることはあり得る。</p> <p>a. SL I は、原子力安全上又は核物質防護上重大な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>b. SL II は、原子力安全上又は核物質防護上重要な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>c. SL III は、原子力安全上又は核物質防護上一定の影響を有する事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>d. SL IV は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が限定的であるもの、又はそうした状況になり得たものに適用する。</p> <p>e. 軽微は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が極めて限定的なもの、又はそうした状況になり得たものに適用する。</p> <p>3.3 <u>規制対応措置</u>の立案</p> <p><u>規制対応措置</u>の程度については、深刻度レベルによるものとし、基本的には以下のとおりとする。</p> <p>(1) 軽微</p> <p><u>規制対応措置</u>は不要であり、原子力規制検査の検査報告書にも記載しない。なお、当然ながら事業者により是正されなければならない。</p> <p>(2) <u>SLIV</u></p> <p>以下の全てを満たしているSLIVについては、<u>規制対応措置</u>は不要とする。このため、原子力規制委員会への報告は四半期ごとの原子力規制検査の結果報告の際に併せて行う。</p> <p>a. 既に、再発防止のため改善措置活動 (CAP) など適切な是正が行われている。</p> <p>b. 当該検査指摘事項等が特定された後で速やかに法令要求等を満足する状態に回復している又はその見込みがある。</p> <p>c. 当該検査指摘事項等が不適切な是正処置又は<u>予防処置</u>の結果として<u>再発</u>したものではない。</p> <p>d. 当該検査指摘事項等に意図的な不正行為は含まれない。</p> <p>(3) SL I から SL III 及び SL IV (<u>(2)の場合を除く。</u>)</p> <p>事業者は<u>規制対応措置</u>を通知する。担当部門は、<u>規制対応措置</u>に係る通知文書の案を検討、立案し、原子力規制委員会に諮る。この際、通知文書の案には、事案の概要に加えて、規定対応措置に該当する</p>	<p>記載の適性化 (誤記)</p> <p>記載の適性化 (誤記)</p> <p>記載の適性化 (誤記)</p> <p>記載の適性化 (誤記)</p> <p>記載の適性化 (誤記)。</p> <p>記載の適正化 (未然防止の場合、再発でないので、発生を追記)</p> <p>NRC Enforcement policy での記載を追記</p> <p>記載の適性化 (誤記)</p>
---	--	--

<p>確に記載する。</p> <p>具体的な規制措置の内容については、深刻度レベルに加えて、事業者による違反等の特定の有無及び是正処置の適切さを考慮し、必要に応じて原子炉等規制法に基づく報告徴収命令や立入検査の実施についても検討する（以下、参照）。</p> <p>【法に基づく措置命令】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○運転・操業等の停止命令 ○保安措置命令 ○保安規定の変更命令 <p>【行政指導】</p> <p>行政指導により是正措置の状況等の報告を求めることや、公開会合等において是正処置の状況等の確認を行うことなどを検討する。</p> <p>4. <u>規制措置</u>後の検査による対応状況等の確認</p> <p>法に基づく措置命令等を行った場合においては、原子力規制検査の追加検査、特別検査のほか、必要に応じて当該命令等に係る措置の実施状況を基本検査で確認する。</p>	<p>理由を明確に記載する。</p> <p>具体的な規制対応措置の内容については、深刻度レベルに加えて、事業者による違反等の特定の有無及び是正処置の適切さを考慮し、必要に応じて原子炉等規制法に基づく報告徴収命令や立入検査の実施についても検討する（以下、参照）。</p> <p>【原子炉等規制法に基づく措置命令】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○運転・操業等の停止命令 ○保安措置命令 ○保安規定の変更命令 <p>【行政指導】</p> <p>行政指導により是正措置の状況等の報告を求めることや、公開会合等において是正処置の状況等の確認を行うことなどを検討する。</p> <p>4. <u>規制対応措置</u>後の検査による対応状況等の確認</p> <p>法に基づく措置命令等を行った場合においては、原子力規制検査の追加検査、特別検査のほか、必要に応じて当該命令等に係る措置の実施状況を基本検査で確認する。</p>	<p>記)</p> <p>記載の適性化（誤記)</p> <p>記載の適性化（誤記)</p> <p>記載の適性化（誤記)</p>
--	--	---

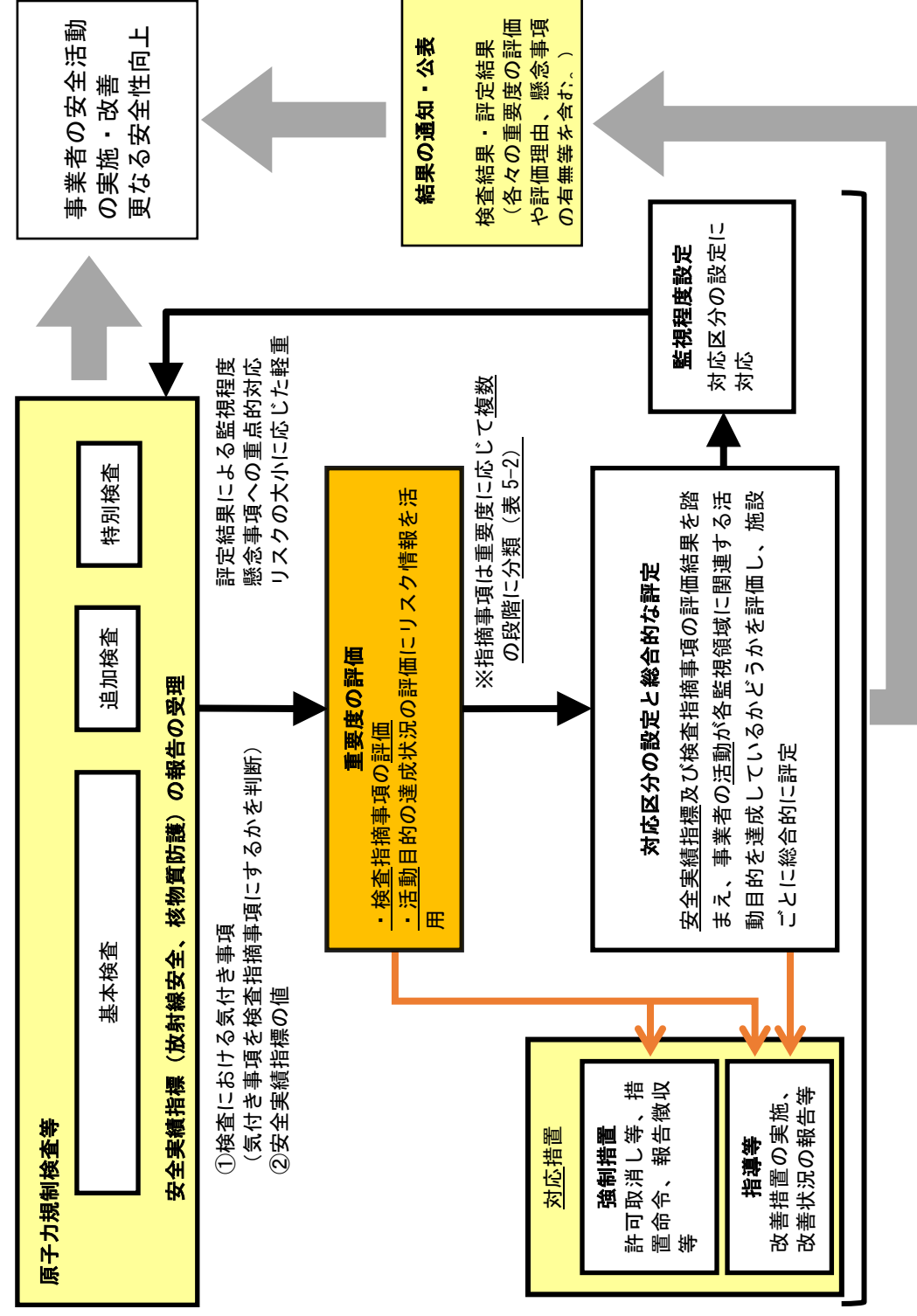
図 1-1 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素 (実用発電用原子炉)



記載の適性化 (誤記) ※本文では引用していないので削除

(削る)

図 1-2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素 (核燃料施設等)



記載の適性化 (誤
記) ※本文では引
用していないので
削除

(削る)

表1 規制対応措置に関する主な法条文

	許可又は指定の取消し等	施設の使用の停止等の措置の命令	是正措置等の命令	保安規定の変更の命令	核燃料取扱主任者、原子炉主任技術者等の解任の命令	核物質防護規定の変更の命令	核物質防護管理者の解任の命令
製錬の事業	法第10条	二	法第11条の2第2項	法第12条第3項	二	法第12条の2第3項	法第12条の5
加工の事業	法第20条	法第21条の3第1項	法第21条の3第2項	法第22条第3項	法第22条の5	法第22条の6第2項(製錬の準用)	法第22条の7第2項(製錬の準用)
試験研究等原子炉の設置、運転等	法第33条	法第36条第1項 法第36条の2第3項	法第36条第2項	法第37条第3項	法第43条	法第43条の2第2項(製錬の準用)	法第43条の2の2第2項(製錬の準用)
発電用原子炉の設置、運転等	法第43条の3の20	法第43条の3の23第1項	法第43条の3の23第2項	法第43条の3の24第3項	法第43条の3の26第2項(試験炉の準用)	法第43条の3の27第2項(製錬の準用)	法第43条の3の28第2項(製錬の準用)
貯蔵の事業	法第43条の16	法第43条の19第1項	法第43条の19第2項	法第43条の20第3項	法第43条の24	法第43条の25第2項(製錬の準用)	法第43条の26第2項(製錬の準用)
再処理の事業	法第46条の7	法第49条第1項	法第49条第2項	法第50条第3項	法第50条の2第2項(加工の準用)	法第50条の3第2項(製錬の準用)	法第50条の4第2項(製錬の準用)
廃棄の事業	法第51条の14	法第51条の17第1項	法第51条の17第2項	法第51条の18第3項	法第51条の22	法第51条の23第2項(製錬の準用)	法第51条の24第2項(製錬の準用)
核燃料物質の使用等	法第56条	法第56条の4第1項	法第56条の4第2項	法第57条第3項	二	法第57条の2第2項(製錬の準用)	法第57条の3第2項(製錬の準用)
核原料物質の使用	二	法第57条の7第5項(是正の命令)		二	二		

表中のほか、法第58条第3項の原子力事業者等への廃棄の停止その他保安のために必要な措置の命令、法第59条第4項の原子力事業者等への運搬の停止その他保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な措置の命令、法第60条第2項の受託貯蔵者への貯蔵の方法の是正その他保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な措置の命令等がある。

記載の適性化（誤記）※本文では引用していないので削除

記載の適性化（誤

○ <u>改正履歴</u>				○ <u>変更履歴</u>					記) 改正に伴う修正
<u>改正</u>	<u>改正日</u>	<u>改正の概要</u>	<u>備考</u>	<u>No.</u>	<u>変更日</u>	<u>施行日</u>	<u>変更概要</u>	<u>備考</u>	
<u>0</u>	<u>2020/04/01</u>	<u>施行</u>		<u>0</u>	<u>二</u>	<u>2020/04/01</u>	<u>制定</u>		
<u>1</u>		<u>○記載の適正化</u>		<u>1</u>					
(削る)				<u>2</u>					
				<u>3</u>					

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 (GI0008_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;"><u>目次</u></p> <p><u>1 目的</u> 3</p> <p><u>2 適用範囲</u> 3</p> <p><u>3 用語の定義</u> 3</p> <p><u>4 スクリーニングの手順</u> 4</p> <p><u>添付1 監視領域（小分類）の目的と属性</u> 7</p> <p><u>参考資料 軽微事例集</u> 53</p> <p><u>1 目的</u></p> <p>本ガイドは、「原子力規制検査等実施要領」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。</p> <p>※ 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</p> <p><u>2 適用範囲</u></p> <p>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、「原子力規制検査における<u>規制措置</u>ガイド」に基づき<u>規制措置</u>の対応要否等の検討も行うこととなる。</p> <p><u>3 用語の定義</u></p> <p>① 検査指摘事項</p> <p>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。</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 (GI0008_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 style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p><u>1. 目的</u> 3</p> <p><u>2. 適用範囲</u> 3</p> <p><u>3. 用語の定義</u> 3</p> <p><u>4. スクリーニングの手順</u> 4</p> <p><u>添付1 監視領域（小分類）の目的と属性</u> 7</p> <p><u>参考資料 軽微事例集</u> 53</p> <p><u>1. 目的</u></p> <p>本ガイドは、「原子力規制検査等実施要領」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。</p> <p>※ 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</p> <p><u>2. 適用範囲</u></p> <p>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、「原子力規制検査における<u>規制対応措置</u>ガイド」に基づき<u>規制対応措置</u>の対応要否等の検討も行うこととなる。</p> <p><u>3. 用語の定義</u></p> <p>① 検査指摘事項</p> <p>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。</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適性化（誤記）</p>

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実行さ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（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

(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。

なお、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

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実行さ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（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

(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。

なお、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

記載の適正化

・規制要求には保安規定の品質保証計画も含まれることを明記

<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>(2) <u>ステップ2</u>: 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？</p> <p>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。検査指摘事項とはしないものにあつては、<u>次のステップに進む。</u></p> <p>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<u>ならない。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 パフォーマンスの劣化は安全実績指標に関係し、その安全実績指標のしきい値を超える原因となるものか。 <p><u>(3)ステップ3: 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か。</u></p> <p><u>パフォーマンス劣化自体が検査指摘事項にならなくとも、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。</u></p> <p><u>一方、十分な是正処置が取られ、類似の事象が繰り返されなければ、軽微となり、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ないが、事業者は軽微と分類されたパフォーマンス劣化に対して是正しなければならず、原子力検査官は、基本検査の中でその改善措置活動の適切性を確認するものとする。</u></p> <p>上述の検討の参考として、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つて、実際のスクリーニングにおいて</p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>(2) <u>ステップ2</u>: 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？</p> <p>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。検査指摘事項とはしないものにあつても、<u>事業者においては予防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。</u></p> <p>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<u>ならない。</u></p> <p><u>なお、事業者は軽微と分類されたパフォーマンス劣化に対して是正しなければならないが、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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 パフォーマンスの劣化は安全実績指標に関係し、その安全実績指標のしきい値を超える原因となるものか。 <p><u>(新設)</u></p> <p>上述の検討の参考として、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つて、実際のスクリーニングにおいて</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ステップ3を新設したこと及び3行下にも同様な記載があるため削除 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ステップ3に移動するため削除 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不十分な是正処置により、類似の事象が繰り返される場合は検査指摘事項となることを本文にも記載 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ステップ3を設
--	--	--

