

「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」の改正案及び意見公募の実施並びに原子力規制検査の運用改善のためのガイドの改正

令和 5 年 6 月 7 日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、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（以下「保安措置ガイド」という。）の改正案及び意見公募の実施並びに以下の重要度評価等に関する検査ガイドの改正の了承について諮るものである。

- ・ 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007）
- ・ 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド（GI0012）
- ・ 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド（GI0008）
- ・ 安全実績指標に関するガイド（GI0006）

また、その他の検査運用及び法定確認行為に係る手続きに関するガイドを改正したので、その実績を報告するものである。

2. 保安措置ガイドの改正（委員会了承事項）

本改正は、平成 28 年 1 月の IRRS¹ ミッションにおける指摘²を踏まえ、政令第 41 条非該当使用者³及び核原料物質使用者における外部被ばく線量の測定に係る認定機関への委託や内部被ばく線量等の測定に係る測定器の校正等の信頼性確保の考え方を、保安措置ガイドにおいて明確化するものである。

保安措置ガイドの改正案について、別紙 1 のとおり了承いただきたい。

あわせて、以下のとおり、任意の意見公募を実施することを了承いただきたい。

実施期間： 令和 5 年 6 月 8 日から 7 月 7 日まで（30 日間）

実施方法： 電子政府の総合窓口（e-Gov）及び郵送

¹ Integrated Regulatory Review Service : IAEA（国際原子力機関）が加盟国の要請に基づき、要請国の規制基盤の実効性の強化、向上を目的として、規制の技術的、政策的事項について、各国規制機関の専門家等から編成される国際ピアレビューミッションを派遣するサービスの一つ。

² 勧告 2 : 政府は、規制機関に対し、職業被ばくと公衆被ばくのモニタリング及び一般的な環境のモニタリングを行うサービス提供者について許認可又は承認のプロセスの要件を定め、許認可取得者がそれらの要件を満たしていることを確認する権限を与えるべきである。

³ 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 52 条第 1 項の許可を受けた者のうち、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号）第 41 条各号に定める核燃料物質を使用しない者をいう。

3. 原子力規制検査の運用実績を踏まえた検査ガイドの改正(委員会了承事項)

原子力規制検査に関する検査ガイドは運用実績を踏まえ、継続的に改善することとしている。令和4年11月30日及び令和5年3月13日に開催した検査制度に関する意見交換会合等で事業者等との議論を行った上で、以下に掲げる重要度評価等に関する検査ガイドの改正案を作成した。

これらの検査ガイドの改正について了承いただきたい。

(1) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007) (別紙2-1)

- ・ 附属書2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイドにおいて、実際の緊急事態等の発生時の検査指摘事項の重要度評価について、あらかじめ定めていた定性的な評価基準を廃止し、個別事象毎に重要度評価・規制措置会合 (SERP) で検討することに改正。

また、緊急事態等の発生状況によっては、原子力規制検査以外の規制手段による対応が考えられることから、本重要度評価の方法を適用しないこともあり得る旨の追記を行う改正。

- ・ 附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイドにおいて、管理区域境界の管理に関する重要度評価を追記。
- ・ 附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイドにおいて、重要度評価が白以上となる可能性がある場合は、詳細評価を事業者に求め、提出された詳細評価結果を最終的な評価で考慮するという評価フローに変更する改正。
- ・ 附属書10 核燃料施設等に関する重要度評価ガイドにおいて、政令第41条該当使用施設における初期境界評価を追記。

(2) 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド (GI0012) (別紙2-2)

- ・ 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (GI0008) との整合性をとるため、「表1—検査指摘事項の簡易評価シート」中の「検査指摘事項に該当すると判断した理由」の項目の一つを削除する等の記載の適正化のための改正。

(3) 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (GI0008) (別紙2-3)

- ・ 参考資料であった NRC の軽微事例集については、国内に適用できない例があること等から削除し、国内実績に基づく軽微事例集を附属書として制定。

(4) 安全実績指標に関するガイド (GI0006) (別紙2-4)

- ・安全実績指標⑤(安全系の機能故障件数)と安全実績指標⑩(重大事故等対処設備の機能故障件数)の運用の明確化。

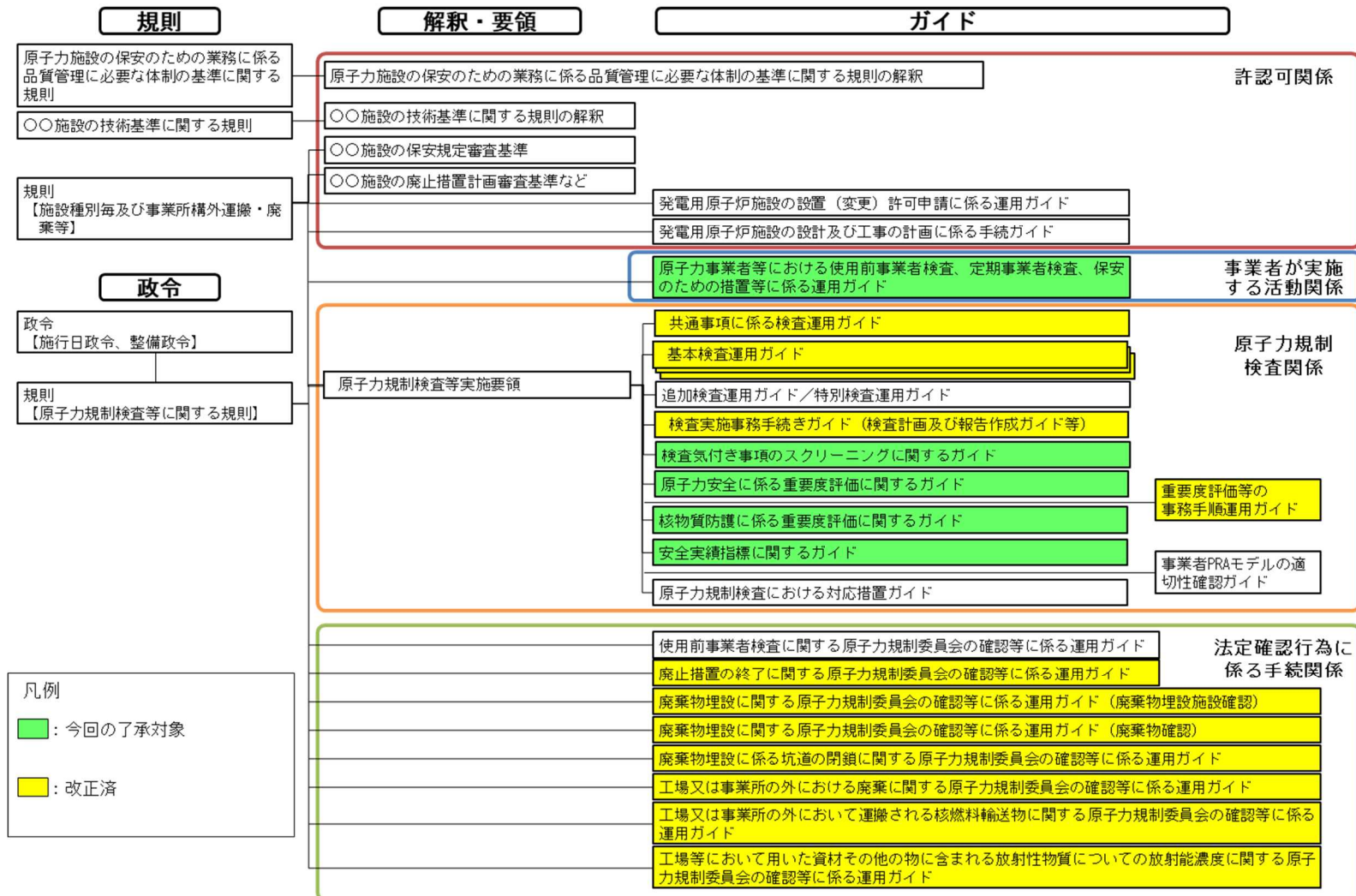
4. その他

令和4年6月8日の第15回原子力規制委員会にて了承・報告された検査ガイド等の改正以降、前述の検査制度に関する意見交換会合等を経て行った検査ガイドの改正実績を別紙3にて報告する。

(添付資料)

- 別紙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の一部改正について(案)
- 別紙2-1 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)
- 別紙2-2 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド(新旧対照表)
- 別紙2-3 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)
- 別紙2-4 安全実績指標に関するガイド(新旧対照表)
- 別紙3 令和4年度の原子力規制検査の実績等を踏まえた検査ガイドの改正実績
- 参考 新検査制度に係る内規類の決裁区分等について(2019FY-17)

原子力規制検査に係るガイド類の今回の改正対象



(案)

別紙 1

改正 令和 年 月 日 原規規発第 号 原子力規制委員会決定

令和 年 月 日

原子力規制委員会

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の一部改正について

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（原規規発第 1912257 号-7）の一部を、別表により改正する。

附 則

この規程は、令和 年 月 日から施行する。

別表 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 新旧対照表

(下線部分は改正部分)

改正後	改正前
<p data-bbox="219 499 1079 730"> <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に基づく</u>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 </p> <p data-bbox="526 981 766 1018">令和元年 12 月</p> <p data-bbox="499 1077 799 1114">原子力規制委員会</p> <p data-bbox="392 1173 907 1209">(最終改正：令和 年 月 日)</p>	<p data-bbox="1106 499 1964 635"> <u>原子力事業者等における</u>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 </p> <p data-bbox="1413 981 1653 1018">令和元年 12 月</p> <p data-bbox="1386 1077 1686 1114">原子力規制委員会</p> <p data-bbox="1265 1173 1803 1209">(最終改正：令和 3 年 7 月 30 日)</p>

<p>I. 目的</p> <p>本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）に基づく、保安のために必要な措置のうち原子力施設の施設管理並びに使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査の適正な実施のため、<u>原子力事業者等（法第 57 条の 8 に規定する原子力事業者等をいう。以下同じ。）及び核原料物質使用者（法第 57 条の 7 第 3 項に規定する核原料物質使用者をいう。以下同じ。）</u>における、<u>表 1 に示す原子力規制委員会規則各条項に基づくこれらの検査、保安のための措置等の運用</u>について定めることを目的とする。</p> <p>なお、<u>使用前事業者検査、定期事業者検査、使用前検査、保安のための措置等</u>に係る要件の技術的内容は、本ガイドに限定されるものではなく、規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、規則に定める技術上の基準（以下「技術基準」という。）に適合するものと判断するものである。</p> <p>V. 放射線管理</p> <p>1. 管理区域への立入制限、放射性物質の汚染状況等の測定等</p> <p>管理区域への立入制限等を行うに当たっては、管理区域の設定基準に従い区域を設定し、基準の範囲で維持されているかどうかを定期的に又は必要に応じて確認するため、放射性物質の汚染状況等の測定を行う必要があり、不必要な放射線業務従事者の被ばくを避けるため、当該測定結果について区域の入口等に掲示をするなどの措</p>	<p>I. 目的</p> <p>本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）に基づく、保安のために必要な措置のうち原子力施設の施設管理並びに使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査の適正な実施のため、<u>表 1 に示す原子力規制委員会規則各条項に基づく法第 57 条の 8 の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、使用前検査、保安のための措置等の運用</u>について定めることを目的とする。</p> <p>なお、<u>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、使用前検査、保安のための措置等</u>に係る要件の技術的内容は、本ガイドに限定されるものではなく、規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、規則に定める技術上の基準（以下「技術基準」という。）に適合するものと判断するものである。</p> <p>V. 放射線管理</p> <p>1. 管理区域への立入制限、放射性物質の汚染状況等の測定等</p> <p>管理区域への立入制限等を行うに当たっては、管理区域の設定基準に従い区域を設定し、基準の範囲で維持されているかどうかを定期的に又は必要に応じて確認するため、放射性物質の汚染状況等の測定を行う必要があり、不必要な放射線業務従事者の被ばくを避けるため、当該測定結果について区域の入口等に掲示をするなどの措</p>
--	---

置が必要である。また、汚染が確認された場合には、汚染拡大防止のための措置が必要である。

管理区域へ出入りする職員、協力会社等に遵守させるべき事項、管理区域内において特別措置が必要な区域を設定する場合における採るべき措置等を定め、これらを遵守させる必要がある。

管理区域への出入管理、物品の持出し管理等を行い、管理区域から退出する場合等の表面汚染密度が基準値内であることを確実にする必要がある。

原子炉施設及び再処理施設については、保全区域を設定し、及び明示し、並びに保全区域について管理する必要がある。

周辺監視区域を設定し、及び明示し、並びに業務上立ち入る者以外の者が周辺監視区域に立ち入らないように制限するために講ずべき措置を行う必要がある。

また、これらの放射線管理のための活動において使用する放射線測定器等について、校正等の管理を行うとともに、適切な方法で使用する必要がある。その際、第三者の確認等を含めた対応により、当該措置の信頼性を高めることが望ましい。

非該当使用者（法第 52 条第 1 項の許可を受けた者のうち、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号）第 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない者をいう。以下同じ。）及び核原料物質使用者（以下「非該当使用者等」という。）における放射線測定の信頼性確保の考え方の例を参

置が必要である。また、汚染が確認された場合には、汚染拡大防止のための措置が必要である。

管理区域へ出入りする職員、協力会社等に遵守させるべき事項、管理区域内において特別措置が必要な区域を設定する場合における採るべき措置等を定め、これらを遵守させる必要がある。

管理区域への出入管理、物品の持出し管理等を行い、管理区域から退出する場合等の表面汚染密度が基準値内であることを確実にする必要がある。

原子炉施設及び再処理施設については、保全区域を設定し、及び明示し、並びに保全区域について管理する必要がある。

周辺監視区域を設定し、及び明示し、並びに業務上立ち入る者以外の者が周辺監視区域に立ち入らないように制限するために講ずべき措置を行う必要がある。

また、これらの放射線管理のための活動において使用する放射線測定器等について、校正等の管理を行うとともに、適切な方法で使用する必要がある。その際、第三者の確認等を含めた対応により、当該措置の信頼性を高めることが望ましい。

考1に示す。

2. (略)

VI. 施設管理

1. ～6. (略)

7. 原子力施設の経年劣化に関する技術評価に基づく長期施設管理方針の反映 (第2項)

原子力施設の経年劣化に関する技術評価及び長期保守管理方針の策定と変更については、表5に記載した文書を参考に行う必要があり、定めた長期施設管理方針をVI. 2. に記載している施設管理方針に反映することにより、施設管理における各種活動を一体として実施していく必要がある。

非該当使用者の施設管理の例について参考2に示す。

表1 事業者検査及び保安のための措置に係る事業等ごとの規則名一覧表 (規則名は付表)

2. (略)

VI. 施設管理

1. ～6. (略)

7. 原子力施設の経年劣化に関する技術評価に基づく長期施設管理方針の反映 (第2項)

原子力施設の経年劣化に関する技術評価及び長期保守管理方針の策定と変更については、表5に記載した文書を参考に行う必要があり、定めた長期施設管理方針をVI. 2. に記載している施設管理方針に反映することにより、施設管理における各種活動を一体として実施していく必要がある。

使用者(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令(昭和32年政令第324号。以下「令」という。)第41条各号に掲げる核燃料物質を使用する場合を除く。)の施設管理の例について参考に示す。

表1 原子力事業者等における事業者検査及び保安のための措置に係る事業等ごとの規則名一覧表 (規則名は付表)

	(略)	試験炉	(略)	核原料使用		(略)	試験炉	(略)	核原料使用
使用前事業者 検査の実施	(略)	<u>第3条の2の 3</u>	(略)	—	(略)	<u>第3の2の3</u>	(略)	—	
(略)		(略)		(略)		(略)			
管理区域への 立入制限等		第7条		<u>第2条第2号 ～第4号</u>		管理区域への 立入制限等		第7条	<u>第2～4号</u>
線量等に関する 措置		第8条		<u>第2条第5号</u>		線量等に関する 措置		第8条	<u>第5号</u>
放射性物質の 汚染状況等の 測定		—		<u>第2条第6号 ～第9号</u>		放射性物質の 汚染状況等の 測定		—	<u>第6～9号</u>
(略)		(略)		(略)		(略)		(略)	(略)
運転・操作・使用		第11条		<u>第2条第1号、 第2号及び第 10号</u>		運転・操作・使用		第11条	<u>第1、2、10号</u>
工場又は事業 所での運搬		第12条		<u>第2条第12号</u>		工場又は事業 所での運搬		第12条	<u>第12号</u>
貯蔵		第13条		<u>第2条第13号</u>		貯蔵		第13条	<u>第13号</u>
工場又は事業 所での廃棄	第14条	<u>第2条第11号 及び第11号の 2</u>	工場又は事業 所での廃棄	第14条	<u>第11号、第11 の2</u>				

(略)		(略)		(略)
-----	--	-----	--	-----

表 1 付表 (略)

表 2 原子力施設に係る技術基準の一覧表

	(略)
加工施設	(略)
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	
実用炉施設	
使用済燃料貯蔵施設	
再処理施設	
特定第一種廃棄物埋設施設、 特定廃棄物管理施設	
使用施設等	

表 3～表 6 (略)

別記 1～別記 3 (略)

(略)		(略)		(略)
-----	--	-----	--	-----

表 1 付表 (略)

表 2 原子力施設に係る技術基準の一覧表

	(略)
加工施設	(略)
試験研究用等原子炉施設	
研究開発段階原子炉に係る発電用原子炉施設	
実用発電用原子炉に係る発電用原子炉施設	
使用済燃料貯蔵施設	
再処理施設	
特定第一種廃棄物埋設施設、 特定廃棄物管理施設	
使用施設等	

表 3～表 6 (略)

別記 1～別記 3 (略)

(参考1)

(新設)

非該当使用者等における放射線測定信頼性確保の考え方の例

1. 放射線業務従事者の外部放射線に被ばくすることによる線量の測定（核燃料物質の使用等に関する規則（昭和32年総理府令第84号。以下「使用規則」という。）第2条の11の6第2号イ及び核原料物質の使用に関する規則（昭和43年総理府令第46号。以下「核原規則」という。）第2条第7号イに係る測定）に係る認定機関への委託等について

放射線業務従事者の外部放射線に被ばくすることによる線量の測定に当たっては、「ISO/IEC 17025：国際標準化機構／国際電気標準会議 試験所及び校正機関の能力に関する一般要求事項（以下「ISO/IEC 17025」という。）」に規定される能力を満たす人又は機関による測定及びそれと同等の品質マネジメントシステムの確立等に係る要求事項を満たす測定とする。具体的には以下の測定である。

- ① 非該当使用者等が、公益財団法人日本適合性認定協会（JAB）のISO/IEC 17025に基づく放射線個人線量測定分野の認定を取得した外部の機関に委託して行う測定

②非該当使用者等が、公益財団法人日本適合性認定協会（JAB）の ISO/IEC 17025 に基づく放射線個人線量測定分野の認定を取得して行う測定

③ ②に掲げる測定のほか、非該当使用者等が、上記と同等の品質を確保して行う測定（例えば、公益財団法人日本適合性認定協会（JAB）以外の国際試験所認定協力機構（ILAC）の相互承認協定（MRA）に署名している認定機関の ISO/IEC 17025 に基づく放射線個人線量測定分野の認定を受けた者による測定など）

2. 管理区域及び周辺監視区域における線量当量率並びに管理区域における放射性物質による汚染の状況の測定（使用規則第2条の11の6第1号及び核原規則第2条第6号に係る測定）、放射線業務従事者の人体内部に摂取した放射性物質からの放射線に被ばくすることによる線量の測定（使用規則第2条の11の6第2号ハ及び核原規則第2条第7号ハに係る測定）、放射性物質による人体及び人体に着用している物の表面の汚染の状況の測定（使用規則第2条の11の6第3号及び核原規則第2条第8号に係る測定）に係る放射線測定器の校正等について

校正等は必ずしも ISO/IEC 17025 に基づく認定を受けた機関により実施されることを求めるものではない。なお、外部の機関に校正等を委託する場合であっても、法令に基づき、非該当使用

者等が、校正等により放射線測定器の機能を維持することが求められている。よって、非該当使用者等は、委託した外部の機関が放射線測定器の校正等を適切に行っていることを確認することが望ましい。確認の方法としては、公的な認証・資格の取得状況を確認することや、契約等で委託する校正等の実施に係る確認事項を定め、それらの実施状況を記録等により確認することなどが考えられる。

校正等は、毎年必ず実施することを求めるものではなく、測定の目的及び対象に応じた必要な精度を確保できるよう、計画的に実施することが望ましい。

なお、これらの放射線測定の信頼性確保等に係る記録については、法令に定める測定に関する記録の保存期間を考慮し、保存期間を設定することが望ましい。

(参考2)

非該当使用者の施設管理の例

(略)

(参考)

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。）の施設管理の例

(略)

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次 (略)</p> <p>1 目的 (略)</p> <p>2 適用範囲 (略)</p> <p>3 重要度評価区分の考え方 (略)</p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順 (略)</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次 (略)</p> <p>1 目的 (略)</p> <p>2 適用範囲 (略)</p> <p>3 重要度評価区分の考え方 (略)</p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順 (略)</p>	<p style="text-align: center;">改正による修正</p>

5 留意事項
(略)

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○運用の明確化 ①「検査指摘事項についての総合的な情報シート」の作成について、重要度評価に際し、必須でないことの運用を明確化（添付1） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・核燃料施設等の重要度評価の運用を明確化 ・最新のNRCの検査ガイド（IMC0609 Attachment4）を反映 ○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○運用の明確化</u> <u>・直流電源及び交流電源の対象を具体化（添付1 表2）</u> <u>○重要度評価ガイド附属書4の改正内容を反映（添付1 表2）</u> <u>○重要度評価ガイド附属書2の改正内容を反映（添付1 表3）</u> <u>○記載の適正化</u>	

添付1 検査指摘事項の初期評価

- 重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件
(略)
- 重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価
(略)

表1 検査指摘事項の総合的な情報シート
(略)

5 留意事項
(略)

○改正履歴

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

添付1 検査指摘事項の初期評価

- 重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件
(略)
- 重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価
(略)

表1 検査指摘事項の総合的な情報シート
(略)

表2 劣化状態又はプログラムの脆弱性により影響を受けた監視領域

(✓) 適切なボックスをチェックすること。

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

表2 劣化状態又はプログラムの脆弱性により影響を受けた監視領域

(✓) 適切なボックスをチェックすること。

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

記載の適正化

記載の適正化(最新の米国NRCのガイドに合わせる)

運用の明確化(直流電源及び交流電源の対象を具体化)

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"/> 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理 <input type="checkbox"/> 放射線環境監視 <input type="checkbox"/> <u>管理区域境界の管理</u> <input type="checkbox"/> 放射性固体廃棄物の管理 <input type="checkbox"/> 放射性物質の輸送
核物質防護		
/		

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

記載の適正化

重要度評価ガイド
附属書 4 の改正内容の反映

記載の適正化

表 3 重要度評価の附属書の選定ルート

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

表 3 重要度評価の附属書の選定ルート

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

重要度評価ガイド
附属書 2 の改正内容の反映

- 「はい」の場合は、**附属書8**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

D. 火災防護：

1. 検査指摘事項は、消防や消火活動等の不具合に関係しているか。
 - 「はい」の場合は、**附属書1**に進むこと。
 - 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。
2. 検査指摘事項は、以下の事項に関係しているか。
 - (1) 仮置可燃物、仮置発火源又は火気使用作業による火災の発生防止及び管理を十分に実施できていない。
 - (2) 固定式の火災防護システム、又は、火災を封じ込める能力に影響を及ぼすか。
 - (3) 火災発生の際にプラントの安全停止状態を達成・維持する能力に影響を及ぼすか。
 - 「はい」の場合は、**附属書5**に進むこと。
 - 「いいえ」の場合は、**附属書1**に進むこと。

- 「はい」の場合は、**附属書8**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

D. 火災防護：

1. 検査指摘事項は、消防や消火活動等の不具合に関係しているか。
 - 「はい」の場合は、**附属書1**に進むこと。
 - 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。
2. 検査指摘事項は、以下の事項に関係しているか。
 - (1) 仮置可燃物、仮置発火源又は火気使用作業による火災の発生防止及び管理を十分に実施できていない。
 - (2) 固定式の火災防護システム、又は、火災を封じ込める能力に影響を及ぼすか。
 - (3) 火災発生の際にプラントの安全停止状態を達成・維持する能力に影響を及ぼすか。
 - 「はい」の場合は、**附属書5**に進むこと。
 - 「いいえ」の場合は、**附属書1**に進むこと。

添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領

（略）

添付3 重要度評価の申立て制度

（略）

添付4 リスク評価担当者に求められる役割

（略）

添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領

（略）

添付3 重要度評価の申立て制度

（略）

添付4 リスク評価担当者に求められる役割

（略）

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

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">附属書 2</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 2_r3)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲..... 1</p> <p>2 法令等により事業者に要求されている事項..... 1</p> <p>2.1 <u>平時における重大事故等対処等に係る設備・機器</u>及び体制の整備..... 1</p> <p>2.2 <u>緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動</u>..... 1</p> <p>3 重要度評価の基本的考え方..... 2</p> <p>4 重要度評価の方法..... 2</p> <p>4.1 <u>平時における重大事故等対処等に係る設備・機器</u>及び体制の整備に関する不適合..... 2</p> <p>4.2 <u>緊急事態等の発生時における運用手順等</u>に基づく活動の不実施..... 3</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">附属書 2</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 2_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲..... 1</p> <p>2 法令等により事業者に要求されている事項..... 1</p> <p>2.1 <u>設備・機器</u>及び体制の整備..... 1</p> <p>2.2 <u>施設の保全のための活動</u>..... 1</p> <p>3 重要度評価の基本的考え方..... 2</p> <p>4 重要度評価の方法..... 2</p> <p>4.1 <u>設備・機器</u>及び体制の整備に関する不適合..... 2</p> <p>4.2 <u>運用手順等</u>に基づく活動の不実施..... 3</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化</p>