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、ステップ2及びステップ3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。

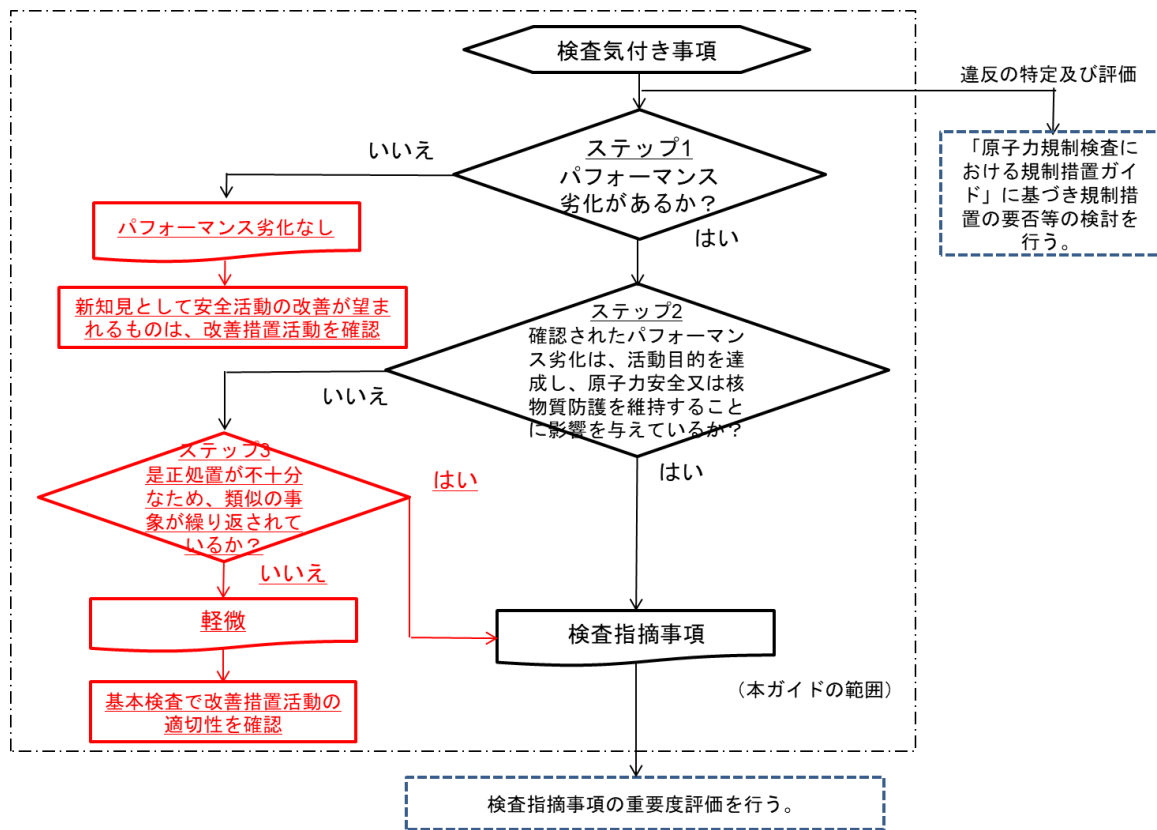


図1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○記載の適正化	

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「検査指摘事項にある」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。

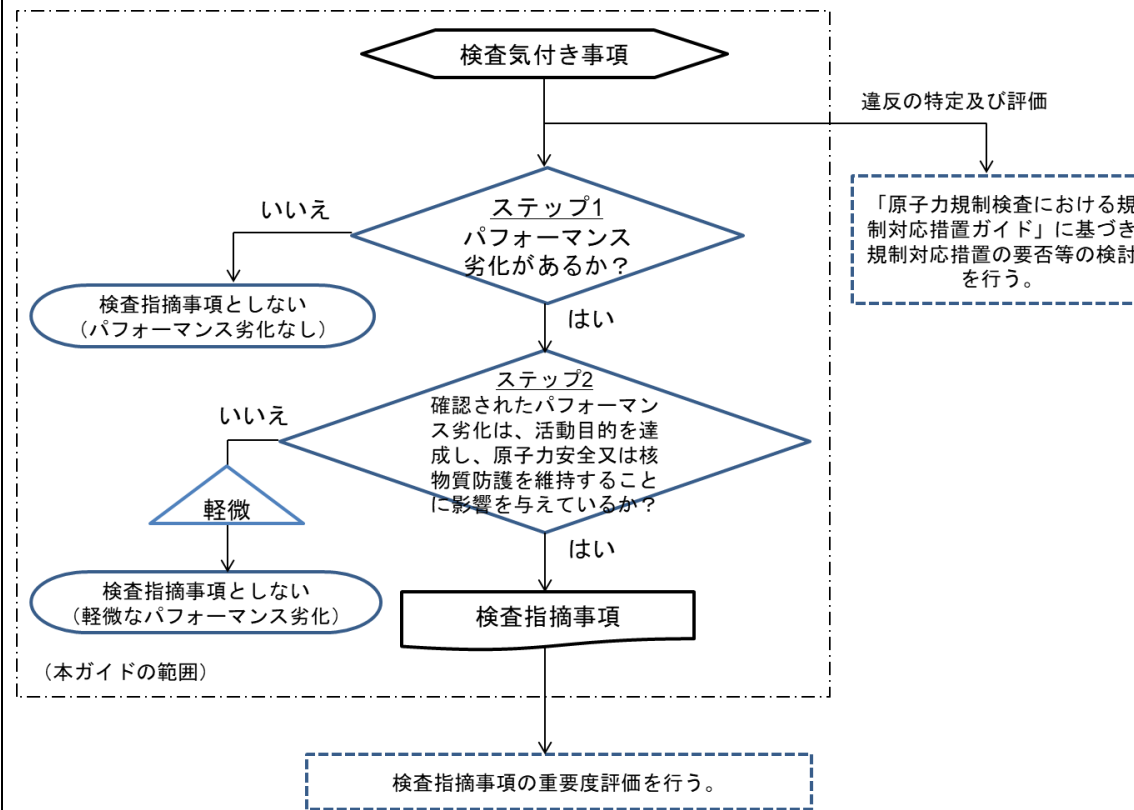


図1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

(新設)

けたため追記

記載の適正化(誤記)

運用の明確化

・本文のパフォーマンス劣化がない場合の対応をフローに追記

運用の明確化

・軽微と判断しても繰り返される場合は指摘となることをフローに追記

運用の明確化

・本文の軽微判断以降の取扱をフローに追記

改正に伴う修正

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 <u>適切さ（<u>保守、試験・検査、運転</u>）</u>
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	<u>運転（事象後）手順書（<u>異常時、通常時及び非常時運転手順書</u>）</u> 、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	物理特性試験、炉心設計解析（熱的制限、炉心運転制限報告、 <u>燃料装荷解析</u> ）
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

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
構成配置管理	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 <u>適切さ</u>
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
構成配置管理	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	<u>運転（事象後）手順書</u> 、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	物理特性試験、炉心設計解析（熱的制限、炉心運転制限報告、 <u>再装荷解析</u> ）
構成配置管理	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

記載の適性化（誤記）

記載の適性化（表現の充実）

記載の適性化（誤記）

記載の適性化（表現の充実）

記載の適性化（誤記）

記載の適性化（誤記）

	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 (<u>異物管理</u> 、燃料装荷、 <u>炉物理試験</u> 、容器組立、水質、原子炉操作)、 <u>異物管理ルーズ・パーツ</u> 、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
<u>系統構成管理</u>	系統の配置、 <u>一次系</u> / <u>二次系</u> 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、 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ</u> の動的機器 (弁、シール)、供用期間中検査の結果
手順書の品質	<u>日常 (定期) 運転</u> /保守手順書、 <u>非常時運転手順書</u> 及び <u>それ</u> 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	<u>日常 (定期) 運転</u> /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
<u>系統構成管理</u>	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 (<u>運転</u> 、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、 <u>日常 (定期) 運転</u> /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
<u>系統構成管理</u>	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	<u>非常時</u> 、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、 <u>日常 (定期) 運転</u> /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
<u>系統構成管理</u>	系統の配置
SSC のパフォ	ポンプ、弁、計装

	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 (<u>FEM</u> 、燃料装荷、 <u>物理特性試験</u> 、容器組立、水質、原子炉操作)、 <u>FME ルーズ・パーツ</u> 、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
<u>構成配置管理</u>	系統の配置、 <u>1次系</u> / <u>2次系</u> 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、 <u>バウンダリ</u> の動的機器 (弁、シール)、供用期間中検査の結果
手順書の品質	<u>日常 (定期) OPS</u> /保守手順書、 <u>EOPs</u> 及び <u>EOPs</u> 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	<u>日常 (定期) OPS</u> /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
<u>構成配置管理</u>	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 (<u>OPS</u> 、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、 <u>日常 (定期) OPS</u> /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
<u>構成配置管理</u>	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	<u>EOPs</u> 、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、 <u>日常 (定期) OPS</u> /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
<u>構成配置管理</u>	系統の配置
SSC のパフォ	ポンプ、弁、計装

記)

記載の適性化 (誤記)
※英文略語を和訳

記載の適性化 (誤記)
記載の適正化
・格納容器バウンダリと区別化
記載の適性化 (誤記)
※英文略語を和訳

記載の適性化 (誤記)
記載の適性化 (誤記)
※英文略語を和訳

記載の適性化 (誤記)
記載の適性化 (誤記)
※英文略語を和訳

記載の適性化 (誤記)
記載の適性化 (誤記)
※英文略語を和訳

記載の適性化 (誤記)
記載の適性化 (誤記)
※英文略語を和訳

記載の適性化 (誤記)
記載の適性化 (誤記)
※英文略語を和訳

ーマンス	
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－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
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。
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、校正、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）

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。
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

ーマンス	
手順書の品質	EOPs 、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）OPS ／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
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 物資 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、校正、信頼性、動作可能性）、 REMP 設備、気象設備 、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RMs 及び REMP 、 放出測定QC 、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、 DOTパッケージ放射線制限 、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）

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	通常の商用原子炉の運転における放射性 物資 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、（ ARM Cals 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（ HPT 、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 RP管理 ）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被

記載の適性化（誤記）
※英文略語を和訳

記載の適性化（誤記）

記載の適性化（誤記）
※英文略語を和訳

記載の適性化（誤記）
※英文略語を和訳

記載の適性化（誤記）

記載の適性化（誤記）
※英文略語を和訳
記載の適性化（誤記）

	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 (<u>契約者放射線管理専門家認定</u> 、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 <ul style="list-style-type: none"> ・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<u>系統等</u> ・炉心の形成機能 (高出力、中出力、低出力) 炉心支持構造物、<u>燃料要素等</u> ・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<u>設備等</u> ・冷却材の循環機能 (高出力、中出力、低出力) 1次冷却系設備(主循環ポンプ)、中間冷却<u>系等</u> ・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<u>系等</u>
外的事象に対する防護	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 <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<u>安全機能</u>への影響 ○人為事象 <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<u>安全機能</u>への影響
<u>系統構成管理</u>	<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
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
-----------	-------------------

	ばく量)
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング (<u>契約者 HPT 認定</u> 、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 <ul style="list-style-type: none"> ・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<u>系統</u> ・炉心の形成機能 (高出力、中出力、低出力) 炉心支持構造物、<u>燃料要素</u> ・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<u>設備</u> ・冷却材の循環機能 (高出力、中出力、低出力) 1次冷却系設備(主循環ポンプ)、中間冷却<u>系</u> ・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<u>系</u>
外的事象に対する防護	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 <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<u>安全機能(火災又は爆発防止、臨界防止等)</u>への影響 ○人為事象 <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<u>安全機能(火災又は爆発防止、臨界防止等)</u>への影響
<u>構成配置管理</u>	<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
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
-----------	-------------------

※英文略語を和訳
記載の適性化(誤記)
※英文略語を和訳

記載の適正化(機器・系統名称に等を追加)

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

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	<ul style="list-style-type: none"> ○当初の設計とプラントの改造 <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<u>排水機能等</u> ・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）、<u>残留熱除去設備等</u> ・炉心の冷却機能 （高出力、中出力、低出力）1次冷却系設備、2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<u>設備等</u> ・炉心の冠水維持機能 （高出力、中出力）サイフォンブレイカ、冠水維持バウンダリ、<u>ガードベッセル等</u> ・試料冷却機能 （高出力、中出力）1次系、試験燃料体の<u>冷却機能等</u> ・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）<u>非常用電源設備等</u> ・（実験設備（照射ループ設備））保護機能 （高出力、中出力）安全弁、<u>逃がし弁等</u> ・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、<u>非常用照明等</u> ・制御室外安全停止機能 （高出力、中出力、低出力）<u>制御室外原子炉停止装置（設置されている場合）等</u> ・原子炉圧力上昇緩和機能 （高出力、中出力）<u>逃がし弁等</u> ・（実験設備）炉心の冠水維持に必要な機能 （高出力、中出力）<u>水平実験孔(水止用板)等</u> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 <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<u>機能</u>への影響 ○人為事象 <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

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	<ul style="list-style-type: none"> ○当初の設計とプラントの改造 <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<u>排水機能</u> ・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）、<u>残留熱除去設備</u> ・炉心の冷却機能 （高出力、中出力、低出力）1次冷却系設備、2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<u>設備</u> ・炉心の冠水維持機能 （高出力、中出力）サイフォンブレイカ、冠水維持バウンダリ、<u>ガードベッセル</u> ・試料冷却機能 （高出力、中出力）1次系、試験燃料体の<u>冷却機能</u> ・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）<u>非常用電源設備</u> ・（実験設備（照射ループ設備））保護機能 （高出力、中出力）安全弁、<u>逃がし弁</u> ・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 ・制御室外安全停止機能 （高出力、中出力、低出力）<u>制御室外原子炉停止装置（設置されている場合）</u> ・原子炉圧力上昇緩和機能 （高出力、中出力）<u>逃がし弁</u> ・（実験設備）炉心の冠水維持に必要な機能 （高出力、中出力）<u>水平実験孔(水止用板)</u> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 <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<u>機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）</u>への影響 ○人為事象

記載の適正化
・語尾に等を加え、その他の設備も考慮

記載の適正化（誤記）

	ス、船舶の衝突、電磁的障害等による <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成管理</u>	○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、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> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全ー閉じ込めの維持</u>
<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。
<u>属性</u>	評価領域（燃料被覆材の機能維持）
設計管理	物理特性試験、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） <u>燃料被覆材等</u>
<u>系統構成管理</u>	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、物理特性試験、容器組立、水化学、原子炉操作）、ルーズ・パーツ、共通原因問題
<u>属性</u>	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） <u>外套管等</u> ・保護機能 （高出力、中出力） <u>耐圧管等</u>
<u>系統構成管理</u>	系統の配置、 <u>一次系</u> / <u>二次系</u> 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） <u>運転</u> / 保守手順書、 <u>非常時</u> 及び <u>非常時</u> 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） <u>運転</u> / 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

	・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 <u>安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）</u> への影響
<u>構成配置管理</u>	○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、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> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全ー閉じ込めの維持</u>
<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。
<u>属性</u>	評価領域（燃料被覆材の機能維持）
設計管理	物理特性試験、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） <u>燃料被覆材</u>
<u>構成配置管理</u>	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、物理特性試験、容器組立、水化学、原子炉操作）、ルーズ・パーツ、共通原因問題
<u>属性</u>	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） <u>外套管</u> ・保護機能 （高出力、中出力） <u>耐圧管</u>
<u>構成配置管理</u>	系統の配置、 <u>1次系</u> / <u>2次系</u> 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） <u>OPS</u> / 保守手順書、 <u>EOPs</u> 及び <u>EOPs</u> 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） <u>OPS</u> / 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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・語尾に等を加え、その他の設備も考慮
記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・語尾に等を加え、その他の設備も考慮

記載の適正化（誤記）

記載の適性化（誤記）※英文略語を和訳

記載の適性化（誤記）※英文略語を和訳

フォーメンス	
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、 <u>排気筒等</u>
<u>系統構成管理</u>	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（ <u>運転</u> 、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） <u>運転</u> ／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
<u>系統構成管理</u>	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	<u>非常時</u> 、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） <u>運転</u> ／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） <u>核燃料貯蔵設備等</u>
<u>系統構成管理</u>	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	<u>非常時</u> 、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） <u>運転</u> ／保守パフォーマンス
<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	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）
<u>目的</u>	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

フォーメンス	
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、 <u>排気筒</u>
<u>構成配置管理</u>	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（ <u>OPS</u> 、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） <u>OPS</u> ／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
<u>構成配置管理</u>	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	<u>EOPs</u> 、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） <u>OPS</u> ／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） <u>核燃料貯蔵設備</u>
<u>構成配置管理</u>	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	<u>EOPs</u> 、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） <u>OPS</u> ／保守パフォーマンス
<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	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）
<u>目的</u>	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

訳
記載の適正化
・語尾に等を加え、その他の設備も考慮
記載の適正化（誤記）
記載の適性化（誤記）※英文略語を和訳
記載の適性化（誤記）※英文略語を和訳

記載の適正化（誤記）

記載の適性化（誤記）※英文略語を和訳

記載の適正化
・語尾に等を加え、その他の設備も考慮
記載の適性化（誤記）
記載の適性化（誤記）
※英文略語を和訳

	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	<u>要員の配置</u> (削る)
設備、資機材	<u>対処設備</u> 及び資機材 (削る)
手順書の品質	<u>実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 (削る)
要員のパフォーマンス	<u>教育</u> 、訓練 (削る)

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 <u>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</u> 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

	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	<u>○多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及びその支援組織</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置</u> ・<u>指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化</u> ・<u>上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備</u> ・<u>内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</u> ・<u>工場等外部からの支援体制の構築の整備</u>
設備、資機材	<u>○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</u> 及び資機材 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>設計評価事故を超える事故の拡大を防止する設備</u> ・<u>フィルタ等を設けた非常用排気設備等による、事故時の使用済燃料を取り扱う施設等からの放射性物質の流出を抑制又は緩和する設備</u> ・<u>放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材</u> ・<u>上記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以外の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</u>
手順書の品質	<u>○実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>臨界事故の拡大を防止するための手順等</u> ・<u>核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に対処するための手順等</u> ・<u>その他の事故に対処するための手順等</u>
要員のパフォーマンス	<u>○教育</u> 、訓練 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の使用施設の挙動に関する知識の向上</u> ・<u>要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育</u> ・<u>実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等</u> ・<u>放射性物質による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練</u> ・<u>設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練</u>

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 <u>商用原子炉の運転において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質</u> 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

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化

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、校正、信頼性、動作可能性)、放射線環境監視設備、 <u>気象観測設備</u> 、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 <u>放射線モニタ</u> 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、 <u>国土交通省放射性物質輸送に係る線量制限</u> 、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 <u>原子炉の運転における放射性物質</u> 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、(<u>エリア放射線モニタ</u> 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 (<u>保健物理専門家</u> 、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 <u>放射線防護</u> 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 <u>保健物理専門家</u> 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、 <u>重要な安全機能に問題</u> 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	○ <u>当初</u> の設計と施設の改造 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>冷却機能に係る安全機能</u> ・<u>水素掃気機能に係る安全機能</u> ・臨界防止に係る<u>安全機能</u> ・火災又は爆発の発生防止に係る<u>安全機能</u>

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、校正、信頼性、動作可能性)、放射線環境監視設備、 <u>気象設備</u> 、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 <u>RMS</u> 及び放射線環境監視設備、放出測定 <u>QC</u> 、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、 <u>DOT パッケージ放射線制限</u> 、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 <u>商用原子炉の運転において、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するための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質</u> 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、(<u>ARM Cals</u> 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 (<u>HPT</u> 、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 <u>RP</u> 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 <u>HPT</u> 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す <u>冷却機能喪失、水素掃気機能喪失、臨界、火災又は爆発等による閉じ込めに係る安全機能の喪失</u> 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	○ <u>発生防止に係る安全機能を有する設備の当初</u> の設計と施設の改造 (新設) (新設) ・臨界防止に係る <u>安全設計 (核燃料物質を収納する機器の形状寸法、溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、核燃料物質の同位体組成、ユニット管理、中性子吸収材の形状寸法、濃度、材質等の核的制限値の設定、機器の設計、運転条件等)</u>

・他の施設の表記との整合
記載の適性化 (誤記) ※英文略語を和訳

記載の適正化
・他の施設の表記との整合
記載の適性化 (誤記) ※英文略語を和訳
記載の適性化 (誤記) ※英文略語を和訳
記載の適性化 (誤記) ※英文略語を和訳

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成</u> 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 <u>安全機能</u> 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（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	<u>手順書</u> の適切さ (削る)
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)	原子力施設安全一拡大防止・影響緩和
<u>目的</u>	<u>望ましくない結果を防止するために起因事象</u> 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。
<u>属性</u>	評価領域
設計管理	○ <u>拡大防止</u> ・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 ・ <u>冷却機能に係る機能</u> ・ <u>水素掃気機能に係る機能</u> ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る <u>安全機能</u> ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る <u>安全機能</u>

	・火災又は爆発の発生防止に係る <u>安全設計</u> （ <u>熱的制限値</u> （ <u>ウラン濃縮缶に供給する加熱蒸気温度等</u> ）、 <u>化学的制限値</u> （ <u>核燃料物質を含む有機溶媒温度等</u> ）、 <u>有機溶媒等の漏えい</u> 、 <u>爆発防止</u> 、 <u>引火点未満</u> 、 <u>水素滞留防止</u> 、 <u>不燃性材料又は難燃性材料等</u> ）
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 <u>安全機能</u> （ <u>冷却</u> 、 <u>水素掃気</u> 、 <u>火災又は爆発防止</u> 、 <u>臨界防止等</u> ）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 <u>安全機能</u> （ <u>冷却</u> 、 <u>水素掃気</u> 、 <u>火災又は爆発防止</u> 、 <u>臨界防止等</u> ）への影響
<u>構成配置</u> 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 <u>安全機能</u> （ <u>冷却</u> 、 <u>水素掃気</u> 、 <u>火災又は爆発防止</u> 、 <u>臨界防止等</u> ）の維持（ <u>ラインナップ</u> ）
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（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	○ <u>手順書</u> の適切さ ・ <u>臨界防止に係る手順</u> （ <u>溶液中の核燃料物質の濃度</u> 、 <u>核燃料物質の質量</u> 、 <u>同位体組成</u> 、 <u>物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果</u> 、 <u>減速材条件及び反射条件</u> ） ・ <u>火災又は爆発の防止に係る手順</u> （ <u>可燃性物質及び発火源の管理</u> 、 <u>火気取扱い作業管理</u> 、 <u>危険物管理等</u> ） ・ <u>外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による冷却、水素掃気、火災又は爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順</u>
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)	原子力施設安全一拡大防止・影響緩和
<u>目的</u>	<u>冷却機能喪失、水素掃気機能喪失、臨界、火災又は爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するため</u> 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。
<u>属性</u>	評価領域
設計管理	○ <u>拡大防止</u> ・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（ <u>新設</u> ）（ <u>新設</u> ） ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る <u>設計</u> （ <u>臨界警報装置及び臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等に係る安全機能の設計</u> ） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る <u>設計</u> （ <u>火災感知設備</u> 、 <u>消火設備</u> 、 <u>可燃性ガス漏えい感知設備</u> 、 <u>爆発による圧力逃がし設備</u> 、 <u>防火戸</u> 、 <u>防</u>

記載の適性化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適性化
・他の施設の表記との整合

記載の適性化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成</u> 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 <u>安全機能の維持</u>
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 <u>安全機能</u> を有する設備の性能
手順書の品質	<u>運転</u> （事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書（削る）
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)	<u>原子力施設安全一閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	物理的設計バリア（セル、建屋等） <u>が公衆を</u> 事故又は事象による放射性物質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。
<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 <u>換気系統</u>
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、

	<u>火扉、防火ダンパ等</u>
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 <u>安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）</u> 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 <u>安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）</u> への影響
<u>構成配置</u> 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 <u>安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ）</u>
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 <u>安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）</u> を有する設備の性能
手順書の品質	○ <u>運転</u> （事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・ <u>臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等）</u> ・ <u>火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等）</u> ・ <u>外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、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の損傷防止に係る手順</u>
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)	<u>原子力施設安全一閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	物理的設計バリア（セル、建屋等） <u>が</u> 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ついて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 <u>換気系統（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）</u>
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、

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記

	火山の影響、生物学的事象、森林火災等による <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成</u> 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)	<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。
属性	評価領域
体制の整備	<u>要員の配置</u> (削る)
設備、資機材	<u>重大事故等対処設備</u> 及び資機材 (削る)

	火山の影響、生物学的事象、森林火災等による <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> 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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> への影響
<u>構成配置</u> 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)	<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>	重大事故に至るおそれがある事故（ <u>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。</u> ）若しくは重大事故（以下「 <u>重大事故等</u> 」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる施設の大規模な損壊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	<u>○重大事故等対策の実施組織及びその支援組織</u> ・ <u>重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置</u> ・ <u>指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化</u> ・ <u>上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備</u> ・ <u>内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</u> ・ <u>工場等外部からの支援体制の構築の整備</u> ・ <u>重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制の整備</u>
設備、資機材	<u>○重大事故等対処設備</u> 及び資機材 ・ <u>臨界事故の拡大を防止するための設備（中性子吸収材の貯槽への注入設備、溶液の回収・移送設備、水封安全器、セル換気系統代替設備等）</u> ・ <u>冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための設備（冷却設備、回収・移送設備、冷却管を用いた直接注水設備、ルテニウムの気相への大量移行を抑制するためのショ糖等の注入設備、希釈材の注入、水封安全器、セル換気系統代替設備等）</u>

との整合

記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

手順書の品質	<u>実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 (削る)
要員のパフォーマンス	<u>教育</u> 、訓練 (削る)

<u>監視領域 (小分類)</u>	<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。

	<ul style="list-style-type: none"> 放射線分解により発生する水素による爆発に対処するための設備 (圧縮空気の供給設備、溶液の回収・移送設備、ポンプ等による水素掃気配管への窒素の供給設備、爆発に至らせないための水素燃焼設備、容器への希釈材の注入設備、水封安全器、セル換気系統代替設備等) 有機溶媒等による火災又は爆発に対処するための設備 (溶液の回収・移送設備、セル内注水設備、消火設備や窒息消火設備 (ダンパ等の閉止)、漏えいした溶液の冷却設備、セル内注水設備、閉止弁、密閉式ダンパ、水封安全器、セル換気系統代替設備等) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 (可搬型代替注水設備 (注水ライン、ポンプ車等)、可搬型スプレイ設備 (スプレイヘッド、スプレイライン、ポンプ車等、使用済燃料貯蔵槽の監視、電源、補給水、施設の状態を監視するための設備等) 放射性物質の漏えいに対処するための設備 上記重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備及び資機材
手順書の品質	<u>○実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 <ul style="list-style-type: none"> 臨界事故の拡大を防止するための手順等 冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための手順等 放射線分解により発生する水素による爆発に対処するための手順等 有機溶媒等による火災又は爆発に対処するための手順等 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 放射性物質の漏えいに対処するための手順等 工場等外への放射性物質等の放出を抑制するための手順等 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への対応に係る手順等 その他の手順
要員のパフォーマンス	<u>○教育</u> 、訓練 <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時の再処理施設の挙動に関する知識の向上 要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 高線量下、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 夜間及び休日を含めて必要な要員の招集、定期的な連絡訓練