<p>1 適用範囲</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重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、以下に関する重要度の評価に適用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ <u>平時における重大事故等対処</u>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 ○ <u>緊急事態等の発生時</u>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>2 法令等により事業者により要求されている事項</p> <p>2.1 <u>平時における重大事故等対処等に係る設備・機器及び体制の整備</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<u>保全（以下「施設の保全」という。）に関する措置として、設備・機器及び体制の整備（教育及び訓練に関することも含まれる。以下同じ。）</u>に関し、<u>平時において</u>、以下に掲げる措置を講ずることが求められている。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 施設の保全のための活動を行うために必要な計画を策定すること (2) 施設の保全のための活動を行うために必要な要員（対策要員）を配置すること (3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年1回以上定期的に実施すること (4) 施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、消火ホースその他の資機材を備え付けること (5) 施設の保全のための活動を行うために必要な事項を定め、これを対策要員に守らせること (6) その他、施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備に関すること (7) (1)～(6)の措置について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講ずること (8) 緊急時の線量等の措置 <p>2.2 <u>緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動</u></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<u>施設の保全に関する措置として</u>、以下に掲げる運用手順等を<u>定め、緊急事態等の発生時において</u>、対策要員に<u>遵守させる</u>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。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 重大事故等発生時における施設の保全のための対応 <ul style="list-style-type: none"> ○ 共通事項（アクセスルートの確保等） ○ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 ○ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ○ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 ○ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ○ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 ○ 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 ○ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 ○ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等 ○ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 ○ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 ○ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 ○ 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 	<p>1 適用範囲</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重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、以下に関する重要度の評価に適用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ <u>重大事故等対処</u>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 ○ <u>緊急事態</u>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>2 法令等により事業者により要求されている事項</p> <p>2.1 <u>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<u>保全のための活動を行う</u>設備・機器及び<u>体制の整備</u>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> <ol style="list-style-type: none"> (1) 施設の保全のための活動を行うために必要な計画を策定すること (2) 施設の保全のための活動を行うために必要な要員（対策要員）を配置すること (3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年1回以上定期的に実施すること (4) 施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、消火ホースその他の資機材を備え付けること (5) 施設の保全のための活動を行うために必要な事項を定め、これを対策要員に守らせること (6) その他、施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備に関すること (7) (1)～(6)の措置について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講ずること (8) 緊急時の線量等の措置 <p>2.2 <u>施設の保全のための活動</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<u>原子力施設の保全のための活動に関して</u>、以下に掲げる運用手順等を<u>定め、これを</u>対策要員に<u>守らせる</u>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。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 重大事故等発生時における施設の保全のための対応 <ul style="list-style-type: none"> ○ 共通事項（アクセスルートの確保等） ○ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 ○ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ○ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 ○ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ○ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 ○ 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 ○ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 ○ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等 ○ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 ○ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 ○ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 ○ 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 	<p>運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）</p> <p>運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）</p> <p>運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）</p>
---	--	--

<p>○重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等</p> <p>○電源の確保に関する手順等</p> <p>○事故時の計装に関する手順等</p> <p>○原子炉制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>○監視測定等に関する手順等</p> <p>○緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p> <p>○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</p> <p>(2) 大規模損壊発生時における施設の保全のための対応</p> <p>○以下に関する手順等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な火災が発生した場合における消火活動 ・炉心の著しい損傷を緩和するための対策 ・原子炉格納容器の破損を緩和するための対策 ・使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するため対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策 ・放射性物質の放出を低減するための対策 ・重大事故等対策における要求事項の一部手順 ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順 <p>3 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<u>緊急事態等の発生時における運用手順等</u>に基づく活動の不実施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 重要度評価の方法</p> <p>4.1 <u>平時における重大事故等対処等に係る設備・機器</u>及び体制の整備に関する不適合</p> <p>「2.1 <u>平時における重大事故等対処等に係る設備・機器</u>及び体制の整備」に掲げる<u>事項</u>の不適合に係る検査指摘事項に関する重要度について以下のとおり評価を<u>行う（図参照）</u>。</p> <p>(削る)</p>	<p>○重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等</p> <p>○電源の確保に関する手順等</p> <p>○事故時の計装に関する手順等</p> <p>○原子炉制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>○監視測定等に関する手順等</p> <p>○緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p> <p>○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</p> <p>(2) 大規模損壊発生時における施設の保全のための対応</p> <p>○以下に関する手順等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な火災が発生した場合における消火活動 ・炉心の著しい損傷を緩和するための対策 ・原子炉格納容器の破損を緩和するための対策 ・使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するため対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策 ・放射性物質の放出を低減するための対策 ・重大事故等対策における要求事項の一部手順 ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順 <p>3 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<u>緊急事態が発生した際の運用手順</u>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 重要度評価の方法</p> <p>4.1 <u>設備・機器</u>及び体制の整備に関する不適合</p> <p>「2.1 <u>設備・機器</u>及び体制の整備」に掲げる<u>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</u>の不適合に係る検査指摘事項に関する重要度について以下のとおり評価を<u>行う</u>。</p> <p>(1) <u>評価の基準</u></p> <p>a. <u>防止等措置に係る指摘事項の場合</u></p> <p><u>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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>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</u> ・<u>附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド</u> ・<u>附属書6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</u> ・<u>附属書7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド</u> ・<u>附属書9 定性的な判断基準に関する重要度評価ガイド</u> <p><u>附属書の選定にあたっては、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の添</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）</p> <p>記載の適正化（(1)と(2)の記載を整理）</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</p> <p>b. 防止等措置に関連する<u>検査指摘事項の場合は他の</u>附属書を準用して重要度を<u>評価</u></p> <p>・<u>以下の附属書を準用して評価を行う。</u></p> <p>附属書1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</p> <p>附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</p> <p>附属書7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書9 定性的な判断基準に関する重要度評価ガイド</p> <p>・附属書の選定にあたっては、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の添付1（検査指摘事項の初期評価）を参照すること。</p> <p>防止等措置に関連しない検査指摘事項の場合はc.に進む。</p> <p>c. <u>この検査指摘事項がある場合、緊急事態等の発生時に、施設の保全のための活動が機能するかについて評価</u></p> <p>○機能しないと判断する場合は、「白」とする。</p> <p>○機能すると判断する場合は、「緑」とする。</p> <p>4.2 <u>緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動の不実施</u></p> <p>「2.2 <u>緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動</u>」に掲げる<u>緊急事態等の発生時</u>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。</p> <p>a. <u>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</u></p> <p>b. <u>その検査指摘事項の重大事故等対処及び大規模損壊対処への影響を確認する</u></p> <p>c. <u>その影響の重要度を評価する</u></p> <p>具体的な重要度の評価については、重要度評価・規制措置会合（SERP）において検討するものとする。</p> <p>なお、防止等措置に関するもので、「4.1 平時における重大事故等対処等に係る設備・機器及び体制の整備に関する不適合」により重要度評価が可能なものについては、「4.1 平時における重大事故等対処等に係る設備・機器及び体制の整備に関する不適合」による手法で評価を行うものとする。</p> <p>また、緊急事態等の発生時における原子力規制委員会の対応については、その発生状況により、原子力規制検査以外の規制手段による対応が考えられるため、本重要度評価の方法を適用しないこともあり得る。</p>	<p>付1（検査指摘事項の初期評価）を参照すること。</p> <p>b. <u>防止等措置以外に係る検査指摘事項の場合</u></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) <u>重要度の評価</u></p> <p>以下の手順で重要度の評価を行う（図参照）。</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</p> <p>b. 防止等措置に関連する<u>場合は他の</u>附属書を準用して重要度を<u>評価</u></p> <p>c. <u>b.に該当しない場合は、緊急事態の際、施設の保全のための活動が十分に機能するかについて評価を行い、機能しないと判断する場合には、重要度を「白」と評価</u></p> <p>(新設)</p> <p>(新設)</p> <p>4.2 <u>運用手順等に基づく活動の不実施</u></p> <p>「2.2 <u>施設の保全のための活動</u>」に掲げる<u>緊急事態</u>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。<u>なお、防止等措置に関するもので、「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」により重要度評価が可能なものについては、「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」による手法で評価を行うものとする。</u></p>	<p>運用の明確化（平時と緊急事態等の発生時に分かれることを明確化）</p> <p>運用の明確化（緊急事態等の発生時における運用手順等に基づく活動の不実施に係る重要度評価の見直し）</p>
---	--	--

<p>(削る)</p>	<p><u>(1) 評価の基準</u></p> <p><u>重要度の評価は、以下の基準で判断を行う。</u></p> <p><u>赤：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できず、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合</u></p> <p><u>黄：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的は達成されたが、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合</u></p> <p><u>白：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できなかったが、その他の措置等により、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できたと判断する場合</u></p> <p><u>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</u></p>	<p>記載の適正化 (1)と(2)の記載を整理)</p>
<p>(削る)</p>	<p><u>(2) 重要度の評価</u></p> <p><u>以下の手順で重要度の評価を行う。</u></p> <p><u>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</u></p> <p><u>b. その検査指摘事項の重大事故等対処及び大規模損壊対処への影響を確認する</u></p> <p><u>c. その影響の重要度を評価する</u></p>	

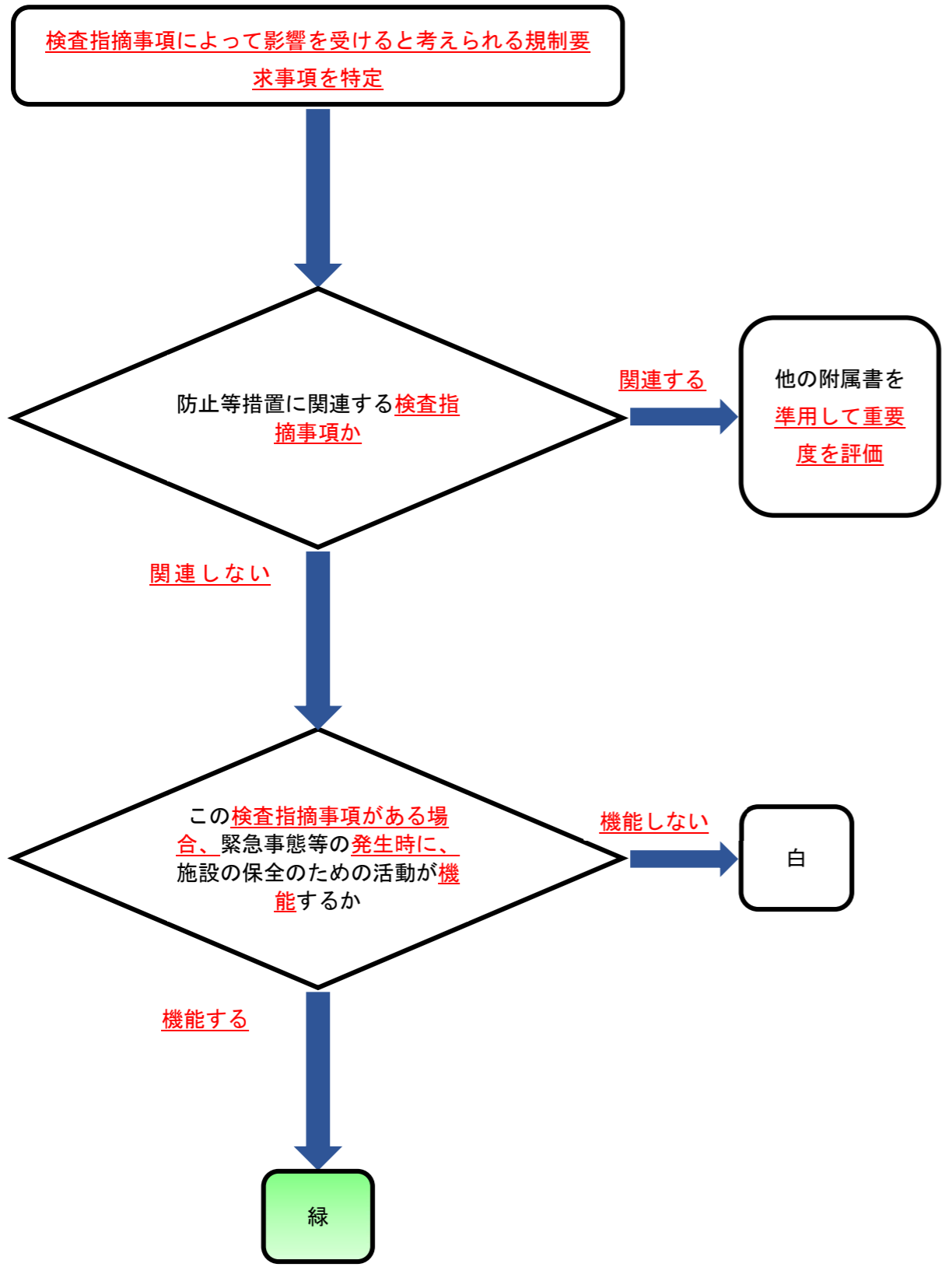


図 平時における重大事故等対処等に係る設備・機器及び体制の整備に関する重要度評価フロー

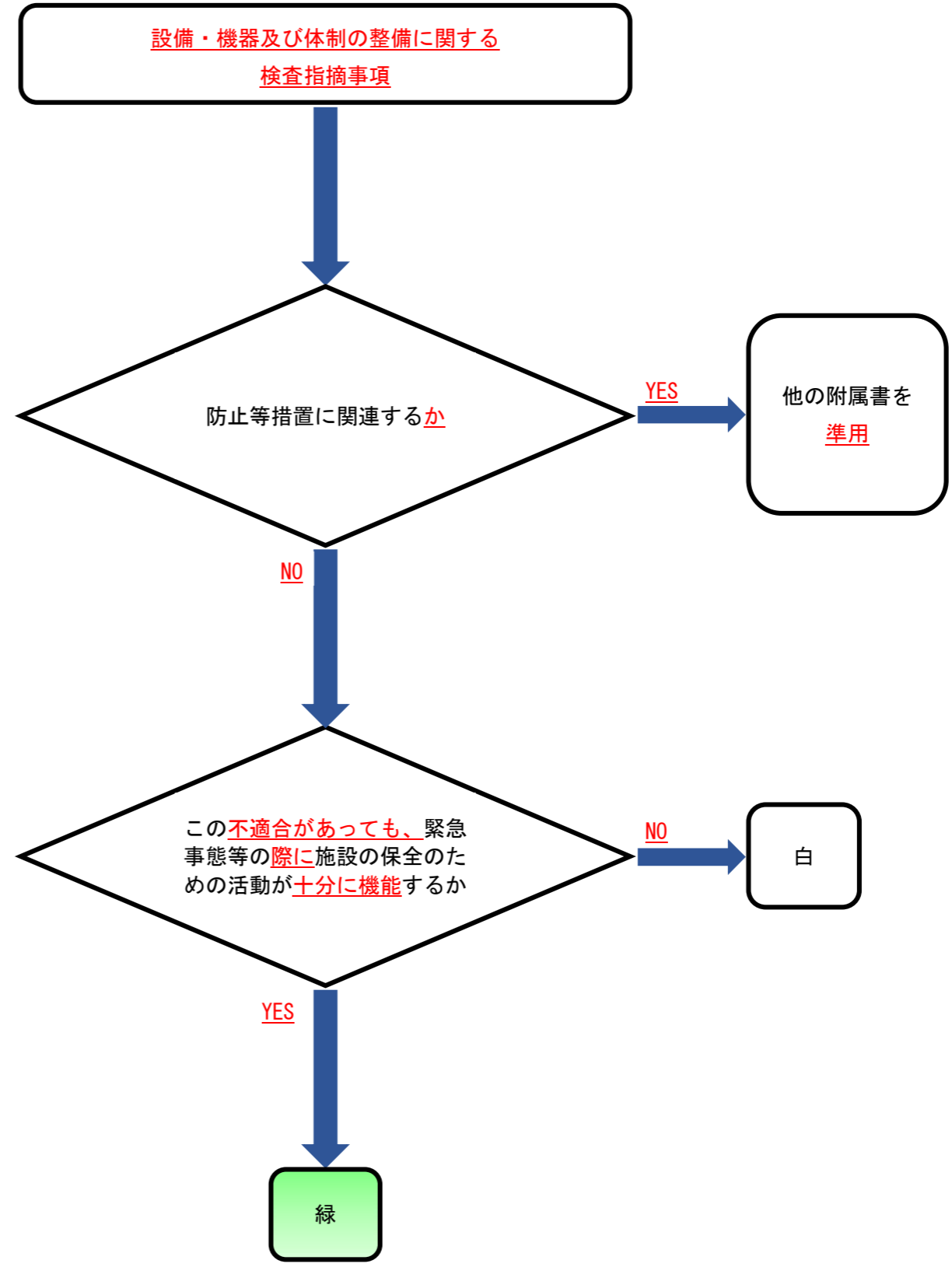


図 設備・機器及び体制の整備に関する不適合に対する重要度評価フロー

記載の適正化（図と本文の整合）

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

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

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

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

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

<p>3 管理区域境界の管理</p> <p>3.1 目的</p> <p><u>原子力施設においては、不用意な公衆の被ばく及び放射性物質の拡散を防止し、放射線業務従事者の被ばく管理を適正に行うため、放射線被ばくのおそれのある区域を他の一般区域から壁、柵等により隔離した管理区域を設定し、法令等に基づいて立入制限等の適切な措置が講じられている必要がある。</u></p> <p><u>この管理区域の設定等に関して、公衆被ばくに係る検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて重要度評価を行う。</u></p> <p>3.2 重要度評価プロセス</p> <p>(1)「緑」と判断される場合</p> <p><u>管理区域の設定及び同境界の測定管理等に関する法令、保安規定又は事業者が定める管理の手順等の違反があり、滞在時間を考慮した管理区域境界外側における外部放射線に係る線量が、1.3 ミリシーベルト/3 ヶ月⁴⁾以下である場合。</u></p> <p>(2)「白」と判断される場合</p> <p><u>滞在時間を考慮した管理区域境界外側における外部放射線に係る線量が、1.3 ミリシーベルト/3 ヶ月を超えるが、2.6 ミリシーベルト/3 ヶ月以下である場合。</u></p> <p>(3)「黄」と判断される場合</p> <p><u>滞在時間を考慮した管理区域境界外側における外部放射線に係る線量が、2.6 ミリシーベルト/3 ヶ月を超えるが、6.5 ミリシーベルト/3 ヶ月以下である場合。</u></p> <p>(4)「赤」と判断される場合</p> <p><u>滞在時間を考慮した管理区域境界外側における外部放射線に係る線量が、6.5 ミリシーベルト/3 ヶ月を超える場合。</u></p> <p>4 運搬</p> <p>4.1 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射線障害防止の措置が適切に講じられ管理された状態で行われているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて重要度評価を行う。</p> <p>4.2 重要度評価プロセス</p> <p>(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</p> <p>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<u>外における</u>運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示(平成2年科学技術庁告示第5号)に規定されている。重要度の評価に当たっては、この規制値や公衆が輸送物に接近</p>	<p>(新設)</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射線障害防止の措置が適切に講じられ管理された状態で行われているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて重要度評価を行う。</p> <p>3.2 重要度評価プロセス</p> <p>(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</p> <p>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<u>外におえる</u>運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示(平成2年科学技術庁告示第5号)に規定されている。重要度の評価に当たっては、この規制値や公衆が輸送物に接近</p>	<p>過去の指摘事項を踏まえ、管理区域の区域管理に関する記載を追記</p> <p>記載の適正化</p>
---	--	---

<p>する可能性があったかを考慮し、<u>公衆放射線安全上のリスク</u>の程度に応じて判断する。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓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 <p>b. 以下の場合は「白」と評価され、規制限度を超えていて、<u>公衆放射線安全上のリスク</u>がある程度存在すると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓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 <p>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、<u>公衆放射線安全上のリスク</u>が高まっていると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓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 <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓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 	<p>する可能性があったかを考慮し、<u>公衆に対する放射線被ばくのリスク</u>の程度に応じて判断する。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓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 <p>b. 以下の場合は「白」と評価され、規制限度を超えていて、<u>公衆に対する放射線又は放射性物質のリスク</u>がある程度存在すると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓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 <p>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、<u>公衆に対する放射線又は放射性物質のリスク</u>が高まっていると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓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 <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓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 	<p>記載の適正化</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>(2) 運搬中における輸送物の破損</p> <p>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。</p> <p>a. <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「外運搬規則」という。）第3条第1項第1号に掲げるL型輸送物、又は第2号に掲げるA型輸送物若しくは同条第2項に掲げるIP-1型輸送物、IP-2型輸送物、若しくはIP-3型輸送物（以下「A型輸送物等」という。）について、輸送物の内容物が喪失されなかった場合には、「緑」と評価され、<u>公衆放射線安全上のリスク</u>がほとんどないと判断される。</u></p> <p>b. <u>A型輸送物等</u>として分類されており、輸送物の内容物の喪失を伴い、<u>公衆の実効線量</u>が0.25ミリシーベルト以下又は<u>従業員の実効線量</u>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<u>公衆放射線安全上のリスク</u>が存在すると判断される。</p> <p>c. 以下の場合は「黄」と評価され、<u>A型輸送物等として運搬される核燃料物質等が放出されること又は外運搬規則第3条第1項第3号に掲げるBM型輸送物若しくはBU型輸送物（以下</u></p>	<p>(2) 運搬中における輸送物の破損</p> <p>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。</p> <p>a. <u>核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容物が喪失されなかった場合には</u>「緑」と評価され、<u>公衆に対する放射線又は放射性物質のリスク</u>がほとんどないと判断される。</p> <p>b. <u>核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容物の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルト以下又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルト以下の場合には</u>「白」と評価され、公衆及び従業員に対し、ある程度の<u>放射線リスク</u>が存在すると判断される。</p> <p>c. 以下の場合は「黄」と評価され、<u>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</u></p>	<p>記載の適正化（参照条文の明記等、表現の統一）</p> <p>記載の適正化 記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（参照条文の明記等、表現の統一）</p>

<p>「<u>B型輸送物</u>」という。)として運搬される核燃料物質等が放出される可能性があることにより、<u>公衆放射線安全上のリスク</u>が高まっていると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ <u>A型輸送物等について</u>、輸送物からの<u>内容物</u>の喪失を伴い、<u>公衆の実効線量</u>が 0.25 ミリシーベルトを超えるが 1 ミリシーベルト以下である場合、又は<u>従業員の実効線量</u>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 ✓ <u>B型輸送物について</u>、輸送物の<u>内容物</u>の喪失がない場合 <p>d. 以下の場合は「赤」と評価され、<u>A型輸送物等又はB型輸送物の輸送容器</u>から放出した核燃料物質等によって、<u>重大な公衆放射線安全上のリスク</u>がもたらされていると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ <u>A型輸送物等について</u>、輸送物からの<u>内容物</u>の喪失を伴い、<u>公衆の実効線量</u>が 1 ミリシーベルトを超える場合、又は<u>従業員の実効線量</u>が 250 ミリシーベルトを超える場合 ✓ <u>B型輸送物について</u>、輸送物の<u>内容物</u>の喪失があった場合 	<p>が高まっていると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ <u>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</u>、輸送物からの<u>内容</u>の喪失を伴い、<u>公衆1人に対する実効線量</u>が 0.25 ミリシーベルトを超えるが 1 ミリシーベルト以下である場合、又は<u>従業員1人に対する実効線量</u>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 ✓ <u>核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており</u>、輸送物の<u>内容</u>の喪失がない場合 <p>d. 以下の場合は「赤」と評価され、<u>輸送容器</u>から放出した核燃料物質によって、<u>公衆及び従業員に対して重大な放射線リスク</u>がもたらされていると判断される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ <u>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</u>、輸送物からの<u>内容</u>の喪失を伴い、<u>公衆1人に対する実効線量</u>が 1 ミリシーベルトを超える場合、又は<u>放射線業務従事者1人に対する実効線量</u>が 250 ミリシーベルトを超える場合 ✓ <u>核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており</u>、輸送物の<u>内容</u>の喪失があった場合 	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
<p>(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>＜軽微な輸送物の欠陥＞</p> <p>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。</p> <p>＜重大な輸送物の欠陥＞</p> <p>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</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>＜軽微な輸送物の欠陥＞</p> <p>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。</p> <p>＜重大な輸送物の欠陥＞</p> <p>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</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

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

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

b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

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

(注)

- 1) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日 原子力委員会決定）において定める線量目標値である50マイクロシーベルト/年を目安に定めた。
- 2) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8号）において、周辺監視区域外の線量限度である1ミリシーベルト/年を目安に定めた。
- 3) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において事故時の放射線被ばくの判断基準値である5ミリシーベルトを目安に定めた。
- 4) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8号）において、管理区域に係る線量等である1.3ミリシーベルト/3ヶ月を目安に定めた。

○改正履歴

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

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

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

b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

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

(参考)

- 1) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日 原子力安全委員会決定）において定める線量目標値である50マイクロシーベルト/年を目安に定めた。
 - 2) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8号）において、周辺監視区域外の線量限度である1ミリシーベルト/年を目安に定めた。
 - 3) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において事故時の放射線被ばくの判断基準値である5ミリシーベルトを目安に定めた。
- (新設)

○改正履歴

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

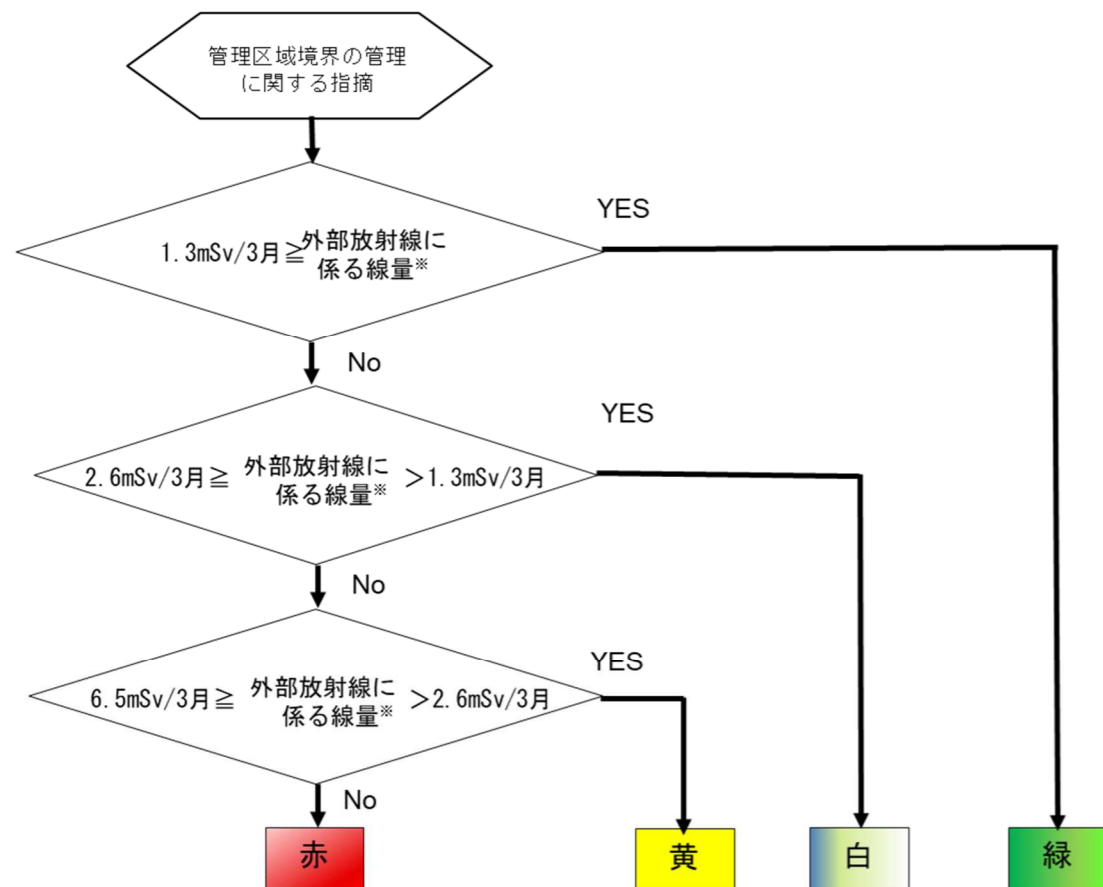
記載の適正化

記載の適正化（誤記修正）

記載の適正化（誤記修正）

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

別紙2 管理区域境界の管理に関する重要度評価のフロー図



※ 滞在時間を考慮する

別紙3 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図
(略)

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

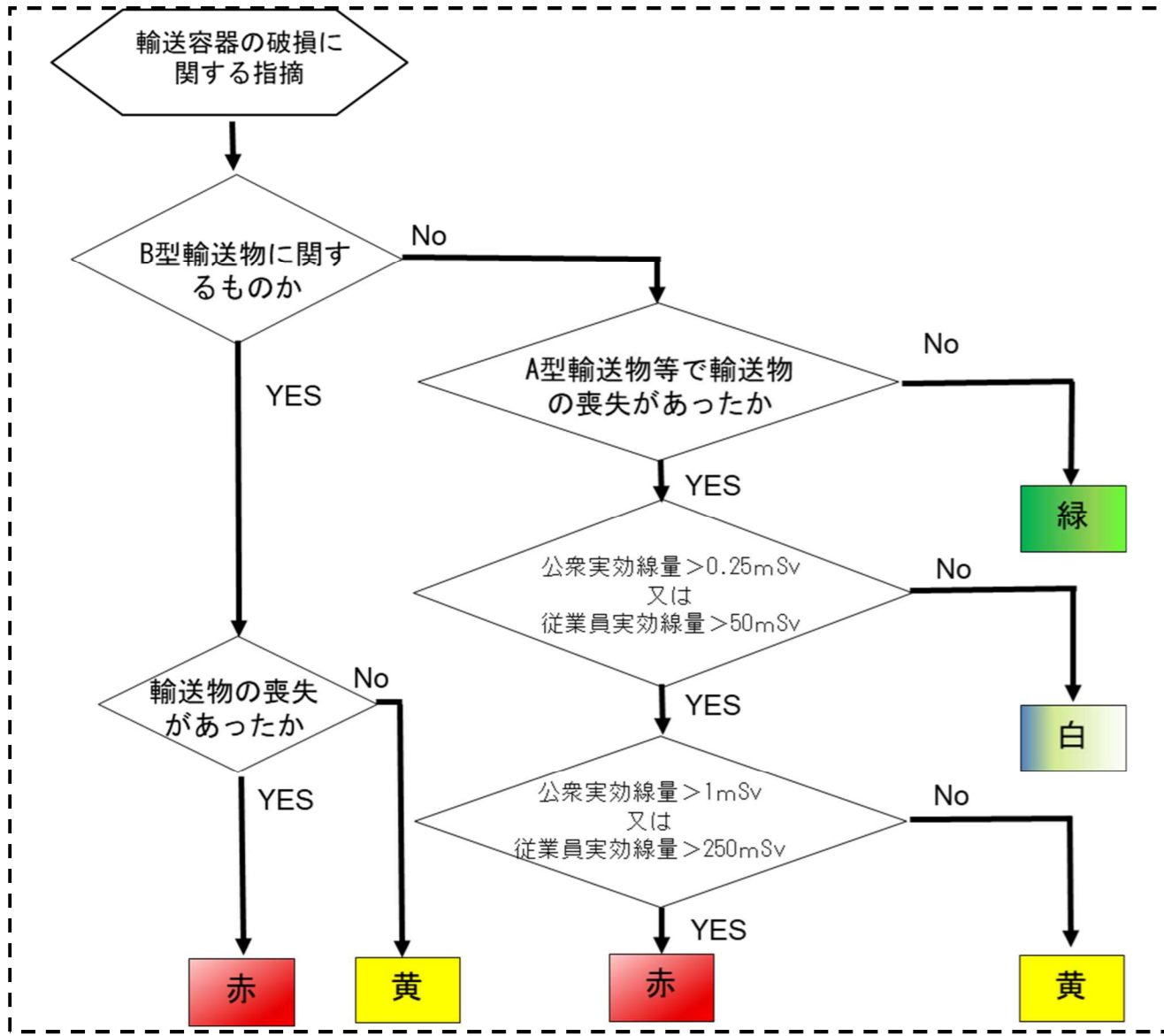
(新設)

別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図
(略)

過去の指摘事項踏
まえ、管理区域の
区域管理に関する
記載を追記

記載の適正化（参照条文の明記等、表現の統一）

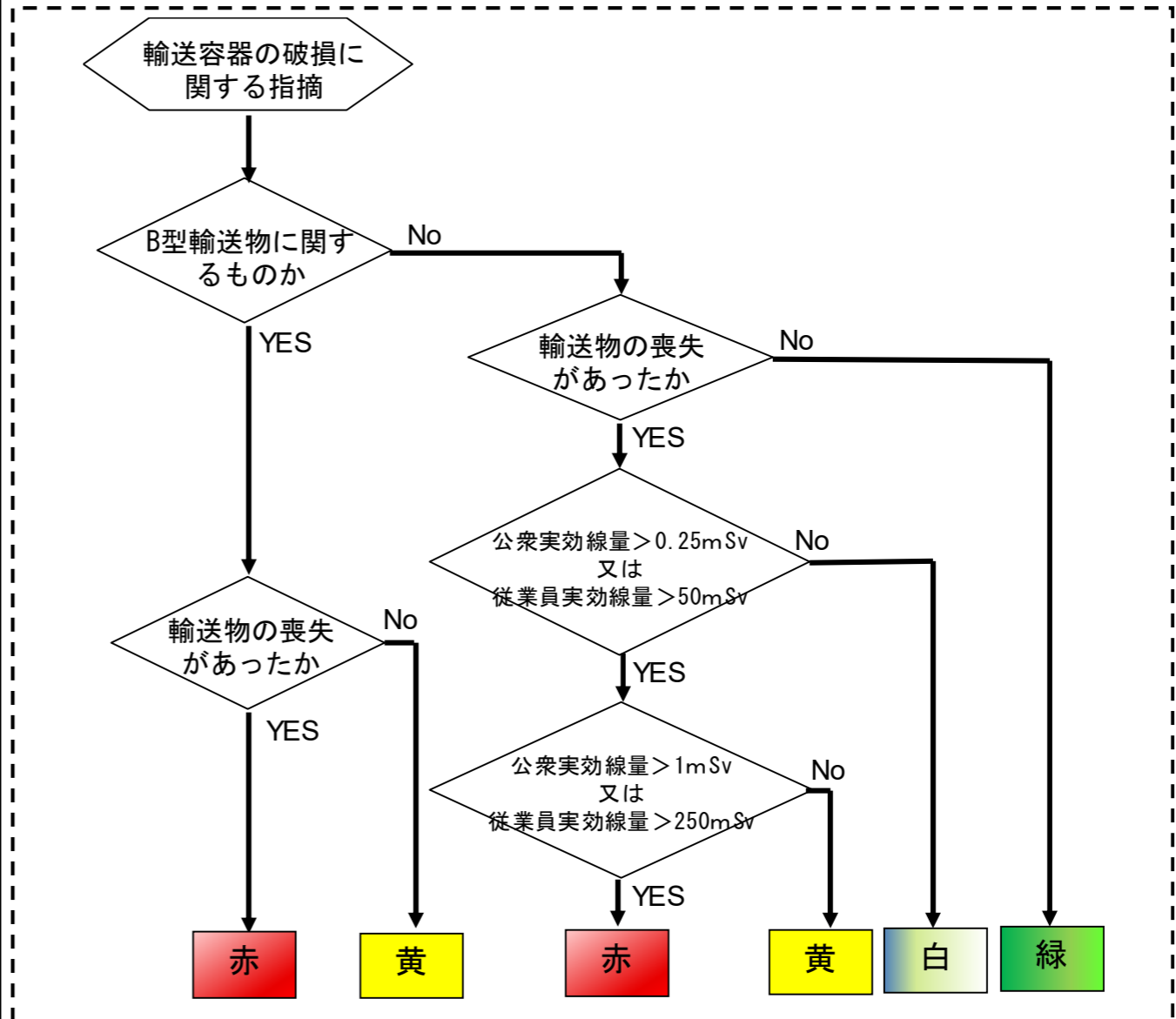
別紙4 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



別紙5 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図

(略)

別紙3 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



別紙4 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図

(略)

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</p> <p style="text-align: center;">附属書 5</p> <p style="text-align: center;">火災防護に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 5_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁</p> <p style="text-align: center;">原子力規制部</p> <p style="text-align: center;">検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 1</p> <p>2 重要度評価の手順..... 1</p> <p>3 火災防護に関する重要度評価（フェーズ1）..... 1</p> <p>3.1 概要 1</p> <p>3.2 フェーズ1のスクリーニング 3</p> <p>4 火災防護に関する重要度評価（フェーズ2） 9</p> <p>4.1 概要 9</p> <p>4.2 定量評価の位置付け 9</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価） 9</p> <p><u>添付 1 火災力学ツール FDT^sの概要と使用例</u> <u>16</u></p> <p>添付 <u>2</u> 火災防護の重要度評価プロセスワークシート 20</p> <p>添付 <u>3</u> 劣化評価指針 21</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 5</p> <p style="text-align: center;">火災防護に関する重要度評価ガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0007_附属書 5_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁</p> <p style="text-align: center;">原子力規制部</p> <p style="text-align: center;">検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 1</p> <p>2 重要度評価の手順..... 1</p> <p>3 火災防護に関する重要度評価（フェーズ1）..... 1</p> <p>3.1 概要 1</p> <p>3.2 フェーズ1のスクリーニング 3</p> <p>4 火災防護に関する重要度評価（フェーズ2） 9</p> <p>4.1 概要 9</p> <p>4.2 定量評価の位置付け 9</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価） 9</p> <p>(新設)</p> <p>添付 <u>1</u> 火災防護の重要度評価プロセスワークシート 20</p> <p>添付 <u>2</u> 劣化評価指針 21</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化</p>

<p>1 適用範囲</p> <p>(略)</p> <p>2 重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する重要度評価は、フェーズ1とフェーズ2からなる。</p> <p>フェーズ1では、検査指摘事項の初期の特徴付けを行うため定性的な評価を実施し、重要度「<u>緑</u>」に相当する可能性がある火災に係る検査指摘事項を選別する。フェーズ1のスクリーニング結果が「緑」と判断されない場合、評価プロセスはフェーズ2へと続く。</p> <p>フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を用いた定量的な手法に基づき重要度評価を行う。</p> <p>3 火災防護に関する重要度評価（フェーズ1）</p> <p>3.1 概要</p> <p>フェーズ1では、原子力検査官が重要度「<u>緑</u>」の検査指摘事項を特定するためにスクリーニングを行う。検査指摘事項のスクリーニングにより、「緑」と判定した場合には、フェーズ2の評価を行わない。フェーズ1のスクリーニングにより「緑」と評価できない場合にはフェーズ2へ進み、さらに重要度の評価を行う。</p> <p>図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず、特徴付けされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき<u>分類</u>される（ステップ1.2）。次に、当該検査指摘事項について劣化の高低が<u>添付3</u>の劣化評価指針に基づき判定され、低劣化の検査指摘事項は「<u>緑</u>」に選別される（ステップ1.3）。検査指摘事項が低劣化ではない場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で<u>分類された</u>検査指摘事項の区分に基づき一連の<u>定性的な質問</u>を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。</p>	<p>1 適用範囲</p> <p>(略)</p> <p>2 重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する重要度評価は、フェーズ1とフェーズ2からなる。</p> <p>フェーズ1では、検査指摘事項の初期の特徴付けを行うため定性的な評価を実施し、<u>非常に低い</u>重要度（<u>緑</u>）に相当する可能性がある火災に係る検査指摘事項を選別する。フェーズ1のスクリーニング結果が「緑」と判断されない場合、評価プロセスはフェーズ2へと続く。</p> <p>フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を用いた定量的な手法に基づき重要度評価を行う。</p> <p>3 火災防護に関する重要度評価（フェーズ1）</p> <p>3.1 概要</p> <p>フェーズ1では、原子力検査官が<u>非常に低い</u>重要度（<u>緑</u>）の検査指摘事項を特定するためにスクリーニングを行う。検査指摘事項のスクリーニングにより、「緑」と判定した場合には、フェーズ2の評価を行わない。フェーズ1のスクリーニングにより「緑」と評価できない場合にはフェーズ2へ進み、さらに重要度の評価を行う。</p> <p>図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず、特徴付けされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき<u>区分化</u>される（ステップ1.2）。次に、当該検査指摘事項について劣化の高低が<u>添付2</u>の劣化評価指針に基づき判定され、低劣化の検査指摘事項は<u>緑</u>に選別される（ステップ1.3）。検査指摘事項が低劣化ではない場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で<u>指定された</u>検査指摘事項の区分に基づき一連の<u>定性的質問</u>を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。</p>	<p>記載の適正化 （「非常に低い重要度（緑）」という表現は他ガイドで使われていないため（以下同じ））</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（フロー図の表現に合わせる）</p>
--	--	---

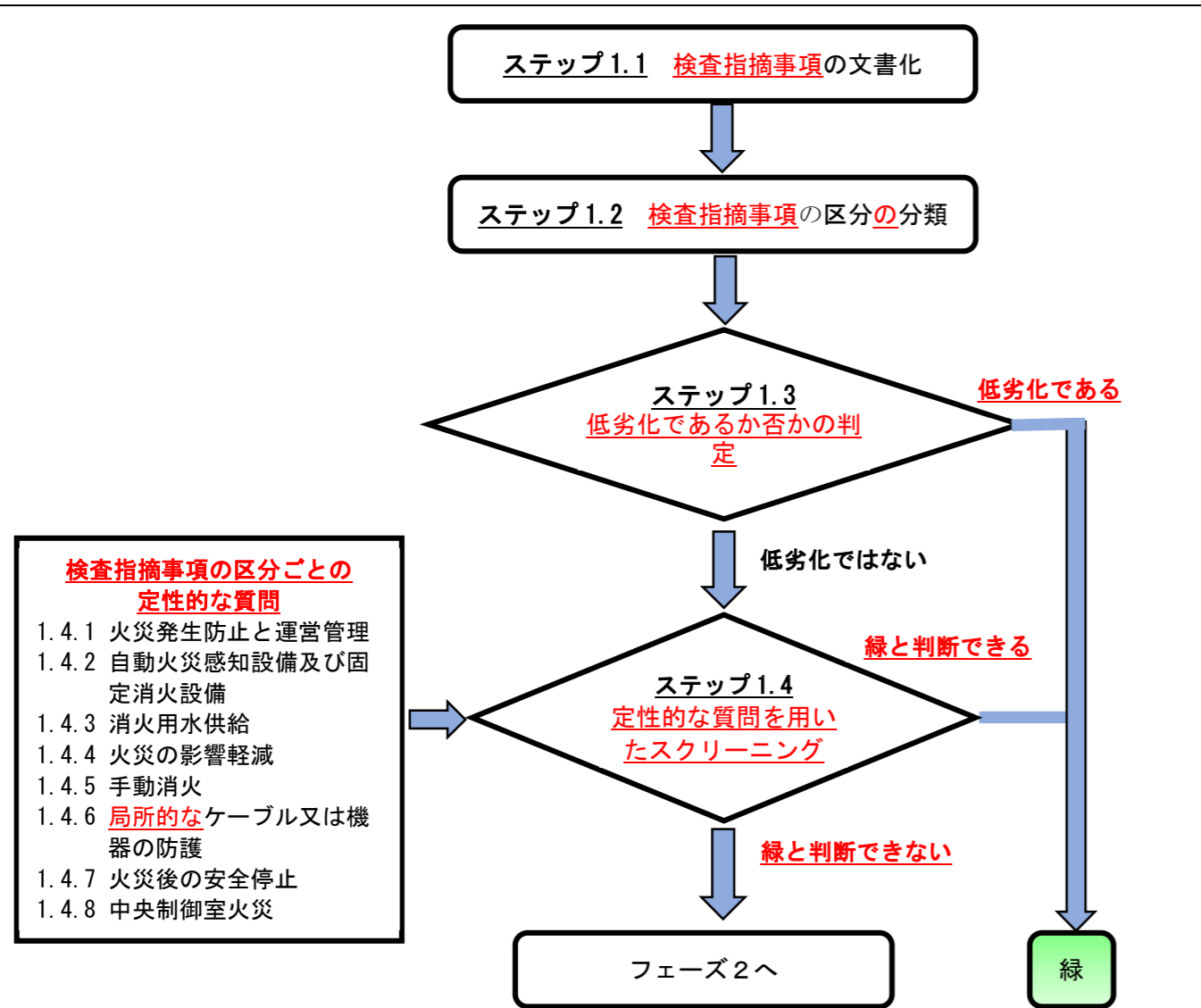


図1 フェーズ1のフローチャート

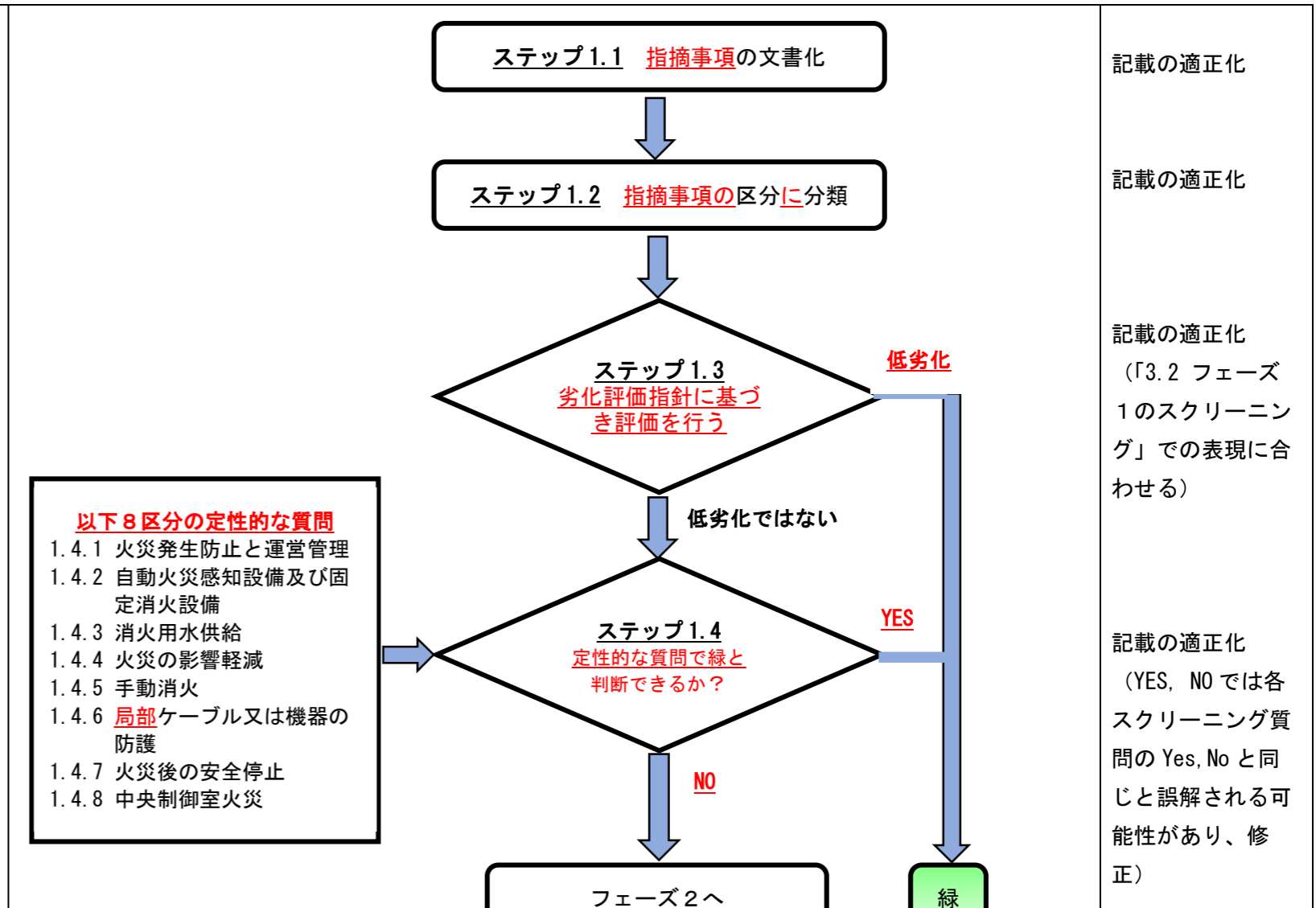


図1 フェーズ1のフローチャート

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化
(「3.2 フェーズ1のスクリーニング」での表現に合わせる)

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

3.2 フェーズ1のスクリーニング

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

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

ステップ1.1：検査指摘事項の**文書化**

検査指摘事項の概要を**添付2**のワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分の**分類**

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

3.2 フェーズ1のスクリーニング

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

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

ステップ1.1：検査指摘事項の**概要を記載**

検査指摘事項の概要を**添付1**ワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分を**指定**

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

記載の適正化

記載の適正化（フロー図の表現に合わせる）

記載の適正化

表1 火災防護における検査指摘事項の区分

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

表1 火災防護における検査指摘事項の区分

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

記載の適正化

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

<p>○Yes－フェーズ2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適切な消火水流量（必要圧力での流量）が施設内で最も厳しい場所においても確保されるか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ2へ。</p>	<p>○Yes－フェーズ2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適切な消火水流量（必要圧力での流量）が施設内で最も厳しい場所においても確保されるか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ2へ。</p>	<p>記載の適正化（インテンドの調整）</p>
<p>ステップ1.4.4：火災の影響軽減</p> <p>1.4.4-A 質問：当該火災区域にある可燃物の量や安全停止に必要な機器の位置を考慮しても、その火災影響軽減機能の劣化は、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止を含む）を維持し続けることができるか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1.4.4-B 質問：火災の影響軽減機能を維持できる自動消火設備があるか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</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。 ○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>1.4.4-D 質問：検査指摘事項は、防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉の閉止機能に影響しなかった場合、その防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するののか。 ○Yes－フェーズ2へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1.4.4-E 質問：火災の影響軽減機能の劣化が原因で、火災が1つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に広がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。 ○Yes－次の質問へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p>	<p>ステップ1.4.4：火災の影響軽減</p> <p>1.4.4-A 質問：当該火災区域にある可燃物の量や安全停止に必要な機器の位置を考慮しても、その火災影響軽減機能の劣化は、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止を含む）を維持し続けることができるか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1.4.4-B 質問：火災の影響軽減機能を維持できる自動消火設備があるか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</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。 ○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>1.4.4-D 質問：検査指摘事項は、防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉の閉止機能に影響しなかった場合、その防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するののか。 ○Yes－フェーズ2へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1.4.4-E 質問：火災の影響軽減機能の劣化が原因で、火災が1つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に広がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。 ○Yes－次の質問へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p>	<p>記載の適正化（フロント）</p>
<p>1.4.4-F 質問：質問1.4.4-Eの答えがYesの場合、火災の影響軽減機能（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災伝播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。 <u>○Yes－フェーズ2へ。</u> <u>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u></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、火気を使用する作業における火災監視で使用しない可搬型消火設備に関連するか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p>	<p>1.4.4-F 質問：質問1.4.4-Eの答えがYesの場合、火災の影響軽減機能（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災拡散によって影響を受けるほど、安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。 <u>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u> <u>○Yes－フェーズ2へ。</u></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、火気使用作業火災監視で使用しない可搬型消火設備に関連するか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（Yes、Noが逆のため修正）</p> <p>記載の適正化</p>