<u>監視領域 (小分類)</u>	<u>放射線安全—公衆に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、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。

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記

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）、 <u>気象観測設備</u> 、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（ <u>プロセス放射線モニタ</u> 、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（ <u>契約者保健物理専門家認定</u> 、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（ <u>保健物理専門家、放射線作業従事者</u> 、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（ <u>契約者保健物理専門家認定</u> 、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－4 監視領域（小分類）の目的と属性（プルトニウムを取り扱う加工施設）

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 <u>安全機能</u> 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	○ <u>当初</u> の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る <u>安全機能</u> ・火災又は爆発の発生防止に係る <u>安全機能</u>

属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、 <u>気象設備</u> 、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（ <u>プロセス</u> 、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（ <u>技能者資格認定</u> 、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いて、 <u>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するための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により</u> 、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（ <u>放射線作業従事者</u> 、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（ <u>技能者資格認定</u> 、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－4 監視領域（小分類）の目的と属性（プルトニウムを取り扱う加工施設）

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 <u>閉じ込めに係る安全機能</u> 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	○ <u>発生防止に係る安全機能を有する設備の当初</u> の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る <u>安全設計（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、中性子吸収材の形状寸法、材質、質量、プルトニウム富化度、同位体組成、密度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材、溶液中の濃度等の核的制限値の設定、機器の設計、インターロック、運転条件等）</u> ・火災又は爆発の発生防止に係る <u>安全設計（熱的制限値、化学的制限値、有機溶媒等の可燃性物質又は水素ガス等の爆発性物質の漏えい防止、引火点未満、不燃性材料又は難燃性材料等）</u>

との整合

記載の適正化
・語尾に等を加え、その他の設備も考慮
記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能の維持</u>
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 <u>安全機能</u> を有する設備の性能
手順書の品質	<u>手順書の適切さ</u> (削る)
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	<u>望ましくない結果を防止するために起因事象</u> 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 <u>安全設計</u> ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る <u>安全設計</u>
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 <u>安全機能</u> 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

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 <u>安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）</u> 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 <u>安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）</u> への影響
構成配置の管理	○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 <u>安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ）</u>
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 <u>安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）</u> を有する設備の性能
手順書の品質	<u>○手順書の適切さ</u> ・臨界防止に係る手順（核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果、減速材条件及び反射条件） ・火災又は爆発の防止に係る手順（有機溶媒等可燃性物質、水素ガス等爆発性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理、危険物管理等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による火災・爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順
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	<u>臨界、火災・爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するため</u> 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	○ <u>拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の</u> 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 <u>設計（臨界警報装置、臨界発生時の未臨界措置等に係る安全機能の設計）</u> ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る <u>設計（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等）</u>
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 <u>安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）</u> への影響 ○人為事象

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記

	ス、船舶の衝突、電磁的障害等による <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> 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、 <u>安全機能</u> を有する設備の性能
手順書の品質	<u>運転</u> （事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 （削る）
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（ <u>グローブボックス</u> 、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（ <u>グローブボックス</u> 、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 ・ <u>グローブボックス</u> 等の局所系統を含む <u>換気系統</u>
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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
系統構成の管理	○ <u>グローブボックス</u> 、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 <u>安全機能</u> の維持

	・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 <u>安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）</u> への影響
構成配置の管理	○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 <u>安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界防止等）</u> 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、 <u>安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）</u> を有する設備の性能
手順書の品質	○ <u>運転</u> （事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・ <u>臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等）</u> ・ <u>火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等）</u> ・ <u>外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、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の損傷防止に係る手順</u>
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（ <u>セル</u> 、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（ <u>セル</u> 、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 ・ <u>セル、グローブボックス等の局所系統を含む換気系統（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）</u>
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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> 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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> への影響
構成配置の管理	○ <u>セル</u> 、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 <u>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）</u> の維持

との整合

記載の適正化
・他の施設の表記

との整合
記載の適正化
・他の施設の表記

記載の適正化
・他の施設の表記
との整合

記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記
との整合

記載の適正化
・他の施設の表記
との整合

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 (削る)
設備、資機材	重大事故等対処設備及び資機材 (削る)
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 (削る)
要員のパフォーマンス	教育、訓練 (削る)

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	重大事故に至るおそれがある事故（設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる施設の大規模な損壊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	○重大事故等対策の実施組織及びその支援組織 ・重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備
設備、資機材	○重大事故等対処設備及び資機材 ・未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための設備 ・臨界事故の影響を緩和するための設備 ・核燃料物質等の飛散又は漏えいを防止し、飛散又は漏えいした核燃料物質等を回収するために必要な設備 ・核燃料物質等を閉じ込める機能を回復するために必要な設備 ・上記重大事故等対処設備以外の重大事故等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 ・臨界事故の拡大を防止するための手順等 ・核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に対処するための手順等 ・その他の事故に対処するための手順等 ・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 ・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への対応に係る手順等
要員のパフォーマンス	○教育、訓練 ・重大事故等時の MOX 加工施設の挙動に関する知識の向上 ・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・放射性物質や化学物質等による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を

記載の適正化
・誤記、他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

--	--

<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）、 <u>気象観測設備</u> 、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（ <u>保健物理専門家、放射線作業従事者</u> 、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（ <u>契約者保健物理専門家認定</u> 、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（加工施設）

<u>監視領域</u> (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 <u>安全機能</u> の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。

	<u>想定した事故時対応訓練</u> ・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練
--	--

<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	通常の施設の操業において、 <u>施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、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	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、 <u>気象設備</u> 、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いて、 <u>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するための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、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	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（ <u>放射線作業従事者</u> 、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（ <u>技能者資格認定</u> 、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（加工施設）

<u>監視領域</u> (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 <u>閉じ込めに係る安全機能</u> 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
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤

属性	評価領域
設計管理	○ <u>当初</u> の設計と施設の改造 ・ 臨界防止に係る <u>安全機能</u> ・ 火災又は爆発の発生防止に係る <u>安全機能</u>
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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成</u> 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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> を有する設備の性能
手順書の品質	<u>手順書</u> の適切さ (削る)
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	<u>望ましくない結果を防止するために起因事象</u> 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

属性	評価領域
設計管理	○ <u>発生防止に係る安全機能を有する設備の当初</u> の設計と施設の改造 ・ 臨界防止に係る <u>安全設計</u> （核燃料物質を収納する機器の形状寸法、材質、質量、化学的組成、同位体組成、密度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材、溶液中の濃度等の核的制限値の設定、機器の設計、インターロック、運転条件等） ・ 火災又は爆発の発生防止に係る <u>安全設計</u> （熱的制限値、化学的制限値、可燃性物質又は水素ガス等の爆発性物質の漏えい防止、引火点未満、不燃性材料又は難燃性材料等）
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 <u>安全機能</u> （火災又は爆発防止、臨界防止等）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 <u>安全機能</u> （火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響
<u>構成配置</u> 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 <u>安全機能</u> （火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ <u>ラインナップ</u> ）
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 <u>安全機能</u> （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	○ <u>手順書</u> の適切さ ・ <u>臨界防止に係る手順</u> （核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果、減速材条件及び反射条件） ・ <u>火災又は爆発の防止に係る手順</u> （可燃性物質、水素ガス等爆発性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理等） ・ <u>外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による火災・爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順</u>
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	<u>臨界</u> （ <u>臨界質量以上のウラン</u> （ウラン二三五の量のウランの総量に対する比率が百分の五を超えるものに限る。）、 <u>火災・爆発等による閉じ込め機能の喪失等</u> ）の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、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	○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

記)

記載の適正化
・ 他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記)

記載の適正化
・ 他の施設の表記との整合

記載の適正化
・ 他の施設の表記との整合

記載の適正化
・ 他の施設の表記との整合

記載の適正化
・ 他の施設の表記との整合

	・臨界の拡大防止・影響緩和に係る設計・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る <u>設計</u> (削る)
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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成</u> 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 <u>安全機能</u> 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 ・ <u>安全機能</u> を有する設備の性能
手順書の品質	<u>運転</u> （事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 (削る)
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 (<u>グローブボックス</u> 、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 (<u>グローブボックス</u> 、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 ・ <u>グローブボックス等の局所系統を含む換気系統</u>
外的事象に対する	○自然現象

	・臨界の拡大防止・影響緩和に係る <u>設計</u> (<u>臨界警報装置、臨界発生時の未臨界措置等に係る安全機能の設計</u>) ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る <u>設計</u> (<u>火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等</u>)
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 <u>安全機能</u> (<u>火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等</u>) 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 <u>安全機能</u> (<u>火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等</u>) への影響
<u>構成配置</u> 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 <u>安全機能</u> (<u>火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等</u>) の維持 (<u>ラインナップ</u>)
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 ・ <u>安全機能</u> (<u>火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等</u>) を有する設備の性能
手順書の品質	○ <u>運転</u> （事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、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の損傷防止に係る手順
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 (<u>セル</u> 、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 (<u>セル</u> 、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 ・ <u>換気系統</u> (<u>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</u>)
外的事象に対する	○自然現象

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記

る防護	<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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
系統構成の管理	<p>○<u>グローブボックス</u>、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> 閉じ込めの維持に係る <u>安全機能</u> 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 <u>－非常時の対応</u>
目的	<u>非常時</u> における当該事故等に対処するための <u>事業者等</u> 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	<u>要員の配置</u> (削る)
設備、資機材	<u>非常時の対策設備</u> 及び資機材 (削る)
手順書の品質	<u>実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 (削る)

る防護	<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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> 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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> への影響
構成配置の管理	<p>○<u>セル</u>、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> 閉じ込めの維持に係る <u>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）</u> 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 <u>－重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>
目的	<u>重大事故に至るおそれがある事故（設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる施設の大規模な損壊が発生した場合</u> における当該事故等に対処するための <u>事業者</u> 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	<p>○<u>重大事故等対策の実施組織及びその支援組織</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 工場等外部からの支援体制の構築の整備
設備、資機材	<p>○<u>重大事故等対処設備</u>及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> <u>未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための設備</u> <u>臨界事故の影響を緩和するための設備</u> <u>核燃料物質等の飛散又は漏えいを防止し、飛散又は漏えいした核燃料物質等を回収するために必要な設備</u> <u>核燃料物質等を閉じ込める機能を回復するために必要な設備</u> <u>上記重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備及び資機材</u>
手順書の品質	<p>○<u>実施基準</u>、訓練及び演習で使用する手順書類</p> <ul style="list-style-type: none"> <u>重大事故等の発生を防止するための手順等（六ふっ化ウラン（UF6）を取</u>

との整合	記載の適正化 ・他の施設の表記との整合
記載の適正化	記載の適正化 ・他の施設の表記との整合
記載の適正化（誤記）	記載の適正化 ・他の施設の表記との整合
記載の適正化	記載の適正化 ・他の施設の表記との整合
記載の適正化	記載の適正化 ・他の施設の表記との整合

要員のパフォーマンス	<u>教育、訓練</u> (削る)

<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)、 <u>気象観測設備</u> 、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(<u>プロセス放射線モニタ</u> 、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)	<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(<u>保健物理専門家、放射線作業従事者</u> 、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

	<u>り扱うウラン加工施設については、UF6の漏えいに伴う作業環境(建物内外)への化学的影響を含む対策を実施する放射線業務従事者の作業安全の確保を含む。)</u> <u>・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への対応に係る手順等</u>
要員のパフォーマンス	<u>○教育、訓練</u> <u>・重大事故等時のウラン加工施設の挙動に関する知識の向上</u> <u>・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育</u> <u>・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等</u> <u>・放射性物質や化学物質等による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練</u> <u>・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それをを用いた事故時対応訓練</u>

<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	通常の施設の操業において、 <u>施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により</u> 、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、放射性廃棄物設備等(改造、校正、信頼性、動作可能性)、 <u>気象設備</u> 、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(<u>プロセス</u> 、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)	<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いて、 <u>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するための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により</u> 、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(<u>放射線作業従事者</u> 、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)

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

	ばく量)
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング (<u>契約者保健物理専門家認定</u> 、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 (使用施設 (添付1-10に係るものを除く))	
<u>監視領域 (小分類)</u>	原子力施設安全- <u>発生防止</u>
目的	施設の <u>操業時</u> 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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> ・火災又は爆発の発生防止に係る <u>安全機能</u>
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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成</u> 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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> を有する設備の性能
手順書の品質	<u>手順書</u> の適切さ (削る)

ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング (<u>技能者資格認定</u> 、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 (使用施設 (添付1-10に係るものを除く))	
<u>監視領域 (小分類)</u>	原子力施設安全- <u>臨界防止</u>
目的	施設の <u>操業時及び停止時</u> 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 <u>閉じ込めに係る安全機能</u> 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	○ <u>発生防止に係る安全機能を有する設備</u> の当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る <u>安全設計 (核燃料物質を収納する機器の形状寸法、核燃料物質の質量、核燃料物質の同位体組成、ユニット管理、中性子吸収材の形状寸法、材質、プルトニウム富化度、同位体組成、密度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材、溶液中の濃度等の核的制限値の設定、機器の設計、インターロック、運転条件等)</u> ・火災又は爆発の発生防止に係る <u>安全設計 (熱的制限値、化学的制限値、有機溶媒等の可燃性物質又は水素ガス等の爆発性物質の漏えい防止、引火点未満、不燃性材料又は難燃性材料等)</u>
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 <u>安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等)</u> 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 <u>安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等)</u> への影響
<u>構成配置</u> 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 <u>安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) の維持 (ラインナップ)</u>
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 <u>安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) を有する設備の性能</u>
手順書の品質	○ <u>手順書</u> の適切さ ・ <u>臨界防止に係る手順 (溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子吸収効果、減速材条件、反射条件)</u> ・ <u>火災又は爆発の防止に係る手順 (有機溶媒等可燃性物質、水素ガス等爆発性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理、危険物管理等)</u> ・ <u>外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による火災又は爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順</u>