<p>1.4.5-B 質問：検査指摘事項は、火災発生前の火災防護計画に関連するか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> 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、適切な自動又は手動消火設備により保護されているか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> 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に代替の手動消火が利用できるか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－フェーズ2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材にて保護されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、適切な火災の自動感知及び消火設備によって保護されているか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－次の質問へ。</p> <p>1.4.6-B 質問：劣化が確認された耐火材にて保護されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、設備に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災感知設備及び耐火被覆によって防護されているか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－フェーズ2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。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－フェーズ2へ。</p> <p>1.4.7-B 質問：検査指摘事項による影響は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスには必要とされない機器に限定されるか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－次の質問へ。</p> <p>1.4.7-C 質問：検査指摘事項は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスを用いて高温停止若しくは低温停止又は安定状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。 <input type="radio"/> Yes－フェーズ2へ。 <input type="radio"/> 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2台以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、制御盤内の配線は認定された方法（民間規格等）で配線されており、かつこれらの機器はお互いから少なくとも2.5メートル離れているか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－次の質問へ。</p>	<p>1.4.5-B 質問：検査指摘事項は、火災発生前の火災防護計画に関連するか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> 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、適切な自動又は手動消火設備により保護されているか？ <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> 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に代替の手動消火が利用できるか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－フェーズ2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保護されているか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> 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、設備に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災感知設備及び耐火被覆によって防護されているか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－フェーズ2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。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－フェーズ2へ。</p> <p>1.4.7-B 質問：検査指摘事項による影響は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスには必要とされない機器に限定されるか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－次の質問へ。</p> <p>1.4.7-C 質問：検査指摘事項は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスを用いて高温停止若しくは低温停止又は安定状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。 <input type="radio"/> Yes－フェーズ2へ。 <input type="radio"/> 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2台以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、制御盤内の配線は認定された方法（民間規格等）で配線されており、かつこれらの機器はお互いから少なくとも2.5メートル離れているか。 <input type="radio"/> Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/> No－次の質問へ。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化 （被覆以外の認可された方策もあるため）</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台以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しない盤内に設置されているか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</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。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ2へ。</p> <p>4 火災防護に関する重要度評価（フェーズ2）</p> <p>4.1 概要 火災 PRA が活用できるまでの間、<u>図2～図5の評価フローに基づき</u>、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 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） <u>フェーズ2評価では、図2のとおり個別事象が火災の原因、火災の痕跡又は火災の感知・影響軽減のいずれに分類できるかを判断する。火災の原因又は火災の痕跡に関する場合は図2から図3に進み、火災の感知・影響軽減に関する場合は図2から図4に進む。複数の区画まで火災の影響がある場合は図2から図5に進む。</u></p> <p>(1) 火災の原因又は痕跡を発見した場合の評価（図2及び図3） 火災の<u>発生の可能性が大きい原因又は火災の痕跡を発見した場合</u>、検査評価室は、原子力検査官の協力を得て、当該原因又は痕跡から火災範囲を定め、その範囲内の全ての機器の機能喪失を想定した上で、<u>内的事象レベル1PRA の情報を用いて△CDF（火災の発生の可能性が大きい原因が発見された場合）またはCCDP（火災の痕跡が発見された場合）を算出する。</u> <u>その結果、白以上となった場合、必要に応じ事業者から情報を聴取し、添付1に示す火災力学ツール¹（FDT^s）により機能喪失する機器の絞り込みを行い、同様の方法で△CDF 又はCCDP を算出する。</u> <u>この結果が白以上となった場合、FDS²等の詳細評価の実施及び評価結果の提出を必要に応じて、事業者に求め、当該結果のほか、定性的な観点も含めて総合的に考慮した上で事象の色付けを行う。</u> <small>1:評価例の詳細はNUREG-1805を参照のこと。 2:米国NIST（アメリカ国立標準技術研究所）で開発された詳細火災伝播解析コード。</small></p> <p>(2) 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価（図2及び図4） 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を<u>発見した場合</u>、検査評価室は、原子力検査官の協力を得て、劣化した設備の機能喪失による影響範囲を定め、その範囲内の全ての機器の機能喪失を想定した上で、<u>内的事象レベル1PRA の情報を用いて△CDF を算出する。</u> <u>この結果が白以上となった場合、FDS 等の詳細評価の実施及び評価結果の提出を必要に応じて、事業者に求め、当該結果のほか、定性的な観点も含めて総合的に考慮した上で事象の色付けを行う。</u></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台以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しない盤内に設置されているか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</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。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ2へ。</p> <p>4 火災防護に関する重要度評価（フェーズ2）</p> <p>4.1 概要 <u>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</u>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 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） (新設)</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 <u>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。</u></p> <p>(2) 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を<u>現場で発見した場合</u>、<u>以下のフローで火災の影響を評価する。図3に火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フローを示す。</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（図の使い方を追記）</p> <p>記載の適正化（評価の手順を記載）</p> <p>運用の明確化（説明責任は事業者にあるため、詳細評価結果の実施と評価結果の提出を事業者を求めることを明記）</p> <p>記載の適正化（フローの流れを文書で解説）</p>
--	--	---

(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼす場合の評価 (図2及び図5)

複数の区画まで火災が影響を及ぼす場合、検査評価室は原子力検査官の協力を得て、当該の複数区画内での火災の影響範囲を定め、その範囲内の全ての機器の機能喪失を想定した上で、内の事象レベルIPRAの情報を用いて△CDFまたはCCDPを算出する。

この結果が白以上となった場合、FDS等の詳細評価の実施及び評価結果の提出を必要に応じて、事業者に求め、当該結果のほか、定性的な観点も含めて総合的に考慮した上で事象の色付けを行う。

(削る)

(削る)

(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	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し(附属書1～9) ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・火災防護に係る検査指摘事項について、劣化評価指針を用いて高劣化/低劣化を判断する運用の明確化(附属書5 3.1 概要) ・最新のNRCの検査ガイドを反映し、火災の影響軽減に関する質問事項において可燃物の量を考慮することを明記(附属書5 ステップ1.4.4) ○記載の適正化	
3	(改正日)	○運用の明確化 ・説明責任は事業者にあることから、詳細評価を事業者に求め、それを踏まえ、重要度評価を行うことを明記(4 火災防護に関する重	

(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価

複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フローを図4に示す。

(4) 詳細評価

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

(5) 簡易火災影響評価ツールによる火災影響評価

米国 NRC (アメリカ合衆国原子力規制委員会) で開発された簡易火災影響評価ツール (FDT^s(Fire Dynamics Tools)) を用いた火災影響を実施する。以下の FDT^s の入力データ例を図6に、計算結果例を図7に示す。

(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
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し(附属書1～9) ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・火災防護に係る検査指摘事項について、劣化評価指針を用いて高劣化/低劣化を判断する運用の明確化(附属書5 3.1 概要) ・最新のNRCの検査ガイドを反映し、火災の影響軽減に関する質問事項において可燃物の量を考慮することを明記(附属書5 ステップ1.4.4) ○記載の適正化	

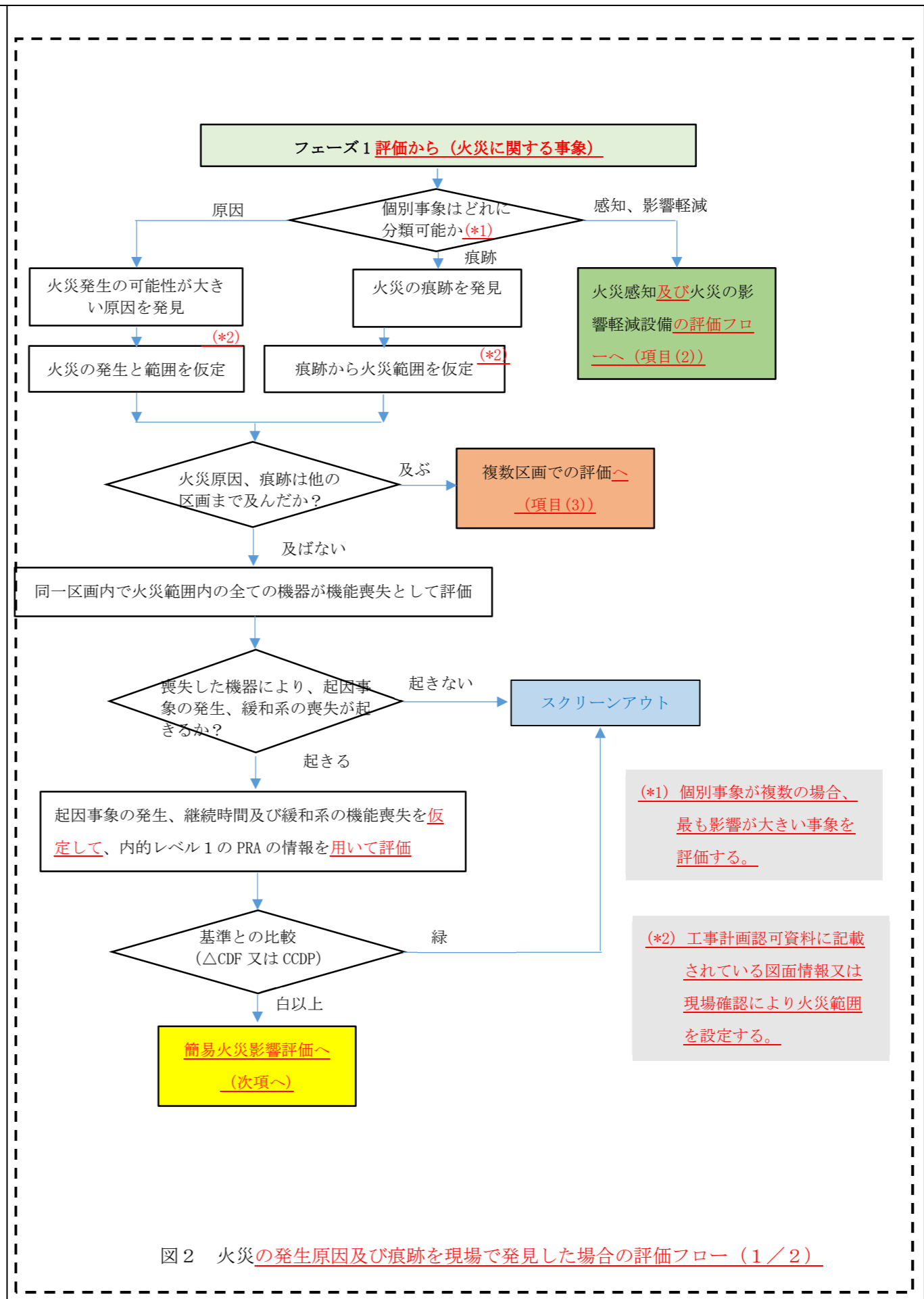
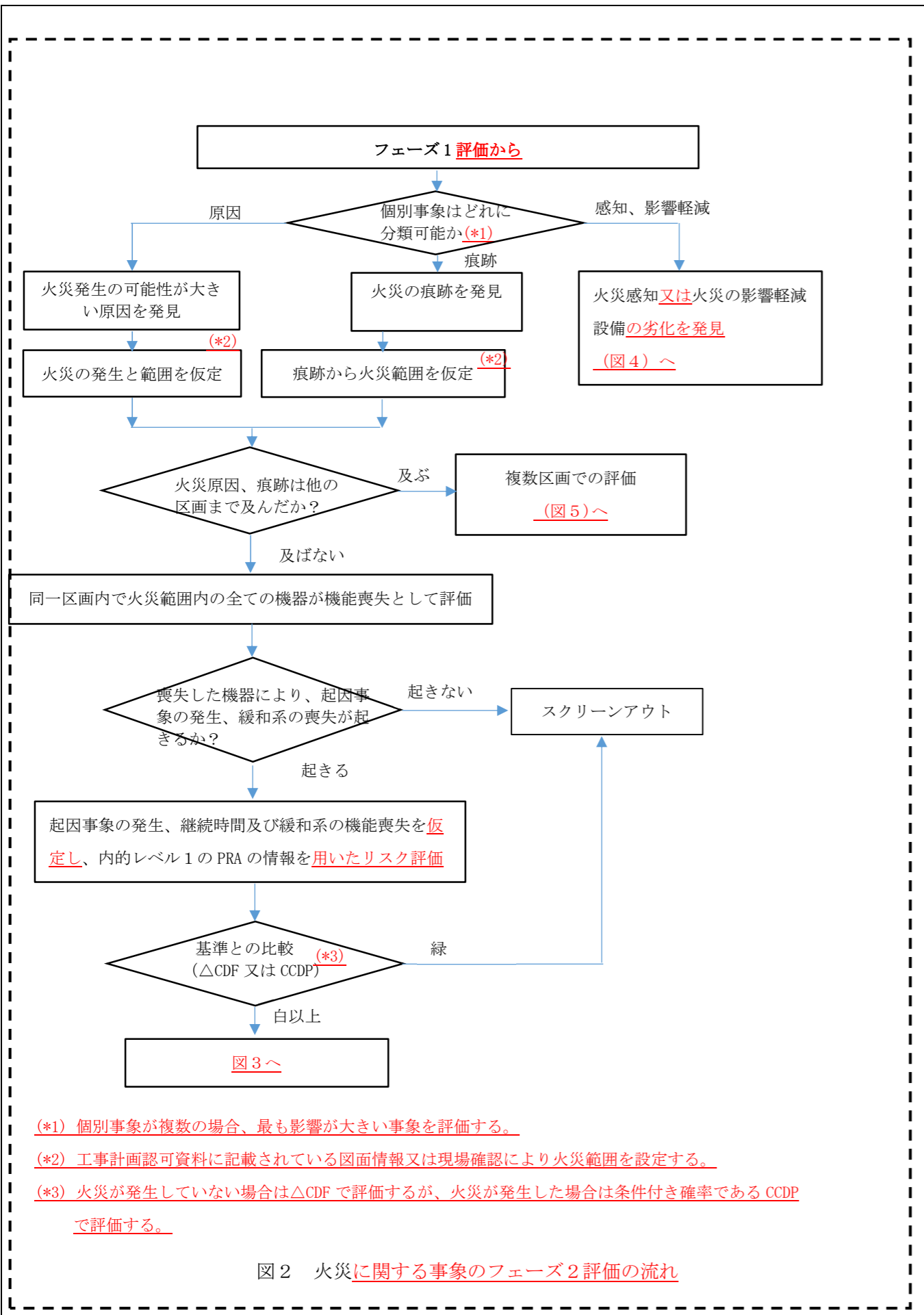
記載の適正化
記載の適正化 (フローの流れを文書で解説)

運用の明確化 (詳細評価は、事業者が実施するため削除)

記載の適正化 (添付1の内容と重複)

運用の明確化 (詳細評価は、事業者が実施するため削除)

		<p><u>要度評価 (フェーズ2))</u></p> <ul style="list-style-type: none">・<u>評価フローに基づき評価することを明確化</u> <u>(4 火災防護に関する重要度評価 (フェーズ2))</u> <p>○<u>FDT^sの理解を促進するため、概要と使用例を添付1として追加</u></p> <p>○<u>記載の適正化</u></p>			
--	--	---	--	--	--

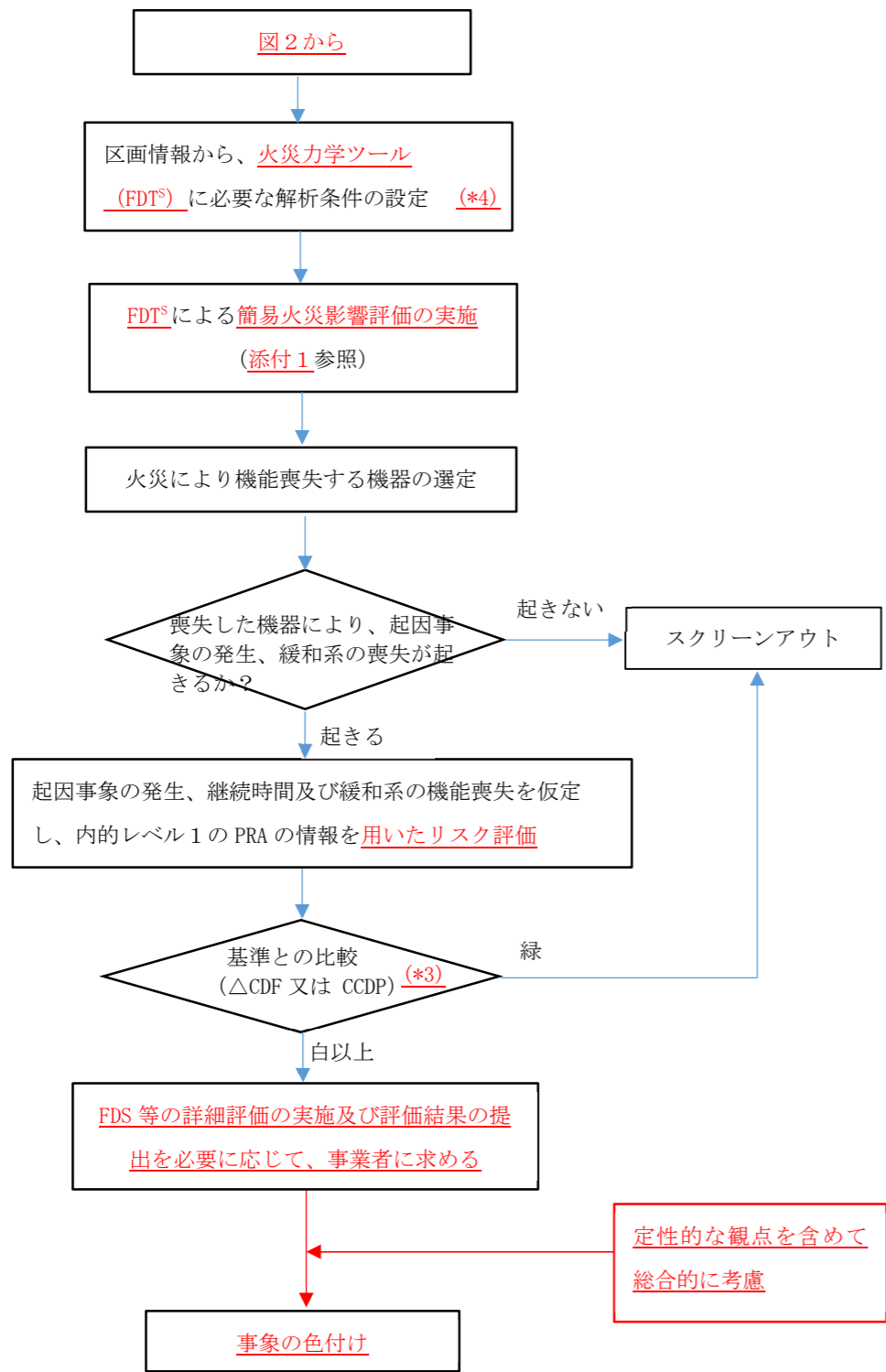


記載の適正化 (火災に関する事象であることは自明なので削除、(*1)及び(*2)は赤字を黒字に変更、項目(2)は本文の項目なので、フローである図4に変更、項目(3)は本文の項目なので、フローである図5に変更)

記載の適正化 (「評価」では火災影響評価かリスク評価か不明確なので追記、脚注はフローの下に移動)

記載の適正化 (分かり易さのため、CCDPの説明とΔCDFとの使い分けを追記)

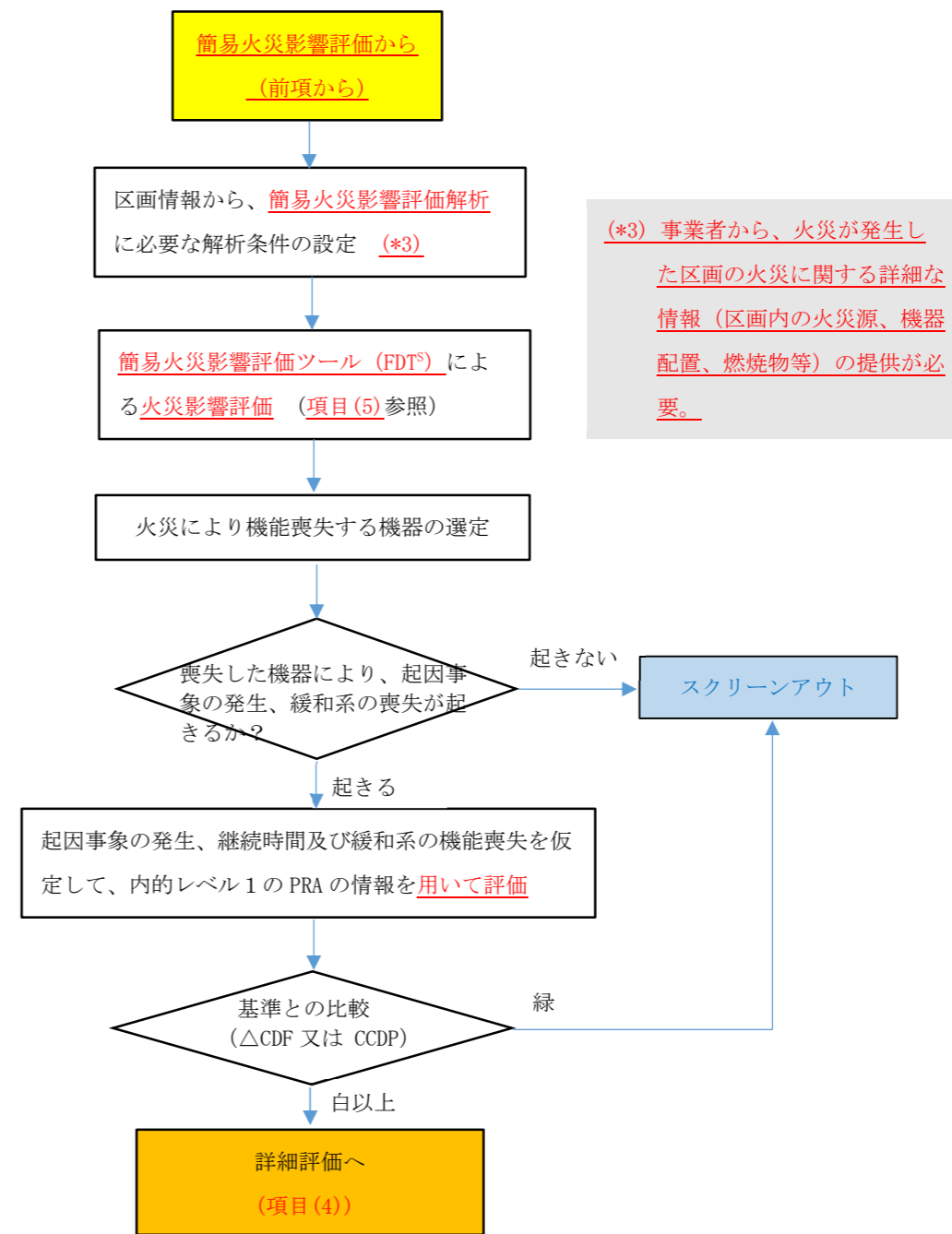
記載の適正化



(*3) 火災が発生していない場合はΔCDFで評価するが、火災が発生した場合は条件付き確率であるCCDPで評価する。

(*4) 火災発生の際の区画に関する情報(区画の大きさ、火災源、機器配置、燃焼物等)を現地確認等により入手する。

図3 火災の発生原因又は痕跡を現場で発見した場合の評価



(*3) 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、燃焼物等)の提供が必要。

図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー(2/2)

記載の適正化

記載の適正化
(FDT[®]は火災影響評価ガイドでの名称「火災力学ツール」に変更、項目(5)は添付1に変更
現場データはフリーアクセスで検査官が入手することを明記

運用の明確化(事象の色付けに際し、定性的な観点も考慮するため、フローに追記)
運用の明確化(詳細評価結果の実施と評価結果の提出を事業者を求めることを明記)