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化 (誤記)
記載の適正化 (誤記)

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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
目的	<u>望ましくない結果を防止するために起因事象</u> 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 <u>安全設計</u> ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る <u>安全設計</u>
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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成</u> 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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> を有する設備の性能
手順書の品質	<u>運転</u> （事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 （削る）
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

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
目的	<u>臨界、火災又は爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するため</u> 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	○ <u>拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備</u> の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 <u>設計（臨界警報装置、臨界発生時の未臨界措置等に係る安全機能の設計）</u> ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る <u>設計（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等）</u>
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 <u>安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）</u> 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 <u>安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）</u> への影響
<u>構成配置</u> 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 <u>安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界防止等）</u> の維持（ラインナップ）
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 ・拡大防止・影響緩和に係る <u>安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）</u> を有する設備の性能
手順書の品質	○ <u>運転</u> （事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・ <u>臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等）</u> ・ <u>火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等）</u> ・ <u>外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、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の損傷防止に係る手順</u>
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
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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につ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、 <u>放射性物質の漏えい防止</u> 、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 <u>系統</u>
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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成</u> 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 <u>安全機能</u> 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— <u>非常時の対応</u>
目的	<u>非常時</u> 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	<u>要員の配置</u> (削る)

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につ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、 <u>遠隔操作</u> 、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 <u>系統（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）</u>
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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> 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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> への影響
<u>構成配置</u> 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 <u>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）</u> 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— <u>多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止又は非常時の対応</u>
目的	<u>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</u> 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	○ <u>多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及びその支援組織</u> ・多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記）
記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

設備、資機材	<u>多量</u> 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 (削る)
手順書の品質	<u>実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 (削る)
要員のパフォーマンス	<u>教育</u> 、訓練 (削る)

<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	<u>モニタリング設備等</u> 、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、 <u>気象観測設備</u> 、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>	放射線安全—従業員に対する放射線安全
-------------	--------------------

設備、資機材	○ <u>多量</u> 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 ・ <u>設計評価事故を超える事故の拡大を防止する設備</u> ・ <u>フィルタ等を設けた非常用排気設備等による、事故時の使用済燃料を取り扱う施設等からの放射性物質の流出を抑制又は緩和する設備</u> ・ <u>放射線業務従事者の作業安全（六ふっ化ウラン（UF6）を取り扱う施設については、UF6の漏えいに伴う作業環境（建物内外）への化学的影響に対する安全対策を含む。）を確保する資機材</u> ・ <u>上記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以外の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</u>
手順書の品質	○ <u>実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 ・ <u>臨界事故の拡大を防止するための手順等</u> ・ <u>核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に対処するための手順等</u> ・ <u>その他の事故に対処するための手順等</u>
要員のパフォーマンス	○ <u>教育</u> 、訓練 ・ <u>多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の使用施設の挙動に関する知識の向上</u> ・ <u>要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育</u> ・ <u>実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等</u> ・ <u>放射性物質や化学物質等による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練</u> ・ <u>設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練</u>

<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>	通常の施設の操業において、 <u>施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により</u> 、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	<u>モニタリング設備</u> 、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、 <u>気象設備</u> 、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>	放射線安全—従業員に対する放射線安全
-------------	--------------------

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

(小分類)	
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（ <u>保健物理専門家、放射線作業従事者</u> 、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（ <u>契約者保健物理専門家認定</u> 、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（貯蔵施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－ <u>発生防止</u>
目的	<u>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</u> 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	○ <u>当初</u> の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る <u>安全設計</u> ・火災又は爆発の発生防止に係る <u>安全設計</u>
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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響
系統構成の管理	○ <u>施設の操業時</u> の設備の構成 ・ <u>発生防止</u> に係る <u>安全機能の維持</u>
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 ・ <u>発生防止</u> に係る <u>安全機能</u> を有する設備の性能
手順書の品質	<u>手順書</u> の適切さ (削る)
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

(小分類)	
目的	通常の施設の操業において、 <u>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するための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により</u> 、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（ <u>放射線作業従事者</u> 、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（ <u>技能者資格認定</u> 、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（貯蔵施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－ <u>臨界防止</u>
目的	<u>貯蔵期間を通じて、施設の安全性に影響を及ぼす臨界等</u> 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	○ <u>臨界防止に係る安全機能を有する設備の当初</u> の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る <u>安全設計（金属キャスク、使用済燃料を所定の幾何学的配置、金属キャスク相互の中性子干渉、配置・形状、中性子吸収材の効果、減速材（水）の影響、燃焼度クレジット等）</u> ・火災又は爆発の発生防止に係る <u>安全設計（着火源の排除、異常な温度上昇防止、可燃性物質の漏えい防止、不燃性材料又は難燃性材料等）</u>
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 <u>安全機能（臨界防止等）</u> 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 <u>安全機能（臨界防止等）</u> への影響
構成配置の管理	○ <u>貯蔵期間を通じた設備の構成</u> ・ <u>臨界防止に係る安全機能（臨界防止等）の維持（ラインナップ）</u>
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 ・ <u>臨界防止に係る安全機能（臨界防止等）</u> を有する設備の性能
手順書の品質	○ <u>手順書</u> の適切さ ・ <u>施設内移送中の誤操作等による金属キャスクの衝突・落下防止</u>
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合
記載の適正化（誤記、他の施設の表記との整合）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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（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（ <u>キャスク</u> 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、 <u>金属キャスク</u>
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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能の維持</u>
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

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	<u>非常時</u> 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	<u>要員の配置</u> <u>(削る)</u>
設備、資機材	<u>非常時</u> の対処設備及び資機材 <u>(削る)</u>

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（金属キャスク、 <u>建屋等</u> ）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（ <u>キャスク</u> 、 <u>建屋</u> 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、 <u>金属キャスク（使用済燃料等を内封、負圧維持、多重閉じ込め構造、蓋部の閉じ込め機能異常時の蓋追加装着、修復性等）</u>
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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> 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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> への影響
構成配置の管理	○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 <u>安全機能（放射性物質の漏えいを防止、汚染の拡大防止、除熱機能等）の維持（ラインナップ）</u>
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

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	<u>非常時が発生した場合</u> 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	○ <u>非常時の対策の実施組織及びその支援組織</u> ・ <u>非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置</u> ・ <u>指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化</u> ・ <u>上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備</u> ・ <u>内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</u>
設備、資機材	○ <u>非常時</u> の対処設備及び資機材 ・ <u>放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材</u> ・ <u>上記非常時の対処設備以外の非常時の対処設備及び資機材</u>

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化

手順書の品質	<u>実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 <u>(削る)</u>
要員のパフォーマンス	<u>教育</u> 、訓練 <u>(削る)</u>

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	<u>通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ</u> 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	<u>モニタリング設備等</u> 、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、 <u>気象観測設備</u> 、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（ <u>保健物理専門家</u> 、 <u>放射線作業従事者</u> 、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（ <u>契約者保健物理専門家認定</u> 、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（廃棄物管理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－ <u>発生防止</u>
---------------	----------------------

手順書の品質	<u>○実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 <u>・事故に対処するための手順等</u>
要員のパフォーマンス	<u>○教育</u> 、訓練 ・非常用設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練

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	<u>貯蔵期間において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により</u> 、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	<u>モニタリング設備</u> 、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、 <u>気象設備</u> 、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いて、 <u>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するための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により</u> 、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（ <u>放射線作業従事者</u> 、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（ <u>技能者資格認定</u> 、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（廃棄物管理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－ <u>臨界防止</u>
---------------	----------------------

・他の施設の表記との整合
記載の適正化
・他の施設の表記との整合
記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合
記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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 (削る)
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

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	○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設計（単一ユニット、ユニット相互間の中性子相互干渉等） ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（着火源の排除、異常な温度上昇防止、可燃性物質の漏えい防止、不燃性材料又は難燃性材料等）
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（臨界防止）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（臨界防止）への影響
構成配置の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の構成 ・臨界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 ・臨界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 ・臨界防止に係る手順
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（放射性物質の漏えいを防止、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等）
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（閉じ込めの維持）への影響

記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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 <u>安全機能</u> 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)	原子力施設安全ー非常時の対応
目的	<u>非常時</u> における当該事故等に対処するための <u>事業者等</u> 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	<u>要員の配置</u> (削る)
設備、資機材	<u>非常時</u> の対処設備及び資機材 (削る)
手順書の品質	<u>実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 (削る)
要員のパフォーマンス	<u>教育</u> 、訓練 (削る)

監視領域 (小分類)	放射線安全ー公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の <u>結果として公衆の区域へ</u> 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	<u>モニタリング設備等</u> 、放射性廃棄物設備等 (改造、校正、信頼性、動作可能性)、 <u>気象観測設備</u> 、輸送容器、手順書 (設計/改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ)

構成配置の管理	○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 <u>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)</u> 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)	原子力施設安全ー非常時の対応
目的	<u>非常時が発生した場合</u> における当該事故等に対処するための <u>事業者</u> 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	○ <u>非常時の対策の実施組織及びその支援組織</u> ・ <u>非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置</u> ・ <u>指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化</u> ・ <u>上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備</u> ・ <u>内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</u>
設備、資機材	○ <u>非常時</u> の対処設備及び資機材 ・ <u>放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材</u> ・ <u>上記非常時の対処設備以外の非常時の対処設備及び資機材</u>
手順書の品質	○ <u>実施基準</u> 、訓練及び演習で使用する手順書類 ・ <u>事故に対処するための手順等</u>
要員のパフォーマンス	○ <u>教育</u> 、訓練 ・ <u>非常用設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それをを用いた事故時対応訓練</u>

監視領域 (小分類)	放射線安全ー公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、 <u>施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により</u> 、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	<u>モニタリング設備</u> 、放射性廃棄物設備等 (改造、校正、信頼性、動作可能性)、 <u>気象設備</u> 、輸送容器、手順書 (設計/改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ)

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化

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（ <u>保健物理専門家、放射線作業従事者</u> 、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（ <u>契約者保健物理専門家認定</u> 、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（廃棄物埋設施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	<u>物理的設計バリア（覆土等）が事故又は事象による</u> 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（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 <u>安全機能</u> ・異常な漏えい <u>防止機能</u>
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 <u>安全機能</u> 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 <u>安全機能</u> への影響

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いて、 <u>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するための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により</u> 、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（ <u>放射線作業従事者</u> 、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（ <u>技能者資格認定</u> 、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（廃棄物埋設施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	<u>廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時において</u> 、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（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 <u>設計</u> ・異常な漏えい <u>防止機能（放射性物質の漏えいを防止、人工バリア、天然バリア等）</u>
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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> 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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> への影響

・他の施設の表記との整合

記載の適正化

・他の施設の表記との整合

記載の適正化

・他の施設の表記との整合

記載の適正化

・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記）

記載の適正化

・他の施設の表記との整合

記載の適正化

・他の施設の表記との整合

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

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 (削る)
設備、資機材	非常時の対処設備及び資機材 (削る)
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 (削る)
要員のパフォーマンス	教育、訓練 (削る)

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）

構成配置の管理	○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（放射性物質の漏えいを防止、人工バリア、天然バリア等）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

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	○非常時の対策の実施組織及びその支援組織 ・非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備
設備、資機材	○非常時の対処設備及び資機材 ・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材 ・上記非常時の対処設備以外の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 ・非常時に対処するための手順等
要員のパフォーマンス	○教育、訓練 ・非常用設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それをういた事故時対応訓練

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	廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、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、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

プログラム及びプロセス	手順書（ <u>プロセス放射線モニタ</u> 、 <u>放出測定品質管理</u> 、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）

<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（ <u>保健物理専門家</u> 、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（ <u>契約者保健物理専門家認定</u> 、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（使用施設（令 4 1 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</u> (小分類)	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<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 ・ <u>換気系統</u>
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 <u>安全機能</u> への影響
<u>系統構成</u> 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 <u>安全機能</u> 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

プログラム及びプロセス	手順書（ <u>プロセス</u> 、 <u>放出測定</u> 、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）

<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>	通常の施設の操業において、 <u>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するための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により</u> 、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（ <u>放射線作業従事者</u> 、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（ <u>技能者資格認定</u> 、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（使用施設（令 4 1 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</u> (小分類)	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<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 ・ <u>換気系統（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）</u>
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 <u>安全機能（閉じ込めの維持）</u> への影響
<u>構成配置</u> 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 <u>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）</u> 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

との整合
記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化（誤記）

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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)	<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)	<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（ <u>保健物理専門家、放射線作業従事者</u> ）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（ <u>モニタリング及び管理</u> ）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（ <u>契約者保健物理専門家認定</u> 、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付1-11 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>核物質防護－核物質防護</u>
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。

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)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の施設の操業において、 <u>施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により</u> 、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、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、 <u>気象設備</u> 、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)	<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いて、 <u>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するための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により</u> 、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（ <u>放射線作業従事者、ALARA</u> ）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（ <u>モニタリング及び管理</u> ）、 <u>ALARA計画（管理目標、測定－予測被ばく量）</u>
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（ <u>技能者資格認定</u> 、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付1-11 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>核物質防護－核物質防護</u>
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。

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

記載の適正化
・他の施設の表記との整合

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
核物質防護情報の管理	核物質防護情報の管理
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、軽微でないとするのが相当である。

- 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

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
核物質防護情報の管理	核物質防護情報の管理
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、軽微でないとするのが相当である。

- 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。

- ・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。

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。

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。
 - ・火災の発生のリスク等、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。

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。

- ・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。

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。

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。
 - ・火災の発生のリスク等、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。

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。

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。

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。

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
------	---

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。

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。

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。

9. 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	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	必要な記録が修復不可能なほど失われた場合。
事例 c	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。
パフォーマンス劣化	保安規定によって定例試験の実施が要求されている。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 e	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。

	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	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	必要な記録が修復不可能なほど失われた場合。
事例 c	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。
パフォーマンス劣化	保安規定によって定例試験の実施が要求されている。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 e	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。

軽微とする場合	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。
事例 f	【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。
パフォーマンス劣化	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。
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。

軽微とする場合	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。
事例 f	【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。
パフォーマンス劣化	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。
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。

10. 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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 d	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 e	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。
パフォーマンス劣化	事業者の手順書要件を満足していなかった。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。

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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 d	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 e	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。
パフォーマンス劣化	事業者の手順書要件を満足していなかった。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。

事例 f	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
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、当該社内規程を適用するとしていた。

事例 f	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
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、当該社内規程を適用するとしていた。

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。 (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。
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	【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。
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	【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

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。 (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。
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	【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。
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	【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。
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。
軽微とする場合	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。
事例 m	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 n	【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。
パフォーマンス劣化	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
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 o	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。
パフォーマンス劣化	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

	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。
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。
軽微とする場合	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。
事例 m	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 n	【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。
パフォーマンス劣化	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
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 o	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
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。

	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。
軽微ではないとする理由	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。
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い機器等が存在していることを確認した。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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して判断された。
軽微とする場合	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。
事例 s	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 t	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。

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い機器等が存在していることを確認した。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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して判断された。
軽微とする場合	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。
事例 s	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 t	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。

事例 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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

事例 a	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 b	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。
パフォーマンス劣化	設計内容は正確に図面に反映するよう要求されている。
軽微である理由	重大ではない図面の欠陥である。
軽微でない場合	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。
事例 c	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ると示されていないことが判明した。
パフォーマンス劣化	手順書に沿った取組がなされていなかった。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。

事例 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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。

1 1. わずかな寸法、時間又は図面の相違

事例 a	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 b	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。
パフォーマンス劣化	設計内容は正確に図面に反映するよう要求されている。
軽微である理由	重大ではない図面の欠陥である。
軽微でない場合	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。
事例 c	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ると示されていないことが判明した。
パフォーマンス劣化	手順書に沿った取組がなされていなかった。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。

事例 d	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。

事例 d	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を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	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。	

1 2. 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を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 0-10 A の電流計ではなく 0-100 A 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なように、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ン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

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 0-10 A の電流計ではなく 0-100 A 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なように、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ン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。
パフォーマンス劣化	品質に悪影響を与える状態を適切に是正しなかった。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 g	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。
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の特定と保安規定の要求に従う是正を怠った。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	弁へのアクセスが周辺の条件（熱、放射線、酸素）で制限される状況があった場合。
事例 h	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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に影響を受ける場合、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。
事例 i	【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

	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。
パフォーマンス劣化	品質に悪影響を与える状態を適切に是正しなかった。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 g	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。
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の特定と保安規定の要求に従う是正を怠った。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	弁へのアクセスが周辺の条件（熱、放射線、酸素）で制限される状況があった場合。
事例 h	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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に影響を受ける場合、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。
事例 i	【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、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
パフォーマンス劣化	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、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
軽微ではないとする理由	当該系統の状態は、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。
軽微とする場合	当該系統の状態は、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。
事例 j	【核燃料施設】検査官は、事業者がウラン転換に係る処理系統の運転前に、当該系統の弁／機器の系統構成を確認する際、旧版の運転手順書が使用されていることを確認した。正確な系統構成は、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。
パフォーマンス劣化	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、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。
軽微ではないとする理由	新旧版の違いが、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。
軽微とする場合	新旧版の違いが軽微であり、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。
事例 k	【核燃料施設】事業者の運転手順書においては、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、系統構成を管理することが義務付けられている。系統構成の管理は、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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	弁は、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
軽微とする場合	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

	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、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
パフォーマンス劣化	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、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
軽微ではないとする理由	当該系統の状態は、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。
軽微とする場合	当該系統の状態は、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。
事例 j	【核燃料施設】検査官は、事業者がウラン転換に係る処理系統の運転前に、当該系統の弁／機器の系統構成を確認する際、旧版の運転手順書が使用されていることを確認した。正確な系統構成は、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。
パフォーマンス劣化	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、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。
軽微ではないとする理由	新旧版の違いが、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。
軽微とする場合	新旧版の違いが軽微であり、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。
事例 k	【核燃料施設】事業者の運転手順書においては、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、系統構成を管理することが義務付けられている。系統構成の管理は、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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	弁は、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
軽微とする場合	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

事例 1	【核燃料施設】検査官は、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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 m	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 n	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。

事例 1	【核燃料施設】検査官は、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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 m	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 n	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。

軽微とする場合	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。
事例 o	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 p	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 q	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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

軽微とする場合	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。
事例 o	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 p	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 q	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 r	【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。 (※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))
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 s	【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)
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 t	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。

	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。
事例 r	【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。 (※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))
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 s	【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)
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 t	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。

軽微とする場合	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。
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係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。

軽微とする場合	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。
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係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。
事例ア	【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。
事例イ	【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かったことを発見した。
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かった場合
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

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。
事例ア	【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。
事例イ	【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かったことを発見した。
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かった場合
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
事例ウ	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例エ	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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であり、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。
事例オ	【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

	(例えば、過剰応答)を示さなかった場合
事例ウ	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例エ	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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であり、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。
事例オ	【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

	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。
パフォーマンス劣化	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が義務付けている。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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例カ	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。

5. リリース前の作業ミス等

事例 a	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
------	--

	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。
パフォーマンス劣化	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が義務付けている。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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例カ	【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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。

13. リリース前の作業ミス等

事例 a	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
------	--

	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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
事例 b	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	進行中の作業で、安全上の影響はない。
軽微でない場合	系統を供用に復帰した場合。
事例 c	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	進行中の作業で、悪影響は一切なかった。
軽微でない場合	弁を取り付け、系統を供用に復帰した場合。
事例 d	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 e	【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。
パフォーマンス劣化	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。

	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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
事例 b	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	進行中の作業で、安全上の影響はない。
軽微でない場合	系統を供用に復帰した場合。
事例 c	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	進行中の作業で、悪影響は一切なかった。
軽微でない場合	弁を取り付け、系統を供用に復帰した場合。
事例 d	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 e	【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。
パフォーマンス劣化	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。

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。

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。

14. 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。

事例 c	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）。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 d	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）。
パフォーマンス劣化	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に基づき評価する。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 e	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。
パフォーマンス劣化	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。

事例 c	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）。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 d	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）。
パフォーマンス劣化	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に基づき評価する。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 e	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。
パフォーマンス劣化	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。

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

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

	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。
軽微とする場合	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。
事例 i	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 j	高放射線区域への不適切な立入りが発生した。
パフォーマンス劣化	被ばく線量が ALARA になるようにすることを事業者が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。
軽微ではないとする理由	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捨てた行動（例えば、施錠された高放射線区域周囲の障壁の無視又は校正線源のインターロックの無視）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。
軽微とする場合	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。

	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。
軽微とする場合	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。
事例 i	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例 j	高放射線区域への不適切な立入りが発生した。
パフォーマンス劣化	被ばく線量が ALARA になるようにすることを事業者が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。
軽微ではないとする理由	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捨てた行動（例えば、施錠された高放射線区域周囲の障壁の無視又は校正線源のインターロックの無視）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。
軽微とする場合	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。

事例k	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例l	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例m	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例n	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

事例k	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例l	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例m	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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。
事例n	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

	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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は、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)

7. 施設管理

事例 a	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 b	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

	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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は、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)

15.

施設管理

事例 a	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微である理由	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。
軽微でない場合	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。
事例 b	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、そのシステム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。

	不能時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、そのシステム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。

16. 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。

軽微とする場合	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。
事例 b	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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かかわらず、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。
事例 c	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。
パフォーマンス劣化	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。

軽微とする場合	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。
事例 b	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。
パフォーマンス劣化	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。
軽微ではないとする理由	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。
軽微とする場合	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かかわらず、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。
事例 c	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。
パフォーマンス劣化	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。

<p>軽微ではないとする理由</p>	<p>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。</p>	<p>軽微ではないとする理由</p>	<p>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。</p>																															
<p>軽微とする場合</p>	<p>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。</p>	<p>軽微とする場合</p>	<p>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。</p>																															
<p>(削除)</p>		<p>○ 変更履歴</p> <table border="1" data-bbox="1368 499 2564 779"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>変更日</th> <th>施行日</th> <th>変更概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>—</td> <td>2020/04/01</td> <td>制定</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>2</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			No.	変更日	施行日	変更概要	備考	0	—	2020/04/01	制定		1					2					3									
No.	変更日	施行日	変更概要	備考																														
0	—	2020/04/01	制定																															
1																																		
2																																		
3																																		

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 自然災害防護 (BE0010_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：「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。</p> <p>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。 ※近隣施設等の外的要因によって生じる災害も含む。</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 自然災害防護 (BE0010_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：「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(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(以下単に「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。</p> <p>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。 ※近隣施設等の外的要因によって生じる災害も含む。</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>

<p>(1) 外部電源及び代替交流電源システムの準備状態</p> <p>(2) 季節ごとの極端な気象条件に対する対応策</p> <p>(3) 差し迫る悪天候に対する準備状況</p> <p>(4) 外部溢水に対する準備状況</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。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>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、ワ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 検査の実施</p> <p>自然災害防護等に係る以下について、関連文書の調査、ワークダウン、インタビュー等によって運用、対策等が適切であることを確認する。</p> <p>(1) 外部電源及び代替交流電源システムの準備状況</p> <p>a. 設備は健全で要求機能を満足すること</p> <p>b. 関連部署との連携が行われること</p> <p>c. 是正処置等を講じた設備の状態</p> <p>(2) 季節ごとの極端な気象条件に対する対応策</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>c. 力量を備えた対応要員が配置されていること</p> <p>d. 長期に渡る悪天候に対処する事業者計画</p> <p>(3) 差し迫る悪天候に対する準備状況</p> <p>a. 悪天候に対処するための準備状況が整っていること</p> <p>b. 長期に渡る悪天候に対処する事業者の計画</p> <p>c. 力量を備えた対応要員が配置されていること</p> <p>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</p> <p>(4) 外部溢水に対する準備状況</p> <p>a. 外部溢水の対策が整備されていること</p> <p>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</p> <p>c. 設備、機器等は耐溢水性能が確保されていること</p>	<p>(1) 外部電源及び代替AC電源システムの準備状態</p> <p>(2) 季節毎の極端な気象条件に対する対応策</p> <p>(3) 差し迫る悪天候に対する準備状況</p> <p>(4) 外部溢水に対する準備状況</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。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。</p> <p>4. 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>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、ワ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 検査の実施</p> <p>自然災害防護等に係る以下について、関連文書の調査、ワークダウン、インタビュー等によって運用、対策等が適切であることを確認する。</p> <p>(1) 外部電源及び代替AC電源システムの準備状況</p> <p>a. 設備は健全で要求機能を満足すること</p> <p>b. 関連部署との連携が行われること</p> <p>c. 是正処置等を講じた設備の状態</p> <p>(2) 季節毎の極端な気象条件に対する対応策</p> <p>a. 季節毎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</p> <p>b. 季節毎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</p> <p>c. 力量を備えた対応要員が配置されていること</p> <p>d. 長期に渡る悪天候に対処する事業者計画</p> <p>(3) 差し迫る悪天候に対する準備状況</p> <p>a. 悪天候に対処するための準備状況が整っていること。</p> <p>b. 長期に渡る悪天候に対処する事業者の計画</p> <p>c. 力量を備えた対応要員が配置されていること</p> <p>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</p> <p>(4) 外部溢水に対する準備状況</p> <p>a. 外部溢水の対策が整備されていること</p> <p>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</p> <p>c. 設備、機器等は耐溢水性能が確保されていること</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

<p>4.3 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。</p> <p>5 検査手引</p> <p>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。</p> <p>5.1 外部電源及び代替交流電源システムの準備状況</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>a. 事象の説明。</p> <p>b. 外部電源が通常の状態に復旧する時期の見積もり。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>5.2 季節ごとの極端な気象条件への対応策</p>	<p>4.3 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> <p>5 検査手引</p> <p>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。</p> <p>5.1 外部電源及び代替AC電源システムの準備状況</p> <p>外部電源と 代替AC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。</p> <p>(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。</p> <p>a. 事象の説明。</p> <p>b. 外部電源が通常の状態に復旧する時期の見積もり。</p> <p>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。</p> <p>(2) 外部電源及び 代替AC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。</p> <p>(3) 代替AC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。</p> <p>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AC電源システムを使用する必要がある際にとるべき措置。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(4) 外部電源及び 代替AC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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>5.2 季節毎の極端な気象条件への対応策</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	---

<p>季節<u>ごと</u>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。</p> <p>(1) 悪天候に見舞われても、選定されたシステム<u>(設備及び機器)</u>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。</p> <p>(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<u>(設備及び機器)</u>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。</p> <p>(3) 悪天候の影響を受けるシステム<u>(設備及び機器)</u>が、施設又は設備を停止させるために必要な場合は、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。</p> <p>(4) 悪天候に見舞われても以下についてシステム<u>(設備及び機器)</u>の機能が失われないこと</p> <p>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<u>(ヒートトレース、暖房、耐候性の囲い等)</u>が講じられていること。</p> <p>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態を検証するためウォークダウンを実施する。</p> <p>c. ディーゼル発電機用燃料油の「曇り点」<u>(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)</u>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。</p> <p>5.3 差し迫る悪天候に対する準備状況</p> <p>差し迫る悪天候から重要なシステム<u>(設備及び機器)</u>を保護するための準備状況について、以下を確認する。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>5.4 外部溢水に対する準備状況</p>	<p>季節<u>毎</u>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。</p> <p>(1) 悪天候に見舞われても、選定されたシステム<u>(設備及び機器)</u>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。</p> <p>(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<u>(設備及び機器)</u>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。</p> <p>(3) 悪天候の影響を受けるシステム<u>(設備及び機器)</u>が、施設又は設備を停止させるために必要な場合は、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。</p> <p>(4) 悪天候に見舞われても以下についてシステム<u>(設備及び機器)</u>の機能が失われないこと</p> <p>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<u>(ヒートトレース、暖房、耐候性の囲い等)</u>が講じられていること。</p> <p>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態を検証するためウォークダウンを実施する。</p> <p>c. ディーゼル発電機用燃料油の「曇り点」<u>(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)</u>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。</p> <p>5.3 差し迫る悪天候に対する準備状況</p> <p>差し迫る悪天候から重要なシステム<u>(設備及び機器)</u>を保護するための準備状況について、以下を確認する。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>5.4 外部溢水に対する準備状況</p>	<p>記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
---	--	---