記載の適正化

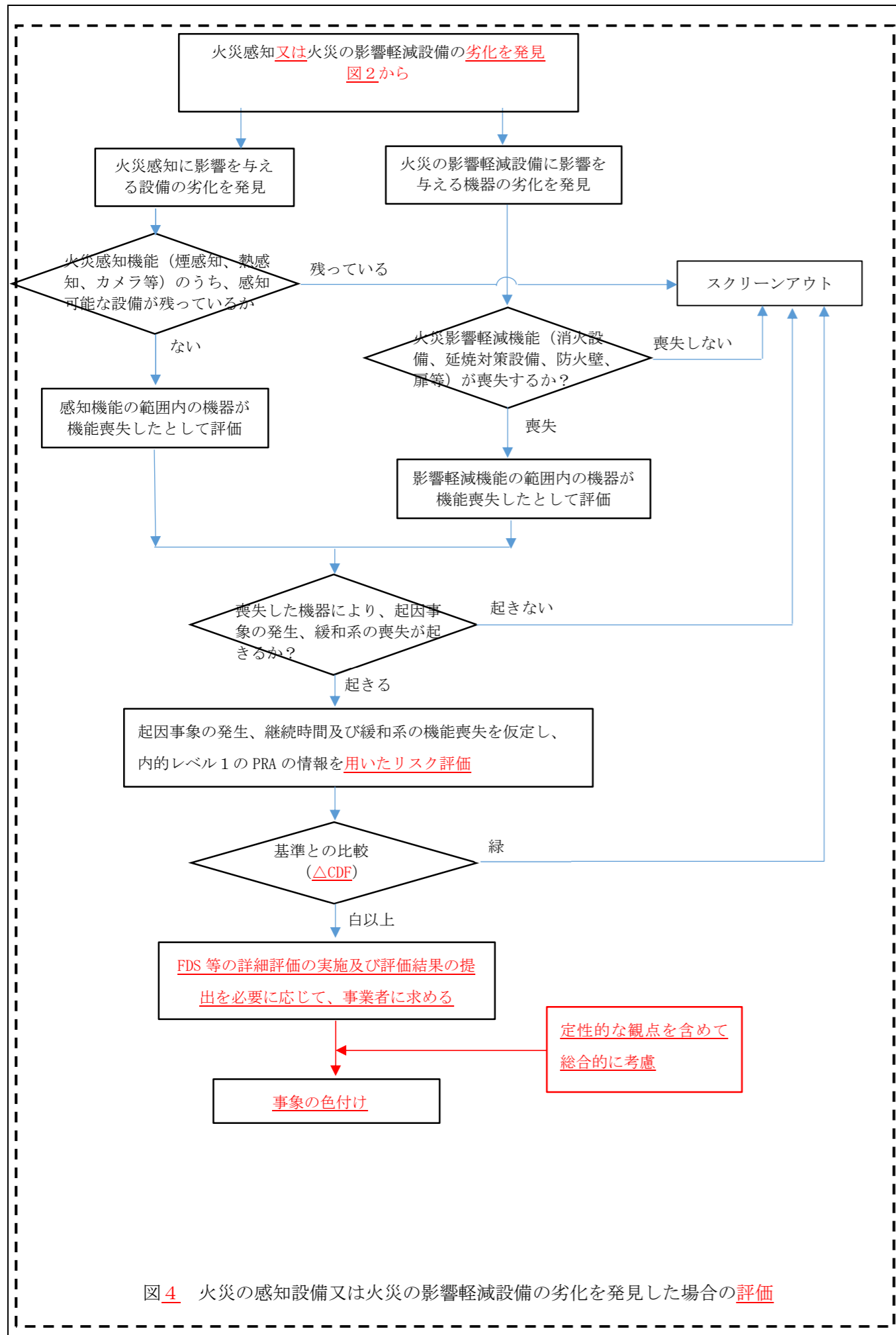


図4 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価

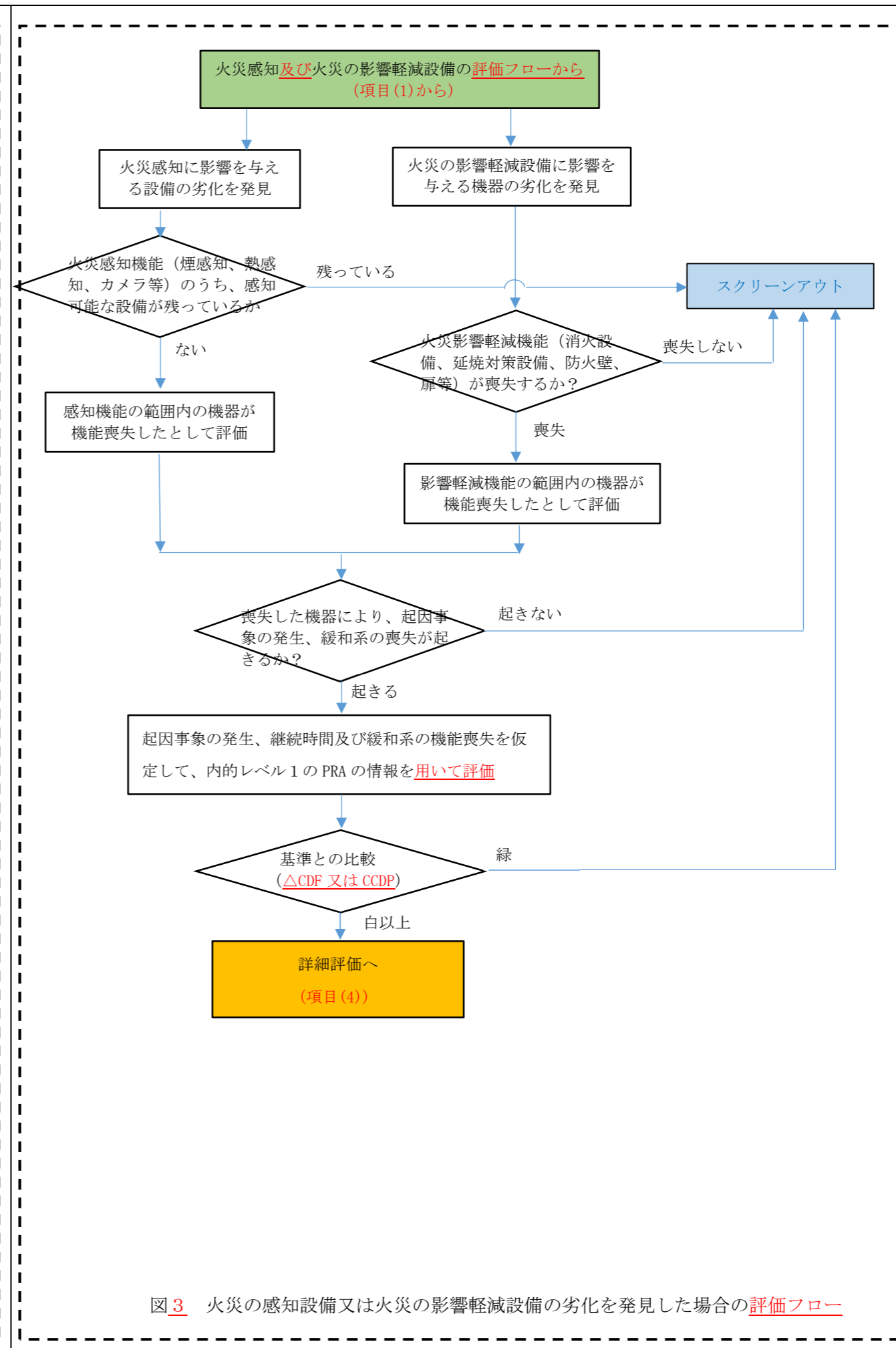


図3 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

記載の適正化

記載の適正化
 「評価」では火災影響評価かリスク評価か不明確なので追記
 運用の明確化（事象の色付けに際し、定性的な観点も考慮するため、フローに追記）
 運用の明確化（詳細評価結果の実施と評価結果の提出を事業者を求めることを明記）
 記載の適正化

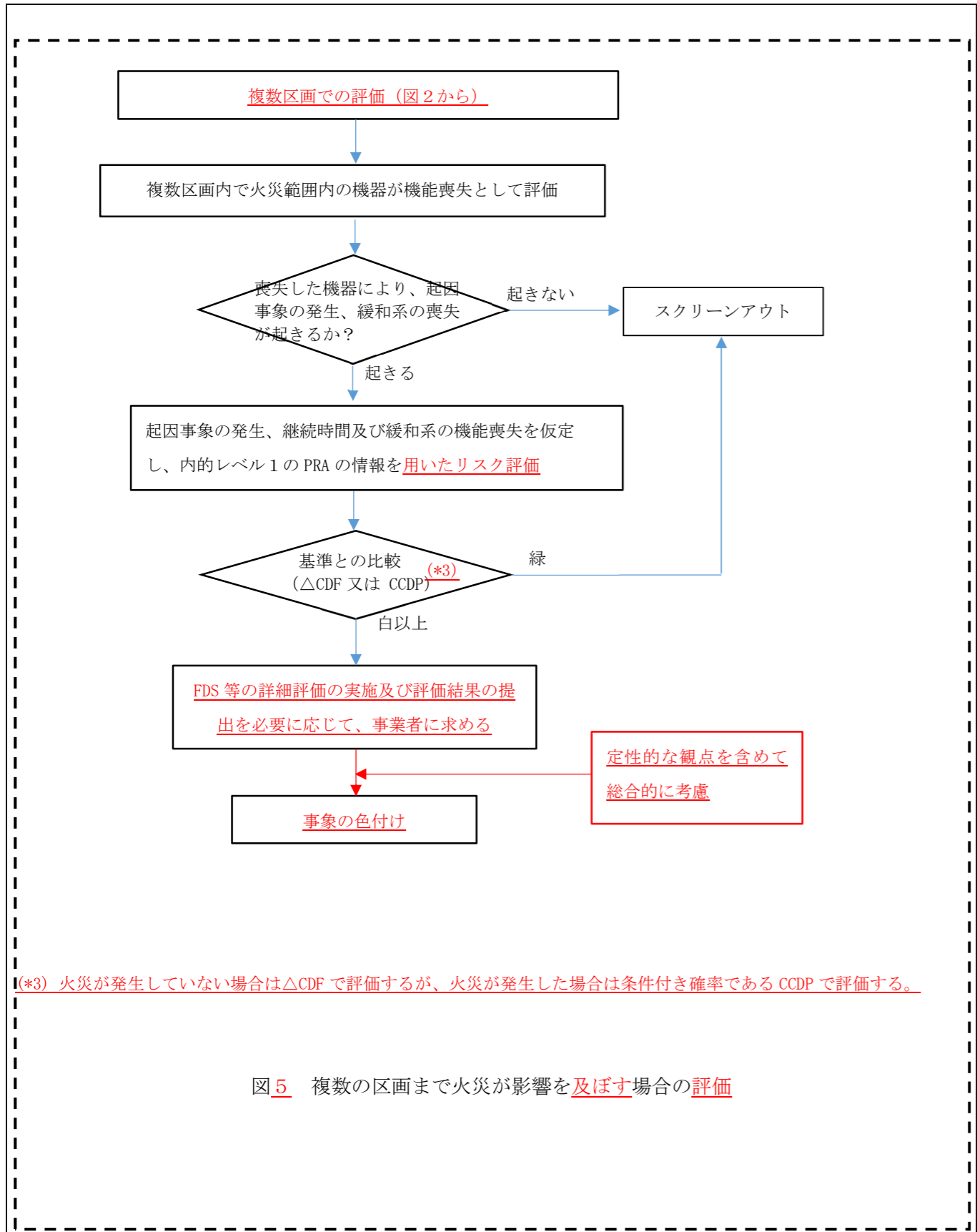


図5 複数の区画まで火災が影響を及ぼす場合の評価

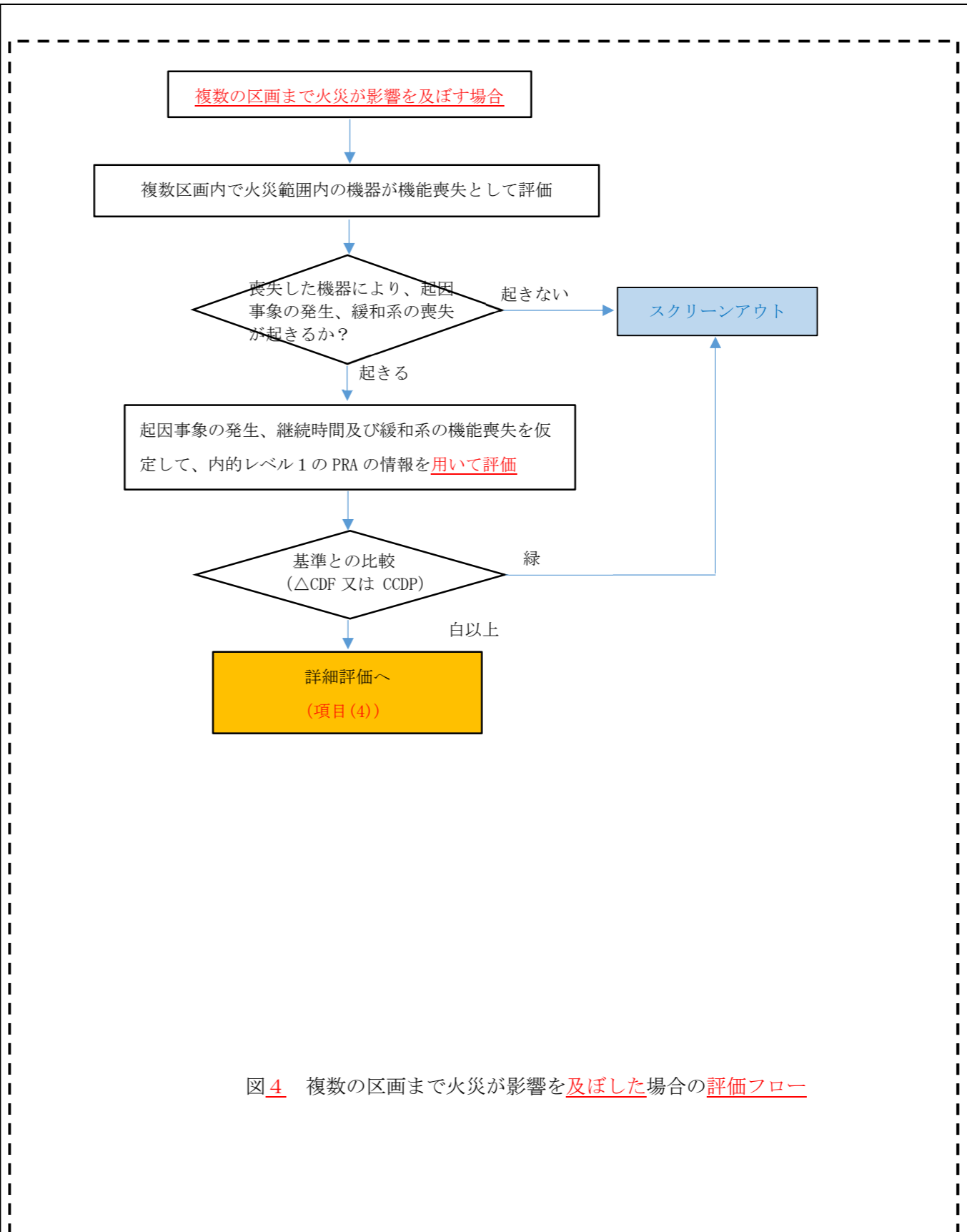


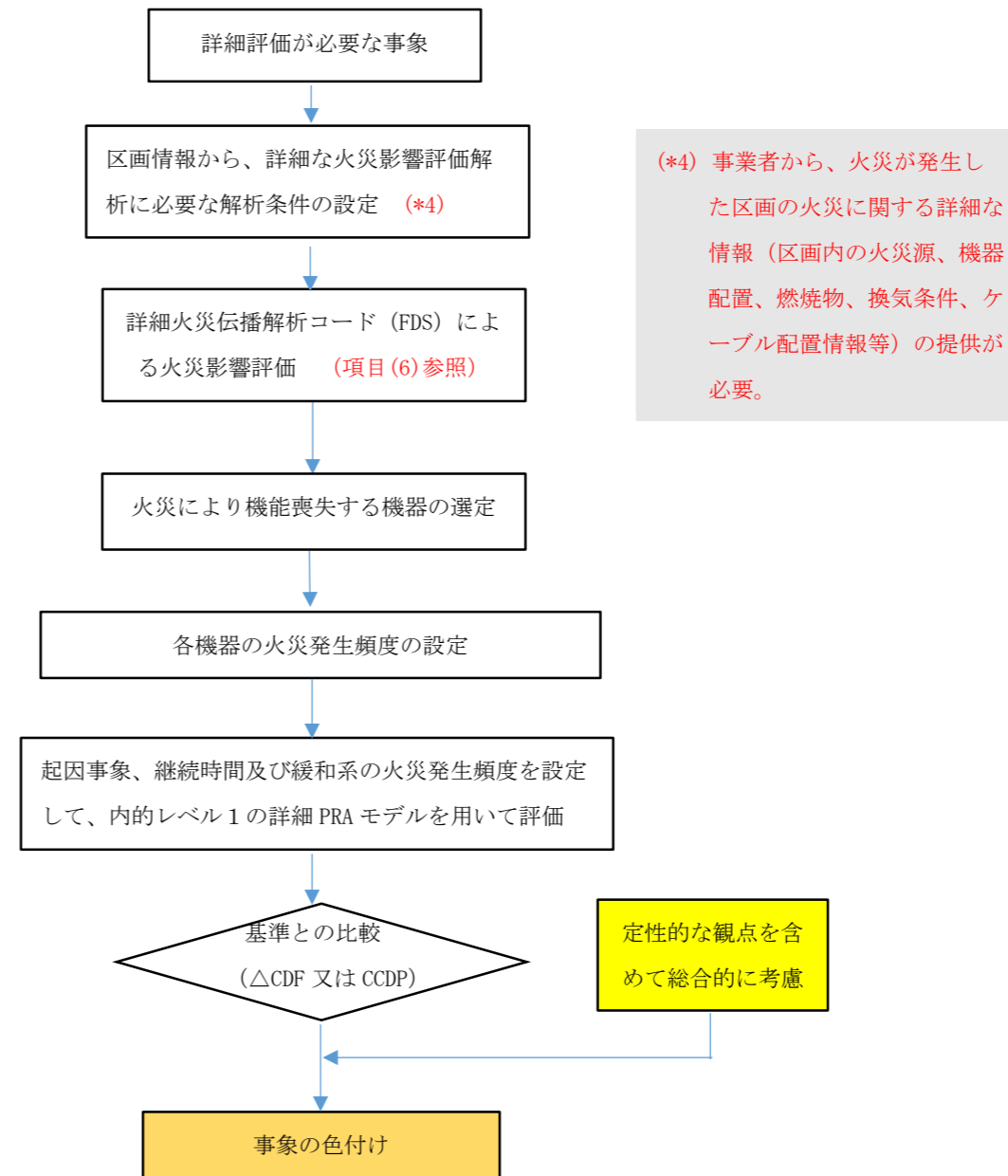
図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

記載の適正化
 「評価」では火災影響評価かリスク評価か不明確なので追記)

運用の明確化 (事象の色付けに際し、定性的な観点も考慮するため、フローに追記)
 運用の明確化 (詳細評価結果の実施と評価結果の提出を事業者を求めることを明記)

記載の適正化

(削る)



(*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。

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

1. 概要

FDT^s “Fire Dynamics Tools”は、原子力発電所における火災および防火システムの影響を分析するために NRC によって開発された定量的手法であり、火災に関する計算式等が事前にプログラムされた複数の Microsoft Excel[®] スプレッドシートで整備されている。

原子力検査官は検査指摘事項に応じ、最適なスプレッドシートを選択し、そこに火災区画の大きさ等の幾つかのパラメータを入力することで、高温ガス温度や火災の影響範囲等を簡易に評価することができる。各スプレッドシートには、原子力発電所で一般的に使用される材料の物理的および熱的特性のリストも含まれている。

スプレッドシート内の計算式や、その具体的な使用方法を記載した NUREG1805*は 2004 年に公開され、2013 年には SI 単位系も含めた改訂版が公開された。NRC のホームページには NUREG1805 報告書とともにスプレッドシートが公開されているので、用途に応じたエクセルファイルをダウンロードし、計算することができる。

* : Fire Dynamics Tools (FDTs) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1805/s1/index.html>

2. 使用例

NUREG-1805 Supplement 1, Vol. 2 に記載の強制換気における計算例(2.16.2-1)を以下に示す。

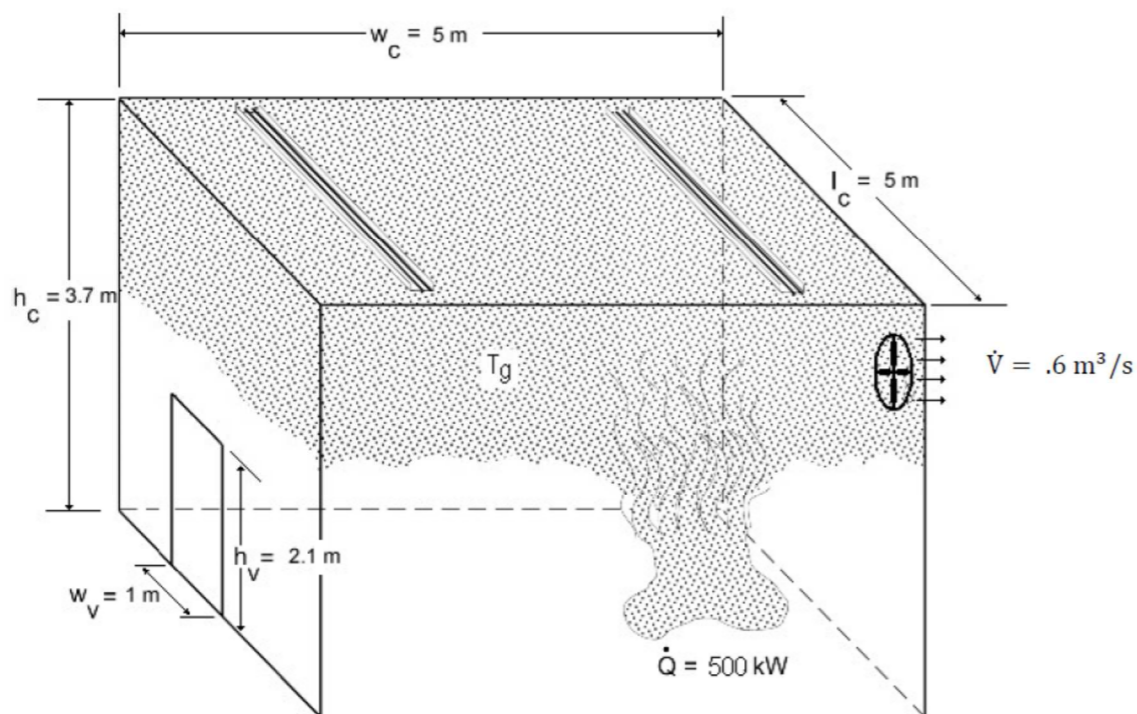


図1 火災区画

FDT^s の理解を促進するため、概要と使用例を添付1として追加

(1)幅(w_v)1 m、高さ(h_v)2.1m の通気口があり、風速(V)0.6m³/s で強制換気されている幅(w_e)5m、長さ(l_e)5m、高さ(h_e)3.7m で、厚さ 30.48 cm のコンクリート製火災区画に発熱速度(HRR) (Q) 500 kW の可燃物がある。点火後 2 分の高温ガス層温度を計算する。

(2)解析における想定

(a) 周囲の空気の温度を 25°Cとする。

(b) 火災区画は単純な長方形形状とする。

(c) 火災区画境界を流れる熱流は一次元とする。

(d) 発熱速度 (HRR)は一定とする。

(e) 火災源は火災区画の中央または壁から離れた位置とする。

(f) 通気口の下端は床面の位置にあるとする。

(g) 火災区画は通気口で外部(圧力 = 1 atm) に開放されている。

(3) スプレッドシートの使用方法

NRC のホームページからスプレッドシート 02.2-temperature-fv-sup1-si.xls をダウンロードする。図 2 のとおり、シートの黄色の入力セルに以下の数値を入力し、高温ガス層温度を計算する。入力値は以下のとおり。

(a) COMPARTMENT INFORMATION

条件にある火災区画の幅、長さ、高さ、コンクリート厚さを入力する。

(b) AMBIENT CONDITIONS

想定にある周囲の気温を入力する。

(c) THERMAL PROPERTIES FOR COMMON INTERIOR LINING MATERIALS

表の右隣のプルダウンメニューからコンクリートを選択する (この選択により、物性値(緑色のセル)は自動的に表示される)。

(d) COMPARTMENT MASS VENTILATION FLOW RATE

換気設備の風量を入力する。

(e) FIRE SPECIFICATIONS

発熱速度を入力する。

(f) “Calculate”を押す。

(4)結果

計算結果が図 3 のとおり、表で表示される。Foote,Pagni&Alvares (FPA)、Deal&Beyler による点火後 2 分における高温ガス層の温度はそれぞれ 131°C、84°Cである。



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE
IN A ROOM FIRE
WITH FORCED VENTILATION
COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

Version 1805.1
(SI Units)

The following calculations estimate the hot gas layer temperature and smoke layer height in enclosure fire.
Parameters in YELLOW CELLS are Entered by the User.
Parameters in GREEN CELLS are Automatically Selected from the DROP DOWN MENU for the Material Selected.
All subsequent output values are calculated by the spreadsheet and based on values specified in the input parameters. This spreadsheet is protected and secure to avoid errors due to a wrong entry in a cell(s). The chapter in the NUREG should be read before an analysis is made.

Project / Inspection Title: 2.16.2 Forced Ventilation Example Problem 2.16.2-1

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

Compartment Width (w_c) 5.00 m
Compartment Length (l_c) 5.00 m
Compartment Height (h_c) 3.70 m
Interior Lining Thickness (δ) 30.48 cm

AMBIENT CONDITIONS

Ambient Air Temperature (T_a) 25.00 °C
Specific Heat of Air (c_p) 1.00 kJ/kg-K
Ambient Air Density (ρ_a) 1.18 kg/m³

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES

Interior Lining Thermal Inertia ($k\rho c$) 2.9 (kW/m²-K)²-sec
Interior Lining Thermal Conductivity (k) 0.0018 kW/m-K
Interior Lining Specific Heat (c_p) 0.75 kJ/kg-K
Interior Lining Density (ρ) 2400 kg/m³

Note: Air density will automatically correct with Ambient Air Temperature (T_a) input

THERMAL PROPERTIES FOR COMMON INTERIOR LINING MATERIALS

Material	$k\rho c$ (kW/m ² -K) ² -sec	k (kW/m-K)	c (kJ/kg-K)	ρ (kg/m ³)
Aluminum (pure)	500	0.208	0.895	2710
Steel (0.5% Carbon)	197	0.054	0.485	7850
Concrete	2.9	0.0018	0.75	2400
Brick	1.7	0.0008	0.8	2800
Glass, Plate	1.8	0.00078	0.8	2710
Brick/Concrete Block	1.2	0.00073	0.84	1900
Gypsum Board	0.18	0.00017	1.1	980
Plywood	0.16	0.00012	2.5	540
Fiber Insulation Board	0.16	0.00053	1.25	240
Chipboard	0.15	0.00015	1.25	600
Aerated Concrete	0.12	0.00028	0.96	500
Plasterboard	0.12	0.00016	0.84	950
Calcium Silicate Board	0.098	0.00013	1.12	700
Alumina Silicate Block	0.036	0.00014	1	280
Glass Fiber Insulation	0.0018	0.000037	0.8	60
Expanded Polystyrene	0.001	0.000034	1.5	20
User Specified Value	Enter Value	Enter Value	Enter Value	Enter Value

Select Material
Concrete
Scroll to desired material then
Click on selection

COMPARTMENT MASS VENTILATION FLOW RATE

Forced Ventilation Flow Rate (m) 0.60 m³/sec

FIRE SPECIFICATIONS

Fire Heat Release Rate (\dot{Q}) 500.00 kW

Calculate

図2 火災力学ツール (FDT⁵) 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)

COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

The following calculations estimate the hot gas layer temperature and smoke layer height in enclosure fire.
Parameters in YELLOW CELLS are Entered by the User.
Parameters in GREEN CELLS are Automatically Selected from the DROP DOWN MENU for the Material Selected.
All subsequent output values are calculated by the spreadsheet and based on values specified in the input parameters. This spreadsheet is protected and secure to avoid errors due to a wrong entry in a cell(s). The chapter in the NUREG should be read before an analysis is made.

Project / Inspection Title: NUREG-1805 Supplement 1 Example 19.11-2a

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

Compartment Width (w_c) 16.40 ft
Compartment Length (l_c) 16.40 ft
Compartment Height (h_c) 11.48 ft
Vent Width (w_v) 3.28 ft
Vent Height (h_v) 6.90 ft
Top of Vent from Floor (V_T) 6.90 ft
Interior Lining Thickness (δ) 12.00 in

AMBIENT CONDITIONS

Ambient Air Temperature (T_a) 70.00 °F
Specific Heat of Air (c_p) 1.00 kJ/kg-K
Ambient Air Density (ρ_a) 1.20 kg/m³

Note: Ambient Air Density (ρ_a) will automatically correct with Ambient Air Temperature (T_a) input

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES FOR

Interior Lining Thermal Inertia ($k\rho c$) 2.9 (kW/m²-K)²-sec
Interior Lining Thermal Conductivity (k) 0.0018 kW/m-K
Interior Lining Specific Heat (c_p) 0.75 kJ/kg-K
Interior Lining Density (ρ) 2400 kg/m³

図6 簡易火災影響評価ツール (FDT⁵) の入力データ例

Foote,Pagni&Alvares (FPA)

Time After Ignition (t)		h_k (kW/m ² -K)	$\Delta T_g/T_a$	ΔT_g (K)	T_g (K)	T_g (°C)	T_g (°F)
(min)	(sec)						
0	0	-	-	-	298.00	25.00	77.00
1	60	0.22	0.31	93.75	391.75	118.75	245.75
2	120	0.16	0.36	106.21	404.21	131.21	268.17
3	180	0.13	0.38	114.25	412.25	139.25	282.65
4	240	0.11	0.40	120.32	418.32	145.32	293.58
5	300	0.10	0.42	125.25	423.25	150.25	302.45
10	600	0.07	0.48	141.90	439.90	166.90	332.41
15	900	0.06	0.51	152.64	450.64	177.64	351.75
20	1200	0.05	0.54	160.75	458.75	185.75	366.35
25	1500	0.04	0.56	167.34	465.34	192.34	378.21
30	1800	0.04	0.58	172.92	470.92	197.92	388.26
35	2100	0.04	0.60	177.79	475.79	202.79	397.02
40	2400	0.03	0.61	182.11	480.11	207.11	404.80
45	2700	0.03	0.62	186.01	484.01	211.01	411.83
50	3000	0.03	0.64	189.58	487.58	214.58	418.24
55	3300	0.03	0.65	192.86	490.86	217.86	424.14
60	3600	0.03	0.66	195.90	493.90	220.90	429.62

(新設)

Deal&Beyler

Time After Ignition (t)		h_k (kW/m ² -K)	ΔT_g (K)	T_g (K)	T_g (°C)	T_g (°F)
(min)	(sec)					
0	0	-	-	298.00	25.00	77.00
1	60	0.09	43.05	341.05	68.05	154.48
2	120	0.06	59.37	357.37	84.37	183.87
3	180	0.05	71.36	369.36	96.36	205.45
4	240	0.04	81.13	379.13	106.13	223.03
5	300	0.04	89.49	387.49	114.49	238.08
10	600	0.03	120.22	418.22	145.22	293.40
15	900	0.02	141.79	439.79	166.79	332.23
20	1200	0.02	158.78	456.78	183.78	362.80
25	1500	0.02	172.91	470.91	197.91	388.24
30	1800	0.02	185.07	483.07	210.07	410.13
35	2100	0.01	195.78	493.78	220.78	429.40
40	2400	0.01	205.35	503.35	230.35	446.63
45	2700	0.01	214.02	512.02	239.02	462.23
50	3000	0.01	221.94	519.94	246.94	476.49
55	3300	0.01	229.24	527.24	254.24	489.64
60	3600	0.01	236.02	534.02	261.02	501.83

(新設)

図3 FDT^sの計算結果

(削る)



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

Version 1805.1
(English Units)

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

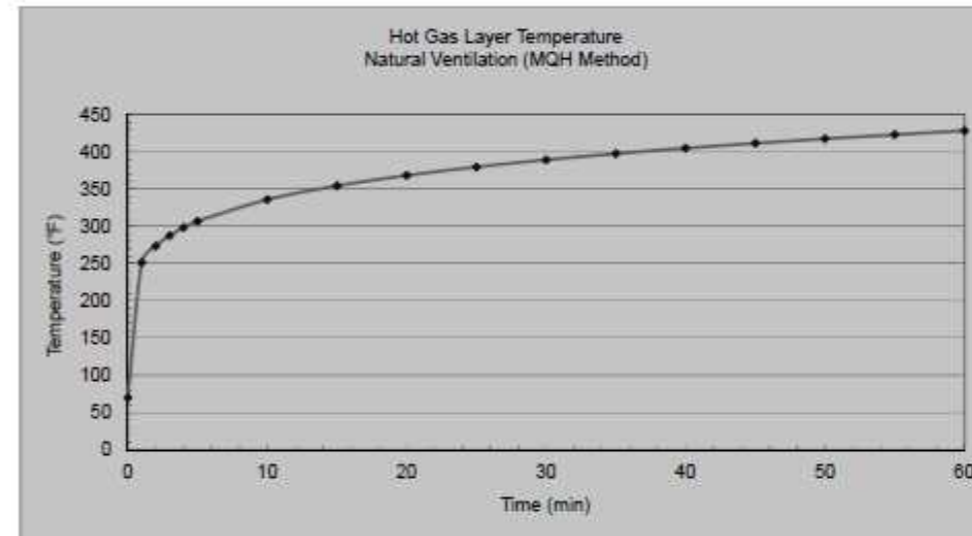


図7 簡易火災影響評価ツール (FDT[®]) の解析例

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

(削る)

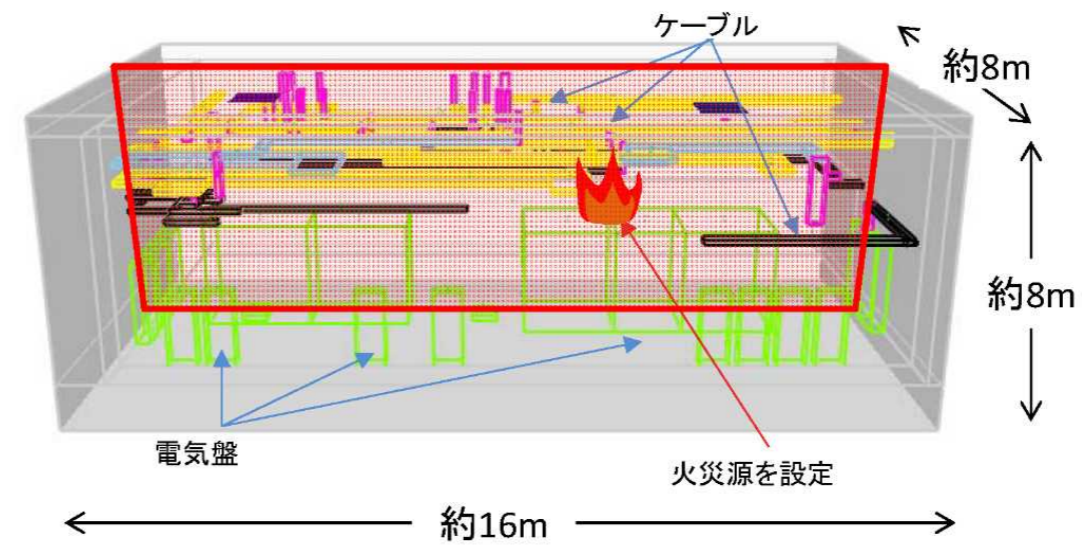


図8 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析モデル例

(削る)

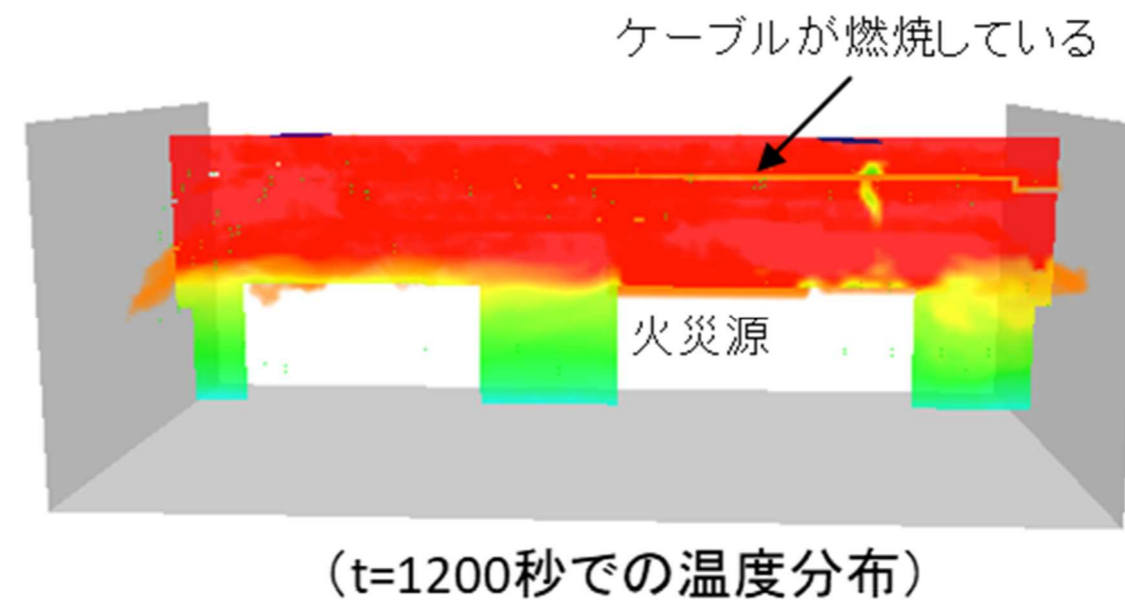


図9 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析結果例

<p style="text-align: center;">添付2 火災防護の重要度評価プロセスワークシート</p> <p style="text-align: center;">ステップ1：火災防護重要度評価フェーズ1ワークシート</p> <p>ステップ1.1－検査指摘事項の文書化</p> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <p>ステップ1.2－検査指摘事項区分の分類 ※最も適した一つの区分に分類</p> <p>本文の表1を参考に、火災検査の検査指摘事項の区分を特定する。</p> <p>ステップ1.3：低劣化であるか否かの判定</p> <p>添付3の指針を用い、検査指摘事項が低劣化であるか否かを判定する。添付2にその判断に至った根拠を説明する。</p> <p>1.3.1-A 質問：添付3の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？</p> <p style="padding-left: 40px;"><input type="radio"/>Yes－緑に選別し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/>No－本文のステップ1.4へ続く。</p> <p>劣化評価の根拠</p> <hr/> <hr/> <p style="text-align: center;">添付3 劣化評価指針</p> <p>(略)</p>	<p style="text-align: center;">添付1 火災防護の重要度評価プロセスワークシート</p> <p style="text-align: center;">ステップ1：火災防護SDPフェーズ1ワークシート</p> <p>ステップ1.1－検査指摘事項の概要を記載</p> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <hr/> <p>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</p> <p>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。</p> <p>ステップ1.3：低劣化</p> <p>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。</p> <p>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？</p> <p style="padding-left: 40px;"><input type="radio"/>Yes－緑に選別し、これ以上解析は必要ない。 <input type="radio"/>No－本文のステップ1.4へ続く。</p> <p>劣化評価の根拠</p> <hr/> <hr/> <p style="text-align: center;">添付2 劣化評価指針</p> <p>(略)</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化 (図1のフローに合わせる)</p> <p>記載の適正化 (図1のフローに合わせる)</p> <p>記載の適正化 (図1のフローに合わせる)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
---	---	---

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>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 8</p> <p>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>(GI0007_附属書 8_r<u>3</u>)</p> <p>原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>目 次 (略)</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 8</p> <p>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>(GI0007_附属書 8_r<u>2</u>)</p> <p>原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>目 次 (略)</p>	<p>改正に伴う修正</p>

<p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において、事業者による施設のメンテナンス活動を実施する際のリスク評価及び管理に関する検査指摘事項の重要度を評価するために用いられる。</p> <p>この重要度評価は、以下に関連する<u>検査指摘事項</u>で、軽微よりも重要度が高いと判断されたものに適用される。</p> <p>(1) 進行中又は完了した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</p> <p>(2) 事業者のメンテナンス活動に関連するリスク評価及び管理に係る手順の確立及びそれに基づく一連の活動（以下「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施</p> <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<u>図1又は図2</u>を用いる。<u>図1は、不十分なリスク評価やRMAに関する検査指摘事項の重要度の決定に用いる。図2は、メンテナンス活動のリスクが十分に評価された時にRMAの実施に失敗した場合の重要度を決定する際に用いる。</u>なお、この重要度評価において用いられる想定及び用語の定義については添付に記載している。</p> <p>2 重要度評価の手順</p> <p>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<u>重要度評価</u>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実施する。</p>	<p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において、事業者による施設のメンテナンス活動を実施する際のリスク評価及び管理に関する検査指摘事項の重要度を評価するために用いられる。</p> <p>この重要度評価は、以下に関連する<u>検査の指摘事項</u>で、軽微よりも重要度が高いと判断されたものである。</p> <p>➤ 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</p> <p>➤ 事業者のメンテナンス活動に関連するリスク評価及び管理に係る手順の確立及びそれに基づく一連の活動（以下「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施</p> <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<u>フローチャート1及び2を参考に用いる。</u>なお、この重要度評価において用いられる想定かつ用語の定義については添付に記載している。</p> <p>2 重要度評価の手順</p> <p>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<u>重要度</u>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<u>重要度評価を実施</u>する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（表現見直し） 最新のNRCガイド（IMC0609 Appendix K）に合わせ記載の追加</p> <p>記載の適正化</p>
<p>手順 2.1：実際のリスクの決定</p> <p>本附属書を用いた重要度評価では、その他の評価ガイドによる重要度評価で用いられるΔCDF（年換算による炉心損傷頻度の増加分）ではなく、<u>炉心損傷確率の増加分（ICDP）</u>の尺度を用いる。ICDPはプラントの<u>系統構成の変更が継続した時間での炉心損傷確率の増加量</u>を説明するものである。添付に、この尺度のための数式を規定する。</p> <p><u>パフォーマンス劣化に係るリスク欠損</u>は、事業者によるメンテナンスに係る不十分なリスク評価又はRMAの欠如によるリスク増加の量を踏まえ決定される。<u>具体的には、炉心損傷確率の増加分の欠損（ICDPD）及び格納容器機能喪失確率の増加分の欠損（ICFPD）</u>は、事業者がメンテナンス活動又は<u>系統構成</u>による<u>一時的な</u>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<u>大きさ</u>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<u>リスク評価を実施</u>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<u>事業者と議論</u>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<u>メンテナンスのリスク評価</u>を実施させる、②当初のリスク評価を不十分にしたその過誤及び除外を<u>是正して評価</u></p>	<p>手順 2.1：実際のリスクの決定</p> <p>本附属書を用いた重要度評価では、その他の評価ガイドによる重要度評価で用いられるΔCDF（年換算による炉心損傷のリスク増加）ではなく、<u>漸進的炉心損傷確率（ICDP）</u>の尺度を用いる。ICDPはプラントの<u>設定変更が存在した時間の量</u>を説明するものである。添付に、この尺度のための数式を規定する。</p> <p><u>重要度</u>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<u>リスク管理活動</u>の欠如によるリスク増加の量を踏まえ評価される。<u>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（ICFPD）</u>は、事業者がメンテナンス活動又は<u>設定</u>による<u>一時的</u>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<u>重要度</u>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<u>実施</u>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<u>議論</u>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<u>メンテナンスリスク評価</u>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</p>	<p>記載の適正化（ΔCDFは変化量）</p> <p>記載の適正化（略称の使用、英訳の見直し）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

を再度実施させる等の複数の方法により得られると考えられる。

手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価

手順 2.1.1 が不十分な場合、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、原子力検査官は、必要に応じて検査評価室に対しリスク評価の実施を求める。

- (1) 事業者のメンテナンスに係る系統構成の変更が複数のシステムを除外した場合
- (2) 事業者のリスク評価の手法に顕著な問題等が確認される場合 (例：起因事象の発生頻度の潜在的な変化に対処しない等)。
- (3) 事業者のリスク評価の手法に品質上の問題が存在する場合 (例：プラントの PRA に一致しない)。
- (4) 定量的なリスク評価が不適切な想定及び除外を含んでいた場合。

このリスク評価を行うため、原子力検査官は例えば以下のデータ等、検査評価室に対し必要な情報を提供する。

- (1) 懸念となる構築物、系統及び機器 (SSC) の系統構成及び当該 SSC が供用外とされてから再び供用開始されるまでの間の実時間
- (2) 起因事象の発生可能性を潜在的に増加させた検査又は他のメンテナンス活動の詳細
- (3) 実施された実際の補償行動の詳細
- (4) 事業者によるリスク評価

手順 2.2：リスク欠損の決定

事業者がリスク評価を行わなかった場合、実際のリスク増加 (ICDP_{actual}) は、実際の CDF の増加分と当該系統構成の期間の年換算の部分との積となる [すなわち、 $ICDP_{actual} = ICDF_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (8760 \text{ 時間/炉年})$]。ここで $ICDF_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ である。

リスク欠損 ICDPD は、事業者がリスク評価の実施に係るパフォーマンス劣化によりリスク評価を行わないことを含む場合、ICDP と等しい。瑕疵のあるリスク評価の場合、 $ICDP_{actual} > ICDP_{flawed}$ と仮定すると、リスク欠損 $ICDPD = ICDP_{actual} - ICDP_{flawed}$ である。

実際に正しく評価された ICDP が 10^{-6} よりも大幅に大きい場合 (すなわち 1 桁又はそれ以上)、正味のリスク欠損は SDP の色を決定する前に、上記で決定したリスク欠損 (ICDPD) から 10^{-6} を引くことによって決定される。

事業者のリスクの過小評価 (又は評価の不実施) の重要度 (ICDPD) は、図 1 を使って決定する。ICFPD の重要度は、適用が可能であれば、同様の方法で決定する。

手順 2.3：リスク管理活動 (RMA) の評価

適切な RMA における以下のような活動は、メンテナンス活動に関するリスク管理のために用いることができる。

- (1) リスクの認識及びコントロールの向上
- (2) メンテナンス活動時間の削減
- (3) リスクの増加分の最小化

是正する等のいずれかを含む複数の方法により得られると考えられる。

手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価

原子力検査官は、例えば以下のような事例が確認される等、事業者によるリスク評価の適切性に関して特定の懸念がある場合、必要に応じて検査評価室に対しリスク評価の実施を求める。

- (新設)
- a. 事業者のリスク評価の手法に顕著な問題等が確認される場合 (例：起因事象の頻度に対する変更の可能性に対処しない等)。
 - b. 事業者のリスク評価の手法に品質上の問題が存在する場合 (例：プラントの PRA に一致しない)。
 - c. 定量的なリスク評価が不適切な想定及び除外を含んでいる場合。

このリスク評価を行うため、検査官は例えば以下のデータ等、検査評価室に対し必要な情報を提供する。

- a. 懸念となる構築物、系統及び機器 (SSC) の設定及び使用から除外されてから再び使用した SSC の実時間
- b. 起因事象の発生可能性を潜在的に増加させたメンテナンス活動の詳細
- c. 実施された実際の補償行動の詳細
- d. 被認可者によるリスク評価

手順 2.2：リスク損失の決定

事業者が全くリスク評価を行わなかった場合、実際のリスク増加 (ICDP_{actual}) は、 $ICDF_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ の条件において、漸進的 CDF と設定期間の年換算の部分との積となる。[すなわち、 $ICDP_{actual} = ICDF_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。

リスク損失 ICDPD は、事業者のリスク評価の実施に係る不備がリスク評価を行わないことと関係する場合、ICDP と等しい。欠陥のあるリスク評価の場合、 $ICDP_{actual} > ICDP_{flawed}$ と仮定すると、リスク損失 $ICDPD = ICDP_{actual} - ICDP_{flawed}$ である。

実際に正しく評価された ICDP が 10^{-6} よりも大幅に大きい場合 (すなわち 1 桁又はそれ以上)、正味のリスク損失は SDP の色を決定する前に、上記で決定したリスク損失 (ICDPD) から 10^{-6} を引くことによって決定される。

事業者のリスクの過小評価 (又は評価の不実施) の重要度 (ICDPD) はその後、フローチャート 1 を参照にする。ICFPD の重要度は適用可能であれば、同様の方法で評価する。

手順 2.3：リスク管理活動の評価

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。

- リスクの認識
- メンテナンス活動の継続時間
- リスク重要度の増加

記載の適正化 (NRC ガイドに合わせ、リスク評価の実施時期を明記)

記載の適正化

最新の NRC ガイド (IMC0609 Appendix K) に合わせ記載の追加

記載の適正化

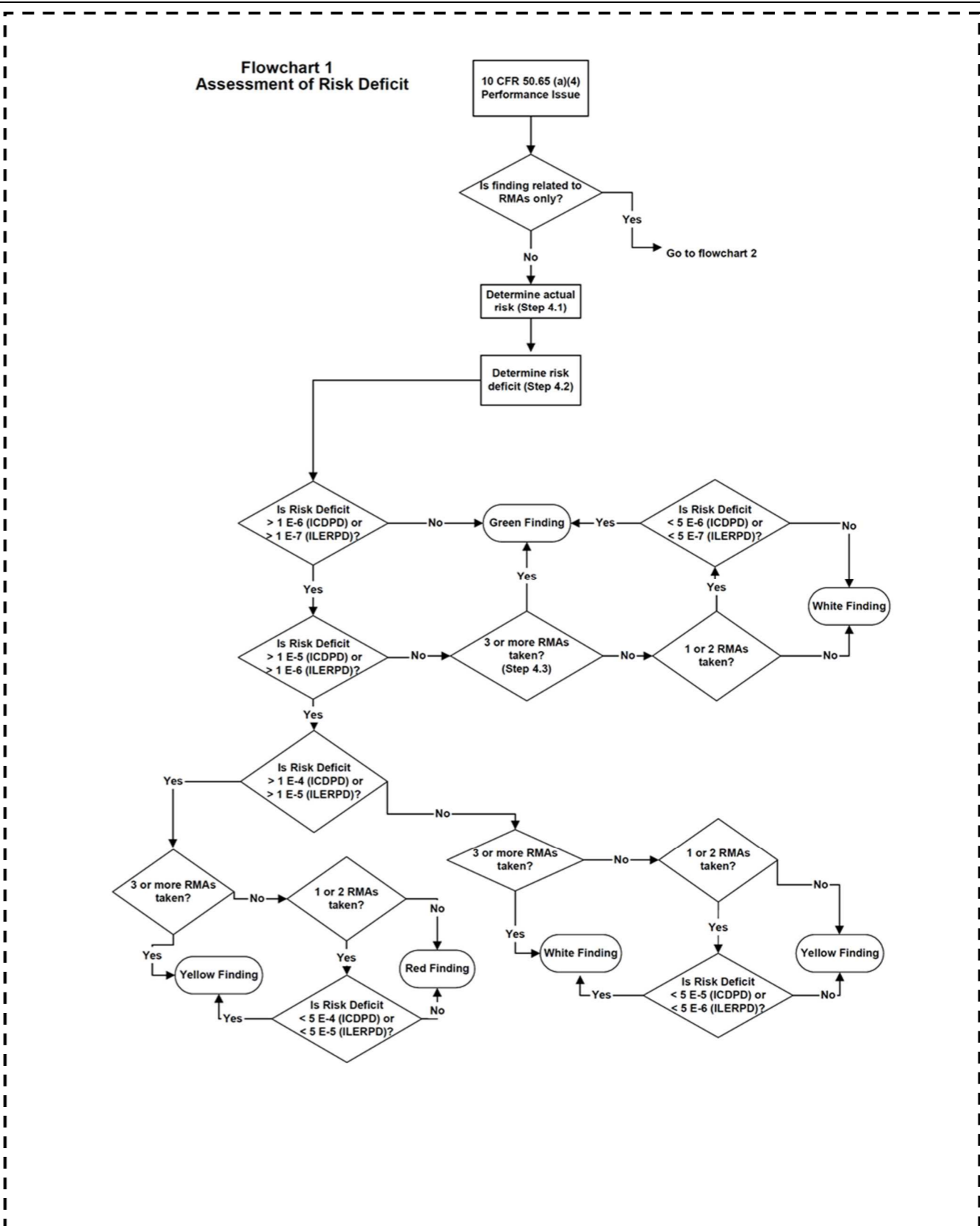
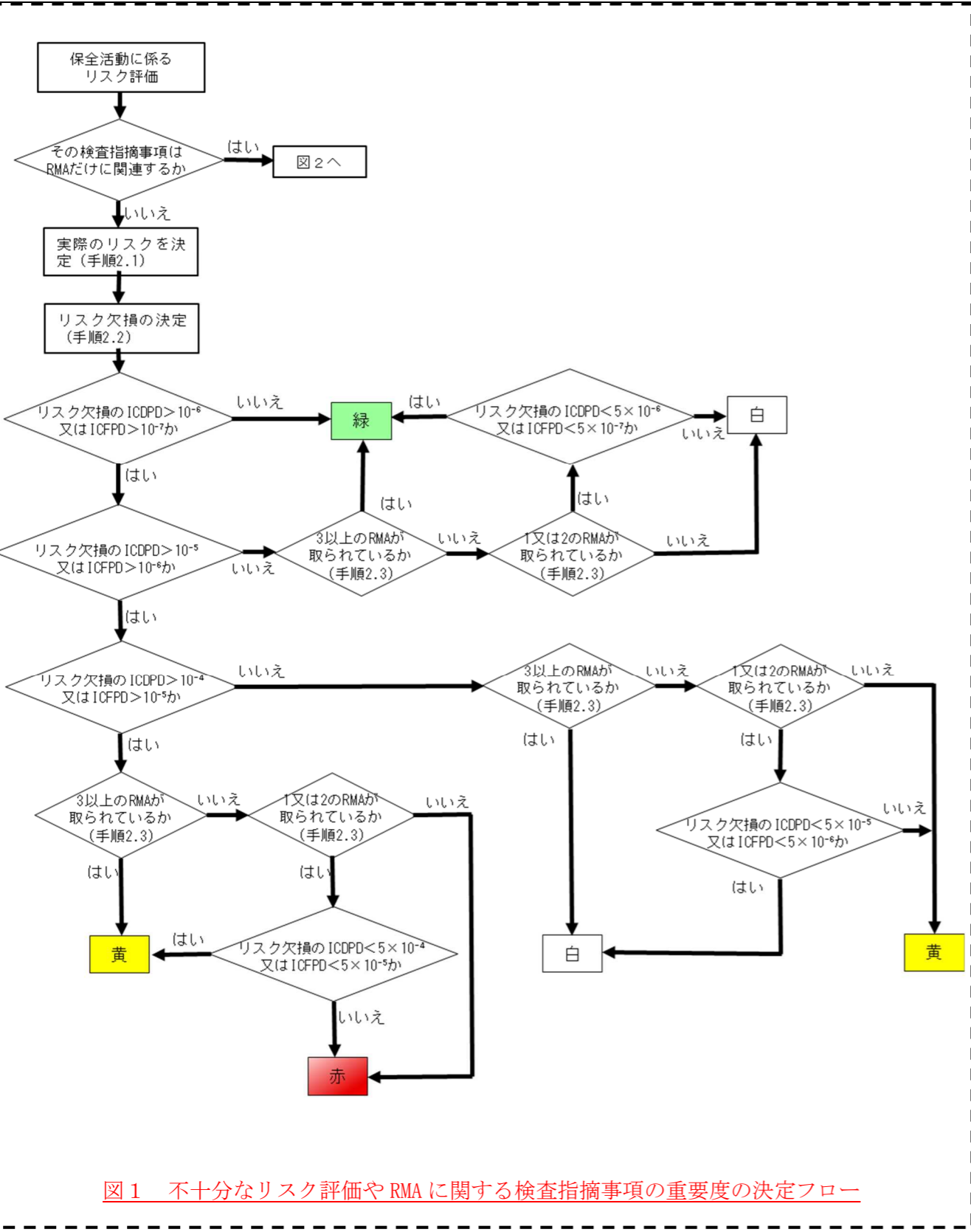
記載の適正化 (1 原子炉毎の議論なので、記載の見直し)
記載の適正化 (「不備」→「パフォーマンス劣化」)