<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c. 溢水エリアの中の水密扉の適切性として、<u>扉</u>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、<u>扉の可動部分</u>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。</p> <p>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。</p> <p>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)。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>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。)</p> <p>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。</p> <p>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)。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c. 溢水エリアの中の水密扉の適切性として、<u>ドア</u>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、<u>ドアの重要な部分</u>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。</p> <p>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。</p> <p>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)。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>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。)</p> <p>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。</p> <p>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)。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
---	--	---

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		○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

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

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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

改正に伴う修正

記載の適正化（誤記）

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

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	1年	2	20	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	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	1年	2	20	日常

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

	(熱出力500kw以上※ ¹)				
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

	(熱出力500kw以上※ ¹)				
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
地震防護
(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 地震防護 (BE0090_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:「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(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。)における地震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地震防護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 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。 <u>(1)</u> 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策 <u>(2)</u> 地震発生時に備えた設備の保管状況</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 地震防護 (BE0090_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:「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。)における地震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地震防護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 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。 <u>(1)</u> 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策 <u>(2)</u> 地震発生時に備えた設備の保管状況</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>

<p>(3) 地震発生時に備えた体制の準備状態</p> <p>(4) 地震発生時における施設等の影響確認状況</p> <p>(5) 上記(1)以外の新たな波及的影響の観点の抽出状況</p> <p>(6) 新たな知見等の収集、反映状況</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 検査は、表3の<u>検査要件まとめ表</u>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<u>こと</u>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>4.2 検査実施 検査に<u>あ</u>っては、過去の地震発生時の事業者の運転（又は操業）対応にあっ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っ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、ウォークダウン、インタビュー等によって確認する。</p> <p>(1) 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策</p> <p>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</p>	<p>(3) 地震発生時に備えた体制の準備状態</p> <p>(4) 地震発生時における施設等の影響確認状況</p> <p>(5) 上記(1)以外の新たな波及的影響の観点の抽出状況</p> <p>(6) 新たな知見等の収集、反映状況</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 検査は、表3の<u>検査要件のまとめ表</u>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<u>事</u>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>4.2 検査実施 検査に<u>当</u>っては、過去の地震発生時の事業者の運転（又は操業）対応にあっ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っ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、ウォークダウン、インタビュー等によって確認する。</p> <p>(1) 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策</p> <p>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</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	---

<p>認する。</p> <p>(2) 地震発生時に備えた設備の保管状況</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(3) 地震発生時に備えた体制の準備状態</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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）。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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</p> <p>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の評価し、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。</p> <p>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。</p> <p>(5) 上記(1)以外のその他波及的影響の観点の抽出状況</p> <p>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。</p> <p>(6) 新たな知見等の収集、反映状況</p> <p>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。</p> <p>4.3 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>認する。</p> <p>(2) 地震発生時に備えた設備の保管状況</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(3) 地震発生時に備えた体制の準備状態</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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）。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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</p> <p>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の評価し、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。</p> <p>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。</p> <p>(5) 上記(1)以外のその他波及的影響の観点の抽出状況</p> <p>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。</p> <p>(6) 新たな知見等の収集、反映状況</p> <p>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。</p> <p>4.3 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>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</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。
- (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 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		○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
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

- (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. 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）

6. 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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

改正に伴う修正

記載の適正化（誤記）

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
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

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
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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

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

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

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	地震防護	1年	1	5	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

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

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	地震防護	1年	1	5	日常

基本検査運用ガイド
事象発生時の初動対応
(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 事象発生時の初動対応 (BQ0050_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」「放射線安全」 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」、 「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」 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<u>(昭和32年法律第166号)</u>以下「法」という。)第43条の3の<u>22</u>第1項で規定している事項(保安のために講ずべき措置)について、事業者から発電用原子炉施設の運転上の制限を逸脱した等の報告を受けた場合や担当原子力施設にて法令報告等のトラブルが発生した場合、当該原子力施設における事業者の対応状況を確認する。</p> <p>3 確認要件 3.1 対象 発電用原子炉施設の運転上の制限の逸脱または設備等の故障やその他の不測の事態等の事象発生時における事業者の対応等について必要に応じて、以下を確認する。</p> <p>(1) 発生事象の概要、原子力安全への影響、推定原因、該当の保安規定条項 等 (2) 事業者職員(以下「職員」という。)のパフォーマンス (3) 事業者の事象報告書等</p> <p>なお、必要に応じて実施される特別検査の計画等に適切な情報を提供することも留意すること。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 検査体制、頻度及びサンプル数 (1) 本ガイドは、発生事象の重要度等に応じて必要な対応を行う場合の参考とする。 (2) 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 手順 4.1 実施内容 (1) 事象の確認等 発生事象の内容、原子力安全への影響、推定原因、該当する保安規定条項等、原子力規制庁の対応</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 事象発生時の初動対応 (BQ0050_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：「原子力施設安全」「放射線安全」 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」、 「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」 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<u>(以下「法」という。)</u>第<u>43</u>条の3の<u>22</u>第1項で規定している事項(保安のために講ずべき措置)について、事業者から発電用原子炉施設の運転上の制限を逸脱した等の報告を受けた場合や担当原子力施設にて法令報告等のトラブルが発生した場合、当該原子力施設における事業者の対応状況を確認する。</p> <p>3. 確認要件 3.1 対象 発電用原子炉施設の運転上の制限の逸脱または設備等の故障やその他の不測の事態等の事象発生時における事業者の対応等について必要に応じて、以下を確認する。</p> <p>(1)発生事象の概要、原子力安全への影響、推定原因、該当の保安規定条項 等 (2)事業者職員(以下「職員」という。)のパフォーマンス (3)事業者の事象報告書等</p> <p>なお、必要に応じて実施される特別検査の計画等に適切な情報を提供することも留意すること。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 検査体制、頻度及びサンプル数 (1) 本ガイドは、発生事象の重要度等に応じて必要な対応を行う場合の参考とする。 (2) 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. 手順 4.1 実施内容 (1) 事象の確認等 発生事象の内容、原子力安全への影響、推定原因、該当する保安規定条項等、原子力規制庁の対応</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>

<p>に必要となる情報の収集。</p> <p>(2) 職員のパフォーマンス 事象発生時に対応する運転員等のパフォーマンス及び人的過誤が原因となって発生した事象における当時の職員等の活動や環境の確認。</p> <p>(3) 事業者の事象報告等 事業者の事象報告の聞き取り又は報告書等の文書による確認。</p> <p>4.2 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> <p>5 検査手引</p> <p>5.1 検査を実施する上での手引及び関連する留意事項</p> <p>(1) 原子力検査官（以下「検査官」という。）の初動対応</p> <p>a. 検査官が自ら発見又は事業者からの報告等を受けた場合には、第1報をできるだけ早く本庁関係部署（緊急事案対策室、実用炉監視部門）に連絡するとともに発生事象の内容、原子力安全への影響、該当する保安規定条項等を確認し、本庁への情報提供を行う。</p> <p>b. 事象発生現場の確認を行い、必要に応じて写真撮影等により検査官自ら記録を作成する。なお、事象の内容に応じて現場における火災防護や放射線防護の必要性をあらかじめ確認し、自らの安全確保に最大限の注意を払う。</p> <p>c. 事業者が、緊急時措置レベルの手順書に従い事象を適切に分類し、必要な情報を原子力規制庁、関係自治体、本店等に適時に情報提供したことを確認する。</p> <p>d. 原子力規制検査を行うため、パフォーマンス劣化や要因に関連する観察を継続的に実施する。</p> <p>e. P&ID、ECWD等の設計図書、制御盤表示、運転ログ、コンピューター・データ、記録計のデータ及び職員へのインタビュー等の情報を元に、プラントの状態、機器、職員のパフォーマンス及びプラント管理についての情報を整理し、原子力規制庁の関係者による評価を支援する。</p> <p>f. 事業者が開催する会議に陪席するなどして、事業者が事象の問題に適切に対応しているかどうかを確認する。</p> <p>(2) 職員のパフォーマンス ほとんどの場合において、これらの事象は前兆がなく発生するため、検査官は職員のパフォーマンスを直接観察することではなく、プラント状態が安定した後に、その出来事と職員の対応を確認する。</p> <p>a. 職員の過誤が原因の計画外の出来事については、プラント状態が安定した後、運転ログ、プラントのコンピューター・データ、記録計のデータ又はチャートを確認し、職員の対応が適切であったかどうかを確認する。</p> <p>b. あらゆる場合において、職員対応の評価を確認するため、運転ログ、コンピューター・データ、記録計、手順書及び関連する訓練を確認し、職員の対応が適切だったかどうかを判断する。</p>	<p>に必要となる情報の収集。</p> <p>(2) 職員のパフォーマンス 事象発生時に対応する運転員等のパフォーマンス及び人的過誤が原因となって発生した事象における当時の職員等の活動や環境の確認。</p> <p>(3) 事業者の事象報告等 事業者の事象報告の聞き取り又は報告書等の文書による確認。</p> <p>4.2 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検査する。</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> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 検査を実施する上での手引及び関連する留意事項</p> <p>(1) 原子力検査官（以下「検査官」という。）の初動対応</p> <p>a. 検査官が自ら発見又は事業者からの報告等を受けた場合には、第1報をできるだけ早く本庁関係部署に連絡するとともに発生事象の内容、原子力安全への影響、推定原因、該当する保安規定条項等を確認し、本庁への情報提供を行う。</p> <p>b. 事象発生現場の確認を行い、必要に応じて写真撮影等により検査官自ら記録を作成する。なお、事象の内容に応じて現場における火災防護や放射線防護の必要性をあらかじめ確認し、自らの安全確保に最大限の注意を払う。</p> <p>c. 事業者が、緊急時措置レベルの手順書に従い事象を適切に分類し、必要な情報を原子力規制庁、関係自治体、本店等に適時に情報提供したことを確認する。</p> <p>d. 原子力規制検査を行うため、パフォーマンス劣化や要因に関連する観察を継続的に実施する。</p> <p>e. P&ID、ECWD等の設計図書、制御盤表示、運転ログ、コンピューター・データ、記録計のデータ及び職員へのインタビュー等の情報を元に、プラントの状態、機器、職員のパフォーマンス及びプラント管理についての情報を整理し、原子力規制庁の関係者による評価を支援する。</p> <p>f. 事業者が開催する会議に陪席するなどして、事業者が事象の問題に適切に対応しているかどうかを確認する。</p> <p>(2) 職員のパフォーマンス ほとんどの場合において、これらの事象は前兆がなく発生するため、検査官は職員のパフォーマンスを直接観察することではなく、プラント状態が安定した後に、その出来事と職員の対応を確認する。</p> <p>a. 職員の過誤が原因の計画外の出来事については、プラント状態が安定した後、運転ログ、プラントのコンピューター・データ、記録計のデータ又はチャートを確認し、職員の対応が適切であったかどうかを確認する。</p> <p>b. あらゆる場合において、職員対応の評価を確認するため、運転ログ、コンピューター・データ、記録計、手順書及び関連する訓練を確認し、職員の対応が適切だったかどうかを判断する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	---

※ 附属書 A には、事象期間中に検査官が事業者に及ぼす影響を制限することについてのガイド
 ンスが記載されている。

c. 起動・停止中に過渡状況が発生した場合は、起動・停止計画、手順、ブリーフィング、緊急時計画
 のために使用した手順を確認し、起動・停止の間に職員がどのように行動したかを確認する。

d. 事業者が適切に職員のパフォーマンスを評価したかどうかを確認する。

(3) 事業者の事象報告書等

a. 事業者の評価が事象を正確に捉えているか、推定原因、人的要因等が検討されているかを確認し、
 検査官の意見、気付事項等を 本庁関係部署（実用炉監視部門） に提供する。

5.2 検査を実施する際の注意事項

a. 緊急時の対応となるため、職員や協力企業作業員等の活動を阻害する行為、特に聞き取り調査等
 には十分配慮する必要がある。基本的には、事態が収束した後に振り返って聞き取り確認をする
 方が望ましい。

b. 本庁での評価、検討と平行して、検査官は事象の内容に応じた検査運用ガイドを選定し、施設管
 理、運転管理、防災・非常時対応、放射線管理、横断分野に関する規制検査を計画し実施する。
 なお、事象に応じて本庁の専門家を含めたチーム検査を計画しても良い。

6 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則
- (2) 設置変更許可申請書
- (3) 原子炉施設保安規定

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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 87 条	第 92 条第 1 項第 19 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 6 号	第 87 条第 1 項第 19 号

※ 附属書 A には、事象期間中に検査官が事業者に及ぼす影響を制限することについてのガイド
 ンスが記載されている。

c. 起動・停止中に過渡状況が発生した場合は、起動・停止計画、手順、ブリーフィング、緊急時計画
 のために使用した手順を確認し、起動・停止の間に職員がどのように行動したかを確認する。

d. 事業者が適切に職員のパフォーマンスを評価したかどうかを確認する。

(3) 事業者の事象報告書等

a. 事業者の評価が事象を正確に捉えているか、推定原因、人的要因等が検討されているかを確認し、
 検査官の意見、気付事項等を 本庁関係部署 に提供する。

5.2 検査を実施する際の注意事項

a. 緊急時の対応となるため、職員や協力企業作業員等の活動を阻害する行為、特に聞き取り調査等
 には十分配慮する必要がある。基本的には、事態が収束した後に振り返って聞き取り確認をする
 方が望ましい。

b. 本庁での評価、検討と平行して、検査官は事象の内容に応じた検査運用ガイドを選定し、施設管
 理、運転管理、防災・非常時対応、放射線管理、横断分野に関する規制検査を計画し実施する。
 なお、事象に応じて本庁の専門家を含めたチーム検査を計画しても良い。

6. 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則
- (2) 設置変更許可申請書
- (3) 原子炉施設保安規定

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
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
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 6 号

記載の適正化（誤
記）

記載の適正化（誤
記）

記載の適正化（誤
記）

記載の適正化（誤
記）

改正に伴う修正

記載の適正化（誤
記）

事象期間中の検査官による影響の制限

I. 制御室内及び現場での検査官の行動

検査官は、事象に対する原子力規制庁の対応を決定するのに必要なプラント状況の評価をするために、十分な検査を実施しなければならない。この評価の基盤を形成する活動には、情報精度の検証、制御盤のウォークダウン（信号表示機器、プロセス・パラメータ、操作器の位置、およびその他の計装の観察）、又は進行中の活動をしている職員のパフォーマンスの評価等が含まれる。

検査官には、事業者にできるだけ影響を及ぼさないように監視と評価を行うこと、同時に、検査官の評価が適時で正確であることを確実にすることが求められる。プラント事象期間中は、適時かつ独立した検査官の評価は重要である。ただし、職員との連携の度合いは、進行中の制御室の活動を考慮しなければならない。検査官は、必要な情報を取得することと、事業者の対応活動に立ち入らないこととのバランスをとる判断をしなければならない。適切なバランスには、事象の重要度、事象の複雑性、時間の制約、および連携可能な職員などさまざまな要因が関与する。

以下のガイダンスは、事象発生現場若しくは制御室内での検査官の行動に一貫性を持たせるためのものである。

このガイダンスは、異常事象がプラントで発生した状況で使用することを目的としている。検査官は、制御室内で状況を観察するための注意点、職員の作業を妨害しないといったガイダンスをあらゆる緊急時に適用しなければならない。このガイダンスは主に事象対応に関するものであるが、一部の項目は、正常時に制御室の内外で職員と検査官との連携に適用可能である。

- a. 事象の対応に当たっては、統括運転検査官が現場で活動する全ての検査官の責任者となる。
- b. 制御室内の検査官の人数は、当該期間の確認等を実施するのに必要な最低人数であるのがよい。
- c. 検査官は、制限されたエリア等への立ち入りに関する事業者が制定した管理方針を守らなければならないが、検査を行う上で制限エリアへの立ち入り許可を制御室の当直課長又は運転員に求める必要がある場合がある。このような立ち入りが拒否される場合、検査官は事業者の管理者等上位職者へ立ち入り許可を求めるとともに、安全規制管理官に状況を連絡するのがよい。
- d. 制御室内で進行中の活動を観察している間、検査官は運転員の邪魔にならない位置にいて、計測器または指示計器の視野を遮らないように配慮しつつ、制御室全体を見渡せる位置であるのがよい。制限されたエリア外の許可された位置にいないなければならない。重要なパラメータを検証するには、適切な安定した時間において、制限されたエリア内での短時間の立入許可を運転員に求める必要がある。
- e. 検査官は、運転員がある事象に対応中、又は、自らの任務に注意を集中しなければならない場合に、その行為を中断させたり、質問をしたりしてはならない。また、検査官は、運転員同士の会話や運転員とその管理者との会話に口を挟んだり、会話を遮ったり、妨げたりしてはならない。

f. 検査官が緊急に対処に必要なプラントの問題又は運転員の安全についての重大な問題又は質問を特定した場合、検査官は、進行中の運転員の措置を中断しない時間に、それを迅速かつ穏やかに事業者と協議するのがよい。この協議は、発電部門の管理者又は緊急時対応管理者と行うのがよい。ただし、運転員の措置によって職員又はプラントが危険にさらされる恐れがあると検査官が感じた場合は、運転員

事象期間中の検査官による影響の制限

I. 制御室内及び現場での検査官の行動

検査官は、事象に対する原子力規制庁の対応を決定するのに必要なプラント状況の評価をするために、十分な検査を実施しなければならない。この評価の基盤を形成する活動には、独自の測定、情報精度の検証、制御盤のウォークダウン（信号表示機器、プロセス・パラメータ、操作器の位置、およびその他の計装の観察）、又は進行中の活動をしている職員のパフォーマンスの評価等が含まれる。

検査官には、事業者にできるだけ影響を及ぼさないように監視と評価を行うこと、同時に、検査官の評価が適時で正確であることを確実にすることが求められる。プラント事象期間中は、適時かつ独立した検査官の評価は重要である。ただし、職員との連携の度合いは、進行中の制御室の活動を考慮しなければならない。検査官は、必要な情報を取得することと、事業者の対応活動に立ち入らないこととのバランスをとる判断をしなければならない。適切なバランスには、事象の重要度、事象の複雑性、時間の制約、および連携可能な職員などさまざまな要因が関与する。

以下のガイダンスは、事象発生現場若しくは制御室内での検査官の行動に一貫性を持たせるためのものである。

このガイダンスは、異常事象がプラントで発生した状況で使用することを目的としている。検査官は、制御室内で状況を観察するための注意点、職員の作業を妨害しないといったガイダンスをあらゆる緊急時に適用しなければならない。このガイダンスは主に事象対応に関するものであるが、一部の項目は、正常時に制御室の内外で職員と検査官との連携に適用可能である。

- a. 事象の対応に当たっては、統括運転検査官が現場で活動する全ての検査官の責任者となる。
- b. 制御室内の検査官の人数は、当該期間の確認等を実施するのに必要な最低人数であるのがよい。
- c. 検査官は、制限されたエリア等への立ち入りに関する事業者が制定した管理方針を守らなければならないが、検査を行う上で制限エリアへの立ち入り許可を制御室の当直課長又は運転員に求める必要がある場合がある。このような立ち入りが拒否される場合、検査官は事業者の管理者等上位職者へ立ち入り許可を求めるとともに、安全規制管理官に状況を連絡するのがよい。
- d. 制御室内で進行中の活動を観察している間、検査官は運転員の邪魔にならない位置にいて、計測器または指示計器の視野を遮らないように配慮しつつ、制御室全体を見渡せる位置であるのがよい。制限されたエリア外の許可された位置にいないなければならない。重要なパラメータを検証するには、適切な安定した時間において、制限されたエリア内での短時間の立入許可を運転員に求める必要がある。
- e. 検査官は、運転員がある事象に対応中、又は、自らの任務に注意を集中しなければならない場合に、その行為を中断させたり、質問をしたりしてはならない。また、検査官は、運転員同士の会話や運転員とその管理者との会話に口を挟んだり、会話を遮ったり、妨げたりしてはならない。

f. 検査官が緊急に対処に必要なプラントの問題又は運転員の安全についての重大な問題又は質問を特定した場合、検査官は、進行中の運転員の措置を中断しない時間に、それを迅速かつ穏やかに事業者と協議するのがよい。この協議は、発電部門の管理者又は緊急時対応管理者と行うのがよい。ただし、運転員の措置によって職員又はプラントが危険にさらされる恐れがあると検査官が感じた場合は、運転員

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

の活動を速やかに中断させる方が適切な場合がある。検査官は、緊急性のない質問についてはもっと適切な時間になるまで控えるのがよい。

g. オフサイト組織と連絡をとる検査官は、通常は制御室の外でそれを行うのがよい。緊急時対策所 TSC (Technical Support Center) 内の原子力規制庁の電話、又は事業者の同意を得た制御室外のその他の電話により連絡は可能である。事業者が電話の使用に同意し、かつ通話が制御室の活動を妨害しないのであれば、制御室内から電話をかけることも許容される。

h. 原子力規制庁には当局としての役割があるため、事業者は検査官の言葉を規制上の指示として解釈することがある。そのため事象対応期間中は検査官と事業者間のオープンで、明確かつ直接的な対話が特に重要である。

表2 検査要件まとめ表

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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	日常

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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	日常

の活動を速やかに中断させる方が適切な場合がある。検査官は、緊急性のない質問についてはもっと適切な時間になるまで控えるのがよい。

g. オフサイト組織と連絡をとる検査官は、通常は制御室の外でそれを行うのがよい。緊急時対策所 TSC (Technical Support Center) 内の原子力規制庁の電話、又は事業者の同意を得た制御室外のその他の電話により連絡は可能である。事業者が電話の使用に同意し、かつ通話が制御室の活動を妨害しないのであれば、制御室内から電話をかけることも許容される。

h. 原子力規制庁には当局としての役割があるため、事業者は検査官の言葉を規制上の指示として解釈することがある。そのため事象対応期間中は検査官と事業者間のオープンで、明確かつ直接的な対話が特に重要である。

表2 検査要件まとめ表

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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	日常

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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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

記載の適正化（誤記）

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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	日常

01	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	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	事象発生時の初動対応	事象発生時	任意	任意	日常

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 非該当使用者等 (BZ2010_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：「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（<u>昭和32年法律第166号</u>。以下「法」という。）第61条の<u>2</u>の<u>2</u>の規定に基づき、法第52条第<u>1</u>項の許可を受けた者のうち法施行令（以下「令」という。）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<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>4</u>号口に規定されている事項（<u>保安のために必要な措置</u>）に係る実施状況を確認する。法第<u>57</u>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<u>61</u>条の2の2第1項第<u>3</u>号ハで規定されている事項（<u>廃止措置計画</u>）の実施状況を確認する。 また、法第57条の<u>7</u>第<u>1</u>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<u>2</u>の2第<u>1</u>項第<u>2</u>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（品質管理、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 3.1 検査対象 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 <u>(1)</u> 検査の頻度</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 非該当使用者等 (BZ2010_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：「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（以下「法」という。）第61条の<u>2</u>の<u>2</u>に基づき、法第52条第<u>1</u>項の許可を受けた者のうち法施行令（以下「令」という。）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<u>2</u>の<u>2</u>第<u>1</u>項第<u>4</u>号口に規定されている事項（<u>保安のために必要な措置</u>）に係る実施状況を確認する。法第<u>5.7</u>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<u>6.1</u>条の2の2第1項第<u>3</u>号ハで規定されている事項（<u>廃止措置計画</u>）の実施状況を確認する。 また、法第57条の<u>7</u>第<u>1</u>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<u>2</u>の2第<u>1</u>項第<u>2</u>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（品質管理、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 3.1 検査対象 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 <u>(1)</u> 検査の頻度</p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</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。

(2) 所要時間

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。

4 検査手順

4.1 検査前準備

(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。

(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。

4.2 検査実施

(1) 検査項目

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。

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)

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への適合性及び保安活動の状況を確認する。

(3) 検査実施手順

検査担当職員は、検査気付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

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、廃止措置に関する事項については、廃止措置確認申請があった場合に計画を策定する。

(2) 所要時間

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。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

(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。

(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。

4.2 検査実施

(1) 検査項目

非該当使用者に対しては、法第61条の2の2第1項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。

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「廃止措置計画に係る項目」

(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)

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への適合性及び保安活動の状況を確認する。

(3) 検査実施手順

検査担当職員は、検査気付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

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(誤記)

<p>った上で、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、当該検査気付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。</p> <p>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。</p> <p>(4) 報告書への記載</p> <p>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、検査気付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。</p> <p>4.3 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着眼点を以下に示す。 (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. 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。</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通り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>(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点検等の必要な点検を実施しているか。</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>った上で、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、当該検査気付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。</p> <p>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、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」に基づき、事案の深刻度の評価及び処置の検討を行う。</p> <p>(4) 報告書への記載</p> <p>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、検査気付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。</p> <p>4.3 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着眼点を以下に示す。 (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. 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。</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(チェックシート、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通り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>(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点検等の必要な点検を実施しているか。</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>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>
---	--	-------------------------------------

(4) 核燃料物質等の貯蔵状況を確認する。

- a. 貯蔵庫が適切に施錠管理されているか。
- 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錠管理されているか。
- 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。

(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ち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

(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

(4) 核燃料物質等の貯蔵状況を確認する。

- a. 貯蔵庫が適切に施錠管理されているか。
- 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錠管理されているか。
- 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。

(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ち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

(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. 保安に係る教育記録
 - (a)保安に係る教育の実施計画
 - (b)保安に係る教育の実施日時及び項目
 - (c)保安に係る教育を受けた者の氏名
- c. 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

(削る)

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1		○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
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

- (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. 保安に係る教育記録
 - (a)保安に係る教育の実施計画
 - (b)保安に係る教育の実施日時及び項目
 - (c)保安に係る教育を受けた者の氏名
- c. 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

6.2 技術資料等

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: 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
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

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

改正に伴う変更

記載の適正化 (誤記)

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
-------	--------

別紙 1

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」をいい、「規則」とは、「核燃料物質の使用等に関する規則」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]

2. その他保安のために必要な事項

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
-------	--------

別紙 1

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」をいい、「規則」とは、「核燃料物質の使用等に関する規則」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]

2. その他保安のために必要な事項

記載の適正化（誤記）

- (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
- (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

別紙2

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」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」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事
 - [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事
 - [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事
 - [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事
 - [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事
 - [法第57条の7第4項及び原料使用規則第11号及び11の2号]
- (7)核原料物質の運搬に関する事
 - [法第57条の7第4項及び原料使用規則第12号]
- (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13号]

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. 核原料物質の譲渡し及び譲受けの状況
- (2)核原料物質使用に関する記録の管理状況

- (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
- (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

別紙2

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」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」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事
 - [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事
 - [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事
 - [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事
 - [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事
 - [法第57条の7第4項及び原料使用規則第11号及び11の2号]
- (7)核原料物質の運搬に関する事
 - [法第57条の7第4項及び原料使用規則第12号]
- (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13号]

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. 核原料物質の譲渡し及び譲受けの状況
- (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

1. 核原料物質の使用等に関する規則

第六条の七 法第五十七条の五第三項において準用する法第十二条の六第八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。

- 一 核燃料物質の譲渡しが完了していること。
- 二 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。
- 三 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。
- 四 第二条の十一第一項に規定する放射線管理記録の同条第五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。

廃止措置の終了の確認に係る項目

1. 核原料物質の使用等に関する規則

第六条の七 法第五十七条の五第三項において準用する法第十二条の六第八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。

- 一 核燃料物質の譲渡しが完了していること。
- 二 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。
- 三 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。
- 四 第二条の十一第一項に規定する放射線管理記録の同条第五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。