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

<p><u>(4)リスク上重大な系統構成に普段から勝手にならないような活動基準の確立</u></p> <p><u>これらの RMA の利点は一般的に定量化できないため、リスク管理の失敗の重要度を定量的に決定する手法として、評価された系統管理におけるリスクのインパクトを低減するこれらの行動へのクレジットの付与がある。</u></p> <p><u>そのため、この重要度評価において用いられる単純なスクリーニングでは、もし事業者がリスク管理のために、1つまたは2つの RMA を効果的に行った場合は、正しく算出されたリスクに対して、半分のリスク削減のクレジットを与える。リスク削減のクレジットが取れる RMA とは、リスク計算においてまだクレジットを取っていない RMA だけである。</u></p> <p><u>もし、事業者が3つ以上の RMA を有効に実施した場合、実際の保全活動のリスクに対して1桁の削減のクレジットを与える。この手法によって、リスク管理の失敗の重要度を多くのリソースを必要とする定量的な手法を用いることなく、迅速に決定できる。(図1, 2参照)</u></p> <p>リスク評価が不十分な場合、又は全く<u>実施</u>されない場合、<u>パフォーマンス劣化</u>の重要度は、本附属書を用いて評価される。その結果、リスク認識の欠如により <u>RMA ができていない</u>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、<u>手順書</u>によって評価済みリスクとして規定された <u>RMA</u> 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 <u>保安規定</u>等で規定される。</p> <p><u>上述した</u>一連の要件のいずれかによって規定されたとおり、<u>図2は、事業者が RMA</u> を実施できなかったことの重要度を <u>決定</u>するために用いられる。事業者の <u>RMA</u> の妥当性は、事業者が適用可能な <u>手順書</u>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><u>・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</u></p> <p>(新設)</p> <p>リスク評価が不十分な場合、又は全く<u>評価</u>されない場合、<u>実施の不備</u>の重要度は、本附属書を用いて評価される。その結果、リスク認識の欠如により <u>リスク管理活動を実施できていない</u>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、<u>決められた手順</u>によって評価済みリスクとして規定された <u>リスク管理活動</u>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 <u>技術仕様書</u>等で規定される。</p> <p><u>フローチャート2は、上述した</u>一連の要件のいずれかによって規定されたとおり、<u>事業者がリスク管理活動の分類</u>を実施できなかったことの重要度を <u>評価</u>するため <u>参照として</u>用いられる。事業者の <u>リスク管理活動</u>の妥当性は、事業者が適用可能な <u>実施手順</u>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>最新の NRC ガイド (IMC0609 Appendix K) に合わせ記載の追加</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
---	--	---



英語資料の和訳
 (10CFR50.65 (a) (4)
 は、リスクを評価し
 た保守を要求してい
 るので「保全活動の
 リスク評価」と和訳
 した)

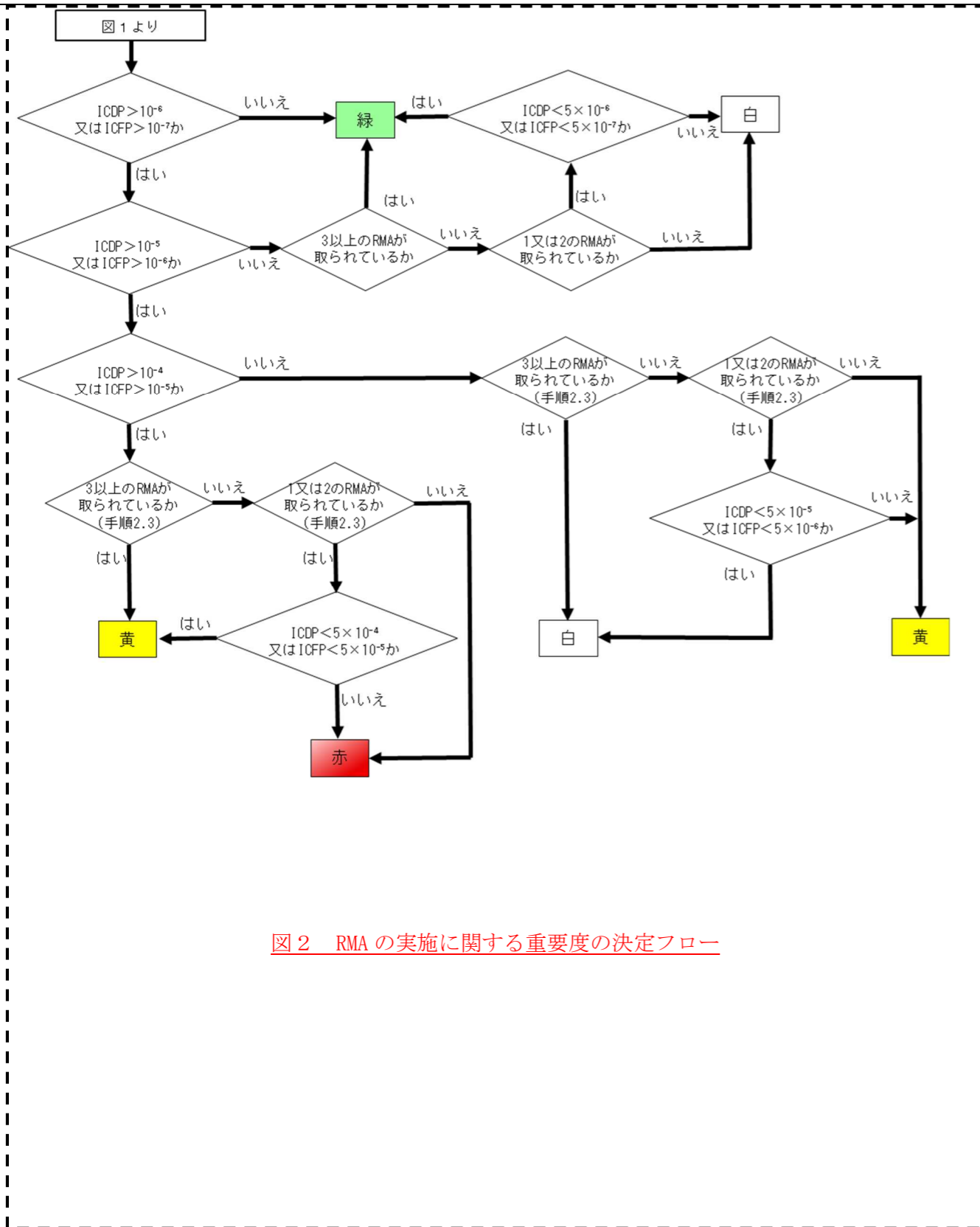
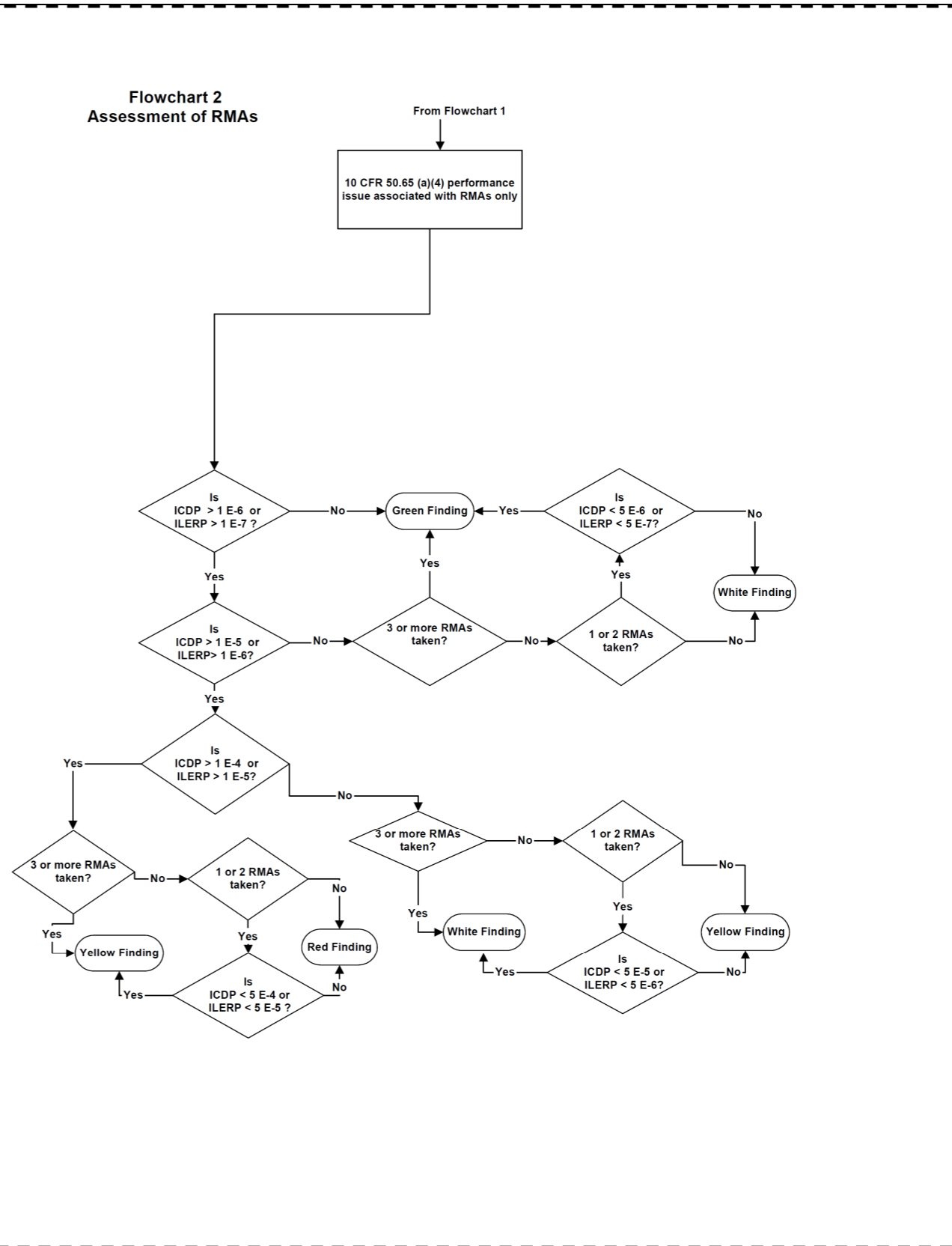


図2 RMAの実施に関する重要度の決定フロー



英語資料の和訳

○改正履歴			
改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○英語資料の和訳（2 重要度評価の手順、添付）</u> <u>○最新のNRCガイド（IMC0609 Appendix K）に合わせ記載の追加（1 適用範囲、2 重要度評価の手順）</u> <u>○記載の適正化</u>	

添付 用語の定義

事業者は、メンテナンスを行う前に、メンテナンスにより生ずる可能性があるリスクの増大を評価し管理することが求められる。このリスク評価及び RMA に係る想定及び 定義 を以下に示す。

1 リスク評価及び RMA

メンテナンス活動のリスク評価の目的は、事業者がメンテナンス活動のリスク、例えば以下の影響を適切に評価することである。

- (1) 直接又は 不注意 で機器、設備 が 供用外となる 影響。
- (2) SSC の稼働又は性能に影響を及ぼしうる一時的変更又は修正による影響。
- (3) その他のメンテナンス活動、プラントの 状態 又は 進展 による影響。
- (4) 外部事象、内部溢水又は格納容器の健全性による影響。

メンテナンス活動のリスク評価 では、評価から得られた知見を 用いて、リスクを管理することが必要である。そのため、事業者によるリスク評価は、メンテナンス活動が実際に実施される際に潜在的なリスク増加を制限し、RMA の有効な実施を可能にするため、計画されたメンテナンス活動によるリスクを十分に評価すべきである。この評価における複雑さの程度はプラントごとに異なると考えられており、特定のプラント内の 系統構成 によっても異なるが、これらの リスク評価は、リスク上意味のある活動を特定し、その継続期間を最小化するための知見を提供すると考えられている。通常、事業者のメンテナンス活動のリスク評価に関して、以下の2種類の パフォーマンス劣化 を定義することができる。

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

添付 用語の定義

事業者は、メンテナンスを行う前に、メンテナンスにより生ずる可能性があるリスクの増大を評価し管理することが求められる。このリスク評価及び リスク管理活動 に係る想定及び 定義済み用語 を以下に示す。

1 リスク評価及び リスク管理行動

メンテナンス活動のリスク評価の目的は、事業者がメンテナンス活動のリスク、例えば以下の影響を適切に評価することである。

- ・直接又は 不作為 に機器、装置 が 運転休止による 影響。
- ・SSC の稼働又は性能に影響を及ぼしうる一時的変更又は修正による影響。
- ・その他のメンテナンス活動、プラントの 条件 又は 発生 による影響。
- ・外部事象、内部溢水又は格納容器の健全性による影響。

メンテナンス活動のリスク評価 は、評価による知見を 用いることで生ずるリスクの管理を必要とする。そのため、事業者によるリスク評価は、メンテナンス活動が実際に実施される際に潜在的なリスク増加を制限し、リスク管理活動 の有効な実施を可能にするため、計画されたメンテナンス活動によるリスクを十分に評価すべきである。この評価における複雑さの程度はプラントごとに異なると考えられており、特定のプラント内の 設定ごと によっても異なるが、これらの リスク評価により、リスク上意味のある活動を特定し、その継続期間を最小化するための知見を提供すると考えられている。通常、事業者のメンテナンス活動のリスク評価に関して、以下の2種類の 不備 を定義することができる。

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

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) メンテナンス活動での系統構成の変更に対するリスク評価の実施の失敗。
- (2) 評価されたプラント状態の変更に対するリスク評価の更新の失敗。しかしながら、評価又は再評価の実施は、運転員及びメンテナンス要員が設備の運転復旧又は補償行動をとるために時宜を得た行動をとることを妨げ、又は遅延させるべきではない。プラント状態が、リスク評価又は再評価の実施に先立って復旧された場合、その評価は既に実施済みであれば評価又は再評価される必要はない。
- (3) メンテナンス活動のリスク評価に必要とされる SSC の範囲内に、影響を受ける（又は関与する）全ての SSC を含め、全てのプラント状態又は進展、外部事象（火災・地震を除く）、内部溢水及び格納容器の健全性を考慮する（又は適切に考慮する）等のリスク評価の実施の失敗。
- (4) リスク評価上重要な起因事象につながる過渡事象を引き起こす可能性が高いメンテナンス活動の考慮の失敗。
- (5) リスク評価ツールやプロセスの不十分さによる失敗（例えば、機能、制限を超えた場合や設計や手順書に合致していないプラント状態での利用）。
- (6) 原子力規制検査により特定されたメンテナンス活動のリスク評価の不備。
- (7) 原子力規制検査により特定された瑕疵のあるリスク評価ツール又はプロセス。

メンテナンス活動のリスクを過小評価する、又は評価しないことは、炉心損傷頻度（CDF）又は格納容器機能喪失頻度（CFF）の観点から言えば、想定されるプラント全体のリスクを大幅に増加させることはない。しかしながら、リスクを過小評価することは、RMAを排除し、高いリスクの系統構成を認識・補償しないままにするようなリスク認識の欠如を生む可能性がある。評価されていない CDF の増加と高いリスクの系統構成を必要又は望ましい以上に長く維持することは、暴露時間を増加させ、それによって以下に定義したとおり、炉心損傷確率の増加分（ICDP）及び格納容器機能喪失確率の増加分（ICFP）を増加させる。評価されていない、又は十分に評価されていないリスクを認識しないことは、直接にリスクを増加させる、又は事故若しくは過渡からの回復を妨げる行動又は事象が生ずることにつながる可能性がある。

B. リスク管理の失敗

提案されたメンテナンス活動のリスク影響の管理に失敗することは、事業者のリスク管理プログラムの重要な要素の全部又は一部の実施の失敗を意味する。しかしながら、このパフォーマンス劣化は結果として、CDF 又は CFF の観点から言えば、メンテナンスに係る系統構成の評価済みのリスクに対して新たなリスク増加を生むものではない。メンテナンス活動又は系統構成にまつわるリスクの継続時間を最小化するための措置が、主要な RMA である。しかしながら、可能かつ実用的でありながらそのような措置の実施に失敗することは、高められたリスク状態が残ったまま、ICDP 及び ICFF が更に増加することを可能にしてしまう。十分かつ適切な RMA は特定の系統構成の変更から生ずるリスクを低減することができる。

2 定義

以下は、本附属書において用いられる用語の定義である。

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）。
- ⑥ 原子力規制検査により特定されたメンテナンス活動のリスク評価の不備。
- ⑦ 原子力規制検査により特定された欠陥のあるリスク評価の実施又はプロセス。

メンテナンス活動のリスクを過小評価する、又は評価しないことは、炉心損傷頻度（CDF）又は格納容器損傷頻度（CFF）の観点から言えば、想定されるプラント全体のリスクを大幅に増加させることはない。しかしながら、リスクを過小評価することは、リスク管理活動を排除し、高いリスクの設定を認識・補償されないままにするようなリスク認識の欠如を生む可能性がある。評価されていない CDF の増加と高いリスクの設定を必要又は望ましい以上に長く維持することは、被ばく時間を増加させ、それによって以下に定義したとおり、漸進的（積分）炉心損傷確率（ICDP）及び漸進的格納容器損傷確率（ICFF）を増加させる。評価されていない、又は十分に評価されていないリスクを認識しないことは、直接にリスクを増加させる、又は事故若しくは過渡からの回復を妨げる行動又は事象が生ずることにつながる可能性がある。

B. リスク管理の失敗

提案されたメンテナンス活動のリスク影響の管理に失敗することは、事業者のリスク管理プログラムの重要な要素の全部又は一部の実施の失敗を意味する。しかしながら、この不備は結果として、CDF 又は CFF の観点から言えば、メンテナンス設定の評価済みのリスクに対して新たなリスク増加を生むものではない。メンテナンス活動又は設定にまつわるリスクの継続時間を最小化するための措置が、主要なリスク管理活動である。しかしながら、可能かつ実用的でありながらそのような措置の実施に失敗することは、高められたリスク条件が残ったまま、ICDP 及び ICFF が更に増加することを可能にしてしまう。十分かつ適切なリスク管理活動は、特定の設定変更から生ずるリスクを低減することができる。

2 定義

以下は、本附属書において用いられる用語の定義である。

記載の適正化

記載の適正化（NRC
ガイドに合わせる）

記載の適正化

記載の適正化

炉心損傷頻度の増加分 (ICDF)

ICDF は、実際に適切に評価されたメンテナンスリスク (系統構成特有の CDF) と、ゼロメンテナンス CDF との差である。系統構成特有の CDF 又は ICDF は、供用外又は供用不可となった SSC についての年換算のリスクの推定である。炉心損傷頻度の増加分という用語は、 Δ CDF 又は CDF 内の変化と同じ意味でも用いられる。

(削る)

炉心損傷確率の増加分 (ICDP)

ICDP は、CDF の増加分と、系統構成の継続時間の年換算との積である [すなわち、 $ICDP = ICDF \times (\text{継続時間}) \div (8760 \text{ 時間/炉年})$]。ICDP は時折、積分された ICDP 又は積分 ICDP と表されることに注意しなければならない。(すなわち、 Δ CDF 又は ICDF が高いリスクの系統構成が継続する時間で積分された ICDP) 図 1 は、この概念を図で表したものである。

(削る)

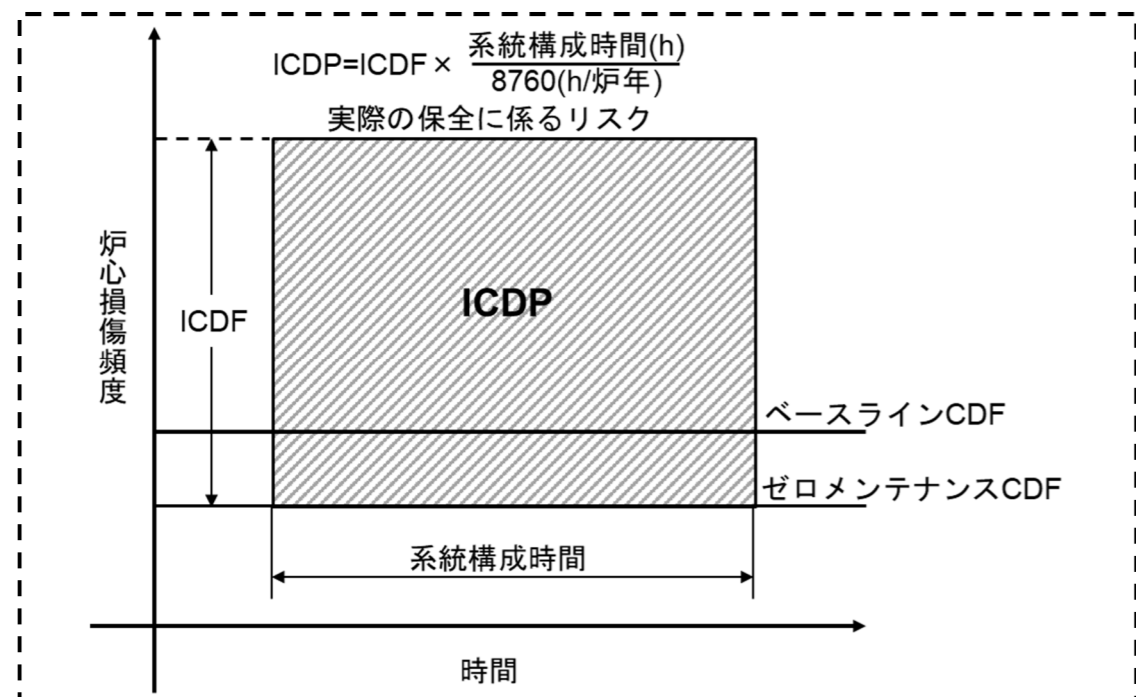


図 1 ICDF と ICDP の関係

漸進的炉心損傷頻度 (ICDF)

ICDF は、実際に適切に評価されたメンテナンスリスク (設定特有の CDF) と、ゼロメンテナンス CDF との差である。設定特有の CDF 又は ICDF は、利用できないと考えられる運転休止又は影響を受けた SSC についての年換算のリスクの推定である。漸進的炉心損傷頻度という用語は、 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、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、 $ICDP = ICDF \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。ICDP は時折、積分された ICDP 又は積分 ICDP (すなわち、 Δ 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ある。

漸進的格納容器破損確率 (ICFP)

ICFP は、漸進的大規模初期放出頻度 (ICFF) と、設定の継続時間の年換算の部分との積である。 $ICFP = (ICFF \times \text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$ である。

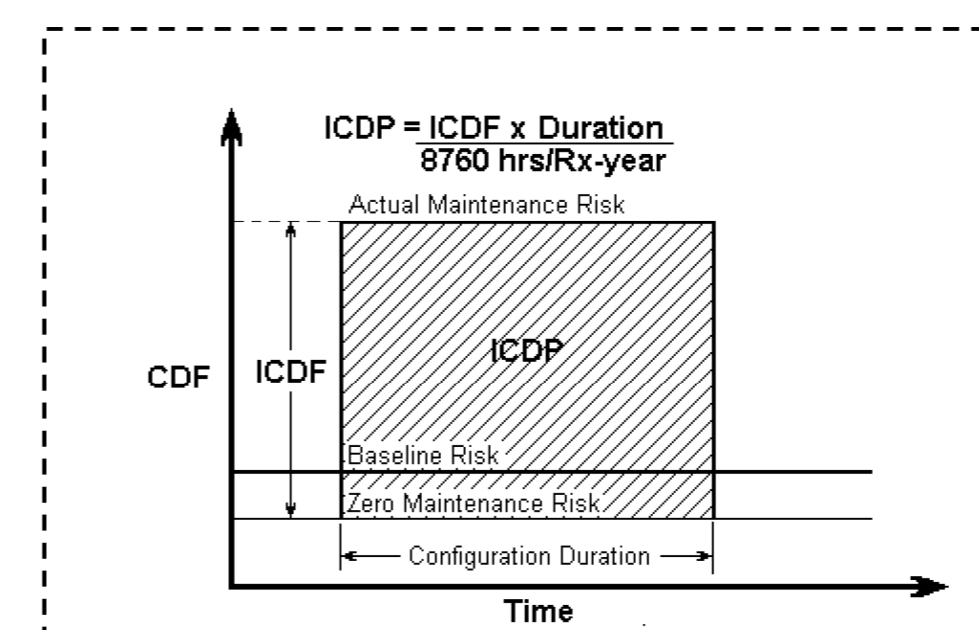


Figure 1 - Relationship of ICDF to ICDP

記載の適正化

記載の適正化 (記載場所の入れ替え (格納容器機能喪失は炉心損傷と同じ記載方針なので、分かり易くするため、最初に炉心損傷関連の項目を全て記載し、次に格納容器機能喪失関連の項目を記載))

記載の適正化

記載の適正化 (記載場所の入れ替え)

英語資料の和訳

炉心損傷頻度の増加分の欠損 (ICDFD)

ICDFD は、実際のメンテナンスの系統構成特有の CDF (ICDF_{actual} と呼ばれる) と、事業者によって当初、不十分に評価された (瑕疵のある) メンテナンス関連の ICDF (ICDF_{flawed}) との差として定義される。すなわち、 $ICDFD = ICDF_{actual} - ICDF_{flawed}$ と定義される。事業者が必要に応じてメンテナンスリスクを評価するのに完全に失敗した場合 (すなわち、事業者によるリスク評価が存在しない場合)、ICDFD は ICDF の全体値と等しいことに注意しなければならない。

(削る)

炉心損傷確率の増加分の欠損 (ICDPD)

ICDPD は、ICDFD と暴露時間 (すなわち、評価されていない、若しくは不十分に評価された系統構成の継続時間の年換算の部分) との積である。すなわち、 $ICDPD = ICDFD \times (\text{暴露時間}) \div (8760 \text{ 時間/炉年})$ と定義される。ICDFD と同様に、瑕疵のあるリスク評価ではなく、むしろリスク評価が存在しない場合、ICDPD は ICDP と等しいことに注意しなければならない。また、系統構成の継続時間全体において、リスクが評価されていない、又は不十分に評価されたままである場合、暴露時間が系統構成の継続時間と等しいことにも注意しなければならない。図 2 はこの概念を図で表したものである。

(削る)

漸進的炉心損傷頻度損失 (ICDFD)

ICDFD は、実際のメンテナンス設定特有の CDF (ICDF_{actual} と呼ばれる) と、被認可者によって当初、不十分に評価された (欠陥のある) メンテナンス関連の ICDF (ICDF_{flawed}) との差として定義される ICDF の一部分である。すなわち、 $ICDFD = ICDF_{actual} - ICDF_{flawed}$ と定義される。事業者が必要に応じてメンテナンスリスクを評価するのに完全に失敗した場合 (すなわち、被認可者によるリスク評価が存在しない場合)、ICDFD は ICDF の全体値と等しいことに注意しなければならない。

漸進的格納容器破損頻度損失 (ICFFD)

ICFFD は、実際のメンテナンス設定特有の CFF (この定義の目的では ICFF_{actual} と呼ばれる) と、被認可者によって当初、不十分に評価されたメンテナンス関連の ICFF (ICFF_{flawed}) との差として定義された ICFF の一部分である。すなわち、 $ICFFD = ICFF_{actual} - ICFF_{flawed}$ と定義される。事業者が必要に応じてメンテナンスリスクを全く評価できず (すなわち、事業者によるリスク評価が存在しない場合)、メンテナンス活動により、又はメンテナンス活動と同時に発生する格納容器の健全性に対する影響が存在する場合、この影響は質的にも量的にも評価できないことに注意しなければならない。この場合、ICFFD は ICFF の全体値と等しくなる。

漸進的炉心損傷確率損失 (ICDPD)

ICDPD は、ICDFD と暴露時間 (すなわち、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分) との積である。すなわち、 $ICDPD = ICDFD \times (\text{暴露時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$ と定義される。ICDFD と同様に、欠陥のあるリスク評価ではなく、リスク評価が存在しない場合、ICDPD は ICDP と等しいことに注意しなければならない。また、設定の継続時間全体において、リスクが評価されていない、又は不十分に評価されたままである場合、暴露時間が継続時間と等しいことにも注意しなければならない。図 2 はこの概念を図で表したものである。

漸進的格納容器破損確率損失 (ICFPD)

ICFPD は、ICFFD と、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが (ICFF 又は ICFP の観点から) 評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分との積である。

記載の適正化

記載の適正化 (記載場所の入れ替え及び記載内容の適正化)

記載の適正化

(記載場所の入れ替え及び記載内容の適正化)

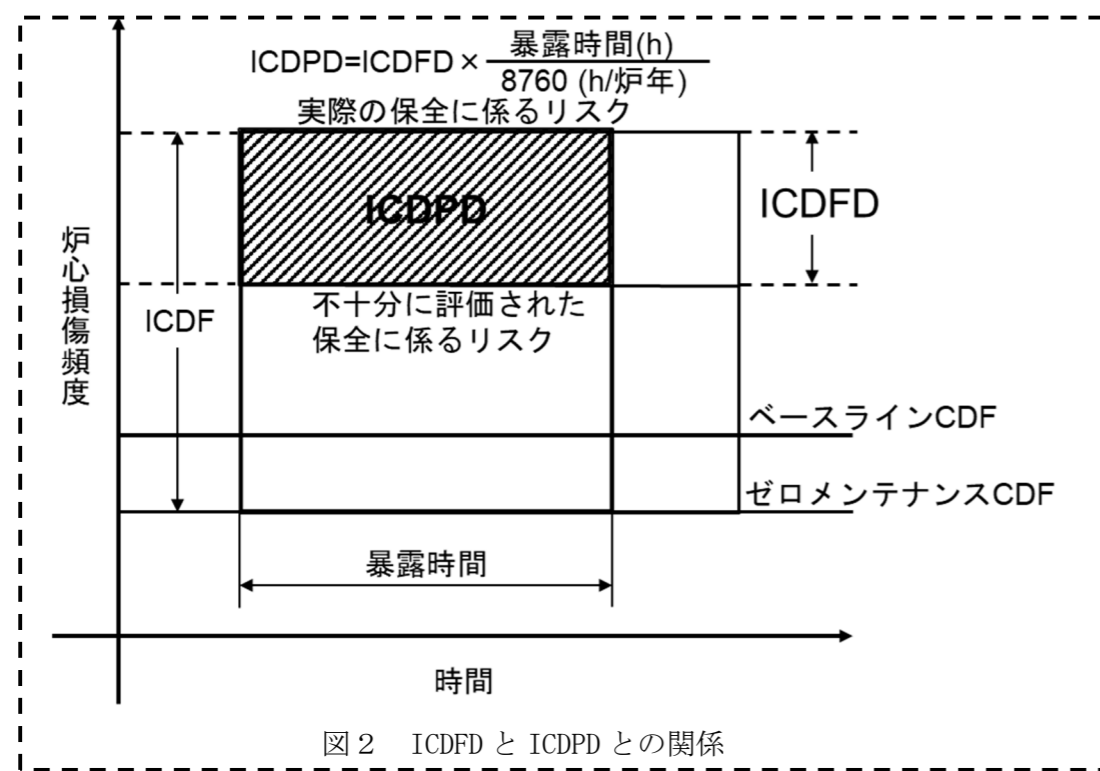


図2 ICDFDとICDPDとの関係

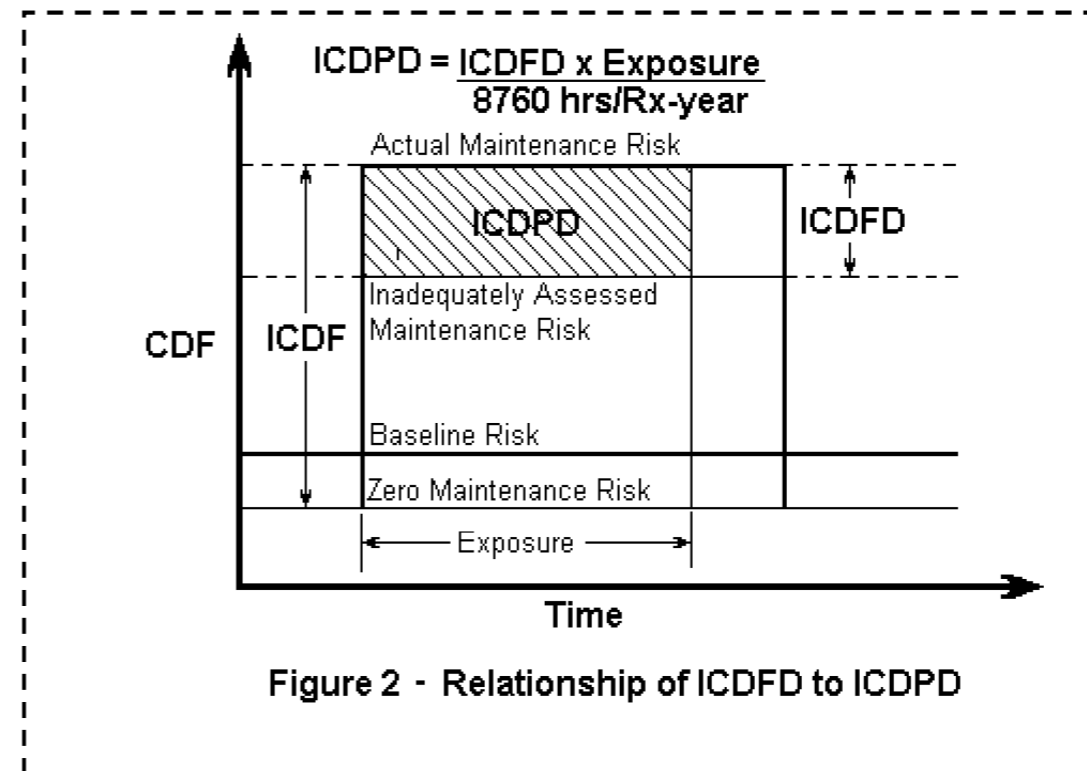


Figure 2 - Relationship of ICDFD to ICDPD

英語資料の和訳

格納容器機能喪失頻度の増加分 (ICFF)

ICFFは、実際に十分に決定されたメンテナンス活動又は系統構成特有の CFF とゼロメンテナンスモデルの結果との差である (決定できる場合)。CFF 及び ICFF は、レベル 1.5 の PRA 及びリスクツール又はプロセスを所有している場合にのみ、決定可能であることに注意しなければならない。算出できる場合、ICFF は ΔCFF 又は CFF の差とも表すことができる。

(新設)

格納容器機能喪失確率の増加分 (ICFP)

ICFP は、格納容器機能喪失頻度の増加分 (ICFF) と、系統構成の継続時間の年換算との積である。ICFP = (ICFF × 継続時間) ÷ (8760 時間/炉年) である。

(新設)

格納容器機能喪失頻度の増加分の欠損 (ICFFD)

ICFFD は、格納容器の健全性に影響を与えるメンテナンス活動であり、その影響が定性的には評価されず、定量的に不十分な評価であった場合の検査指摘事項の重要度評価に使われる。このような状況では、ICFFD は有意義であり、実際のメンテナンスに係る系統構成特有の CFF (この定義の目的では ICFF_{actual} と呼ばれる) と、事業者によって当初、不十分に評価されたメンテナンス関連の ICFF (ICFF_{flawed}) との差として定義される。すなわち、ICFFD = ICFF_{actual} - ICFF_{flawed} と定義される。事業者が必要な時にメンテナンスリスクを全く評価できず (すなわち、事業者によるリスク評価が存在しない場合)、メンテナンス活動により又はメンテナンス活動と同時に発生する格納容器の健全性に対する影響が存在する場合、この影響は質的にも量的にも評価できないことに注意しなければならない。この場合、ICFFD は ICFF の全体値と等しくなる。

(新設)

格納容器機能喪失確率の増加分の欠損 (ICFPD)

ICFPD は、評価されていない若しくは不十分に評価された系統構成の継続時間の年換算、又はそのリスクが (ICFF 又は ICFP の観点から) 評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンスに係る系統構成の継続時間の年換算と ICFFD との積である。

(新設)

記載の適正化 (記載場所の入れ替え及び記載内容の適正化)

<p><u>ゼロメンテナンス CDF (リスク)</u></p> <p>PRA でモデル化された全ての SSC が <u>供用</u> 可能と考えられる場合のプラントの <u>CDF</u> の推定値。</p> <p><u>ベースライン CDF (リスク)</u></p> <p>年平均のメンテナンス (<u>発生防止</u> 及び <u>再発防止に係るメンテナンス</u>) による <u>供用外</u> データ及びプラント特有の信頼性データ (失敗率) を考慮する PRA モデルから生ずる CDF の推定値。</p> <p>なお、まだ開始されていない作業に対する不十分なリスク評価又はリスク管理は、事業者による <u>パフォーマンス劣化</u> であり、これまでのリスク評価や <u>RMA</u> における不備を示すものであることに注意しなければならない。本附属書は、この種類の <u>パフォーマンス劣化</u> の重要度を決定するのには適していない。この種類の問題は通常原子力安全に関する評価ガイドのフェーズ 1 スクリーニングに従って、緑と判断されることが考えられる。</p>	<p><u>ゼロメンテナンス CDF (リスク)</u></p> <p>PRA にモデル化された全ての SSC が <u>利用</u> 可能と考えられる場合のプラントの <u>基準値設定の CDF</u> の推定値。</p> <p><u>ベースライン CDF (リスク)</u></p> <p>年平均のメンテナンス (<u>防止</u> 及び <u>是正メンテナンス</u>) <u>利用不可能性</u> データ及びプラント特有の信頼性データ (失敗率) を考慮する PRA モデルから生ずる CDF の推定値。</p> <p>なお、まだ開始されていない作業に対する不十分なリスク評価又はリスク管理は、事業者による <u>実施の不備</u> であり、これまでのリスク評価や <u>リスク管理活動</u> における不備を示すものであることに注意しなければならない。本附属書は、この種類の <u>実施の不備</u> の重要度を決定するのには適していない。この種類の問題は通常原子力安全に関する評価ガイドのフェーズ 1 スクリーニングに従って、緑と判断されることが考えられる。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	-----------------------------

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 10
核燃料施設等に係る重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 10</p> <p style="text-align: center;">核燃料施設等に係る重要度評価ガイド (GI0007_附属書 10_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. 目的 3</p> <p>2. 基本的な考え方 3</p> <p>3. 適用 3</p> <p>4. 評価手順 3</p> <p>4.1 ウラン加工施設における初期境界評価 3</p> <p><u>4.2 該当使用施設における初期境界評価 5</u></p> <p>4.3 ウラン加工施設及び該当使用施設以外の施設における評価 7</p> <p>4.4 SERP における評価 8</p> <p>4.5 評価根拠の文書化 8</p> <p>添付 1 ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順</p> <p><u>添付 2 該当使用施設における検査指摘事項のスクリーニング手順</u></p> <p>参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 10</p> <p style="text-align: center;">核燃料施設等に係る重要度評価ガイド (GI0007_附属書 10_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. 目的 3</p> <p>2. 基本的な考え方 3</p> <p>3. 適用 3</p> <p>4. 評価手順 3</p> <p>4.1 ウラン加工施設における初期境界評価 3</p> <p>(新設)</p> <p>4.2 ウラン加工施設以外の施設における初期境界評価 5</p> <p>4.3 SERP における評価 5</p> <p>4.4 評価根拠の文書化 5</p> <p>添付 1 ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順 (新設)</p> <p>参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

<p>1. 目的</p> <p>本附属書は、核燃料施設等に関する原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>小分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>重要度</u>の評価を行う際に、規制業務の透明性、客観性及び公平性を確保するため使用する。</p> <p>2. 基本的な考え方</p> <p>原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>小分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>重要度</u>を評価する場合、各施設における安全機能の劣化等の程度により、重要度評価を実施する。</p> <p>核燃料施設等は、施設の構造や規模が多種多様であり、核燃料物質が工程ごとに性状、形態を変化させつつ、工程間を移動していくことが一般的であるため、検査指摘事項として抽出される事項を類型化し、統一的な指標を定めることが困難である。</p> <p>このため、本附属書では、評価方法の一例を示すものの、判断に迷う場合は、重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催することが望ましい。</p> <p>3. 適用</p> <p>本附属書は、核燃料施設等において確認された、原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>小分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>重要度</u>を評価する場合に適用する。<u>（ただし、附属書3又は附属書4での評価対象外のものに限る。）</u></p> <p>4. 評価手順</p> <p>原子力施設安全に係る監視領域（<u>小分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項は、<u>核燃料を加工する施設</u>のうち、プルトニウム及びその化合物並びにこれらの<u>物質</u>を含む物質のいずれも取扱いを行わないもの（以下「ウラン加工施設」という。）に係る場合は4.1、<u>核燃料物質の使用施設等のうち、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第41条に該当する核燃料物質を使用する使用施設等</u>（以下「<u>該当使用施設</u>」という。）に係る場合は4.2、<u>これら以外の施設に係る場合は4.3</u>に進む。</p> <p>上記以外の検査指摘事項については、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの本附属書以外の附属書を用いた評価を実施する。</p> <p>いずれの附属書の適用も困難な場合は4.4に進む。</p> <p>4.1 ウラン加工施設における初期境界評価</p> <p>「追加対応あり」に至る可能性がある検査指摘事項を抽出するため、初期境界評価を実施する。安全機能に劣化等が認められない場合は、検査指摘事項は「追加対応なし」となり、<u>重要度</u>評価を終了する。安全機能に劣化等が認められた場合又は初期境界評価が困難な場合は、SERPでの評価を実施する。</p> <p>具体的な初期境界評価に用いるスクリーニング手順は次のとおり。</p>	<p>1. 目的</p> <p>本附属書は、核燃料施設等に関する原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>大分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>安全重要度</u>の評価を行う際に、規制業務の透明性、客観性及び公平性を確保するため使用する。</p> <p>2. 基本的な考え方</p> <p>原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>大分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項の<u>安全重要度</u>を評価する場合、各施設における安全機能の劣化等の程度により、重要度評価を実施する。</p> <p>核燃料施設等は、施設の構造や規模が多種多様であり、核燃料物質が工程ごとに性状、形態を変化させつつ、工程間を移動していくことが一般的であるため、検査指摘事項として抽出される事項を類型化し、統一的な指標を定めることが困難である。</p> <p>このため、本附属書では、評価方法の一例を示すものの、判断に迷う場合は、重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催することが望ましい。</p> <p>3. 適用</p> <p>本附属書は、核燃料施設等において確認された、原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（<u>大分類</u>）<u>（ただし、附属書3又は附属書4での評価対象外のものに限る。）</u>に関連付けられた検査指摘事項の<u>安全重要度</u>を評価する場合に適用する。<u>ただし、本附属書による評価が困難な場合は、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの本附属書以外の附属書も参考とする。</u></p> <p>4. 評価手順</p> <p>原子力施設安全に係る監視領域（<u>大分類</u>）に関連付けられた検査指摘事項は、<u>加工施設</u>のうち、プルトニウム及びその化合物並びにこれらの<u>物質の一又は二以上</u>を含む物質のいずれも取扱いを行わないもの（以下「ウラン加工施設」という。）に係る場合は4.1、<u>ウラン加工施設以外に係る場合は4.2</u>に進む。</p> <p>上記以外の検査指摘事項については、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの本附属書以外の附属書を用いた評価を実施する。</p> <p>いずれの附属書の適用も困難な場合は4.3に進む。</p> <p>4.1 ウラン加工施設における初期境界評価</p> <p>「追加対応あり」に至る可能性がある検査指摘事項を抽出するため、初期境界評価を実施する。安全機能に劣化等が認められない場合は、検査指摘事項は「追加対応なし」となり、<u>安全重要度</u>評価を終了する。安全機能に劣化等が認められた場合又は初期境界評価が困難な場合は、SERPでの評価を実施する。</p> <p>具体的な初期境界評価に用いるスクリーニング手順は次のとおり。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化（該当使用施設の初期境界評価を追加に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
---	--	--

<p>【留意点】</p> <p>○事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故及び臨界、また、ふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。</p> <p>4.1.1 事業（変更）許可における設計基準事故か</p> <p>検査指摘事項に関連して、ウラン加工施設の事業（変更）許可申請書における設計基準事故（設備損傷による閉じ込め機能の不全、火災による閉じ込め機能の不全、爆発による閉じ込め機能の不全、排気設備停止による閉じ込め機能の不全）が発生した場合は 4.1.3 に進み、発生していない場合は 4.1.2 に進む。なお、事業（変更）許可申請書における設計基準事故の類似事象の場合は 4.1.2 に進む。</p> <p>【解説】</p> <p>○ウラン加工施設の初期評価にあたっては、加工の事業の許可の審査において、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき、ウラン加工施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものを設計基準事故として掲げ、それに対して放射性物質を限定された区域に閉じ込める機能を講ずることにより、一般公衆に対し過度の放射線被ばくを及ぼさないことが確認されていることから、検査指摘事項の評価にあたってこの考え方を参考とした。</p> <p>4.1.2 安全機能は喪失したか</p> <p>検査指摘事項に関連して、ウラン加工施設の安全機能が喪失した場合（例えば、熱的制限値や負圧管理値の超過）は 4.1.3 に進み、喪失していない場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5 に進む。</p> <p>【留意点】</p> <p>○安全機能とは、ウラン加工施設の通常時又は設計基準事故時において、ウラン加工施設の安全性を確保するために必要な機能をいう。</p> <p>○安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断し Yes に進む。なお、保安規定の下位文書は事業者等の自主的な活動に係る部分もあることから、本評価には用いない。</p> <p>4.1.3 事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか</p> <p>検査指摘事項に関連して、事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策（例えば、粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備）の残りが1以下であった場合は、4.3 の SERP における評価に進む。閉じ込めのための防護策の残りが2以上であった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5 に進む。</p> <p>【留意点】</p> <p>○粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めの為の防護策が1あるとする。詳細な検討を要する場合は、保守的に判断し Yes に進む。</p> <p>○液体の放射性物質が対象の場合、事業（変更）許可で明確となっている堰も閉じ込めのための</p>	<p>【留意点】</p> <p>○事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故及び臨界、また、ふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。</p> <p>4.1.1 事業（変更）許可における設計基準事故か</p> <p>検査指摘事項に関連して、加工施設の事業（変更）許可申請書における設計基準事故（設備損傷による閉じ込め機能の不全、火災による閉じ込め機能の不全、爆発による閉じ込め機能の不全、排気設備停止による閉じ込め機能の不全）が発生した場合は 4.1.3 に進み、発生していない場合は 4.1.2 に進む。なお、事業（変更）許可申請書における設計基準事故の類似事象の場合は 4.1.2 に進む。</p> <p>【解説】</p> <p>○ウラン加工施設の初期評価にあたっては、加工の事業の許可の審査において、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき、加工施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものを設計基準事故として掲げ、それに対して放射性物質を限定された区域に閉じ込める機能を講ずることにより、一般公衆に対し過度の放射線被ばくを及ぼさないことが確認されていることから、検査指摘事項の評価にあたってこの考え方を参考とした。</p> <p>4.1.2 安全機能は喪失したか</p> <p>検査指摘事項に関連して、加工施設の安全機能が喪失した場合（例えば、熱的制限値や負圧管理値の超過）は 4.1.3 に進み、喪失していない場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.4 に進む。</p> <p>【留意点】</p> <p>○安全機能とは、加工施設の通常時又は設計基準事故時において、加工施設の安全性を確保するために必要な機能をいう。</p> <p>○安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断し Yes に進む。なお、保安規定の下位文書は事業者等の自主的な活動に係る部分もあることから、本評価には用いない。</p> <p>4.1.3 事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか</p> <p>検査指摘事項に関連して、事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策（例えば、粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備）の残りが1以下であった場合は、4.3 の SERP における評価に進む。閉じ込めのための防護策の残りが2以上であった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.4 に進む。</p> <p>【留意点】</p> <p>○粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めの為の防護策が1あるとする。詳細な検討を要する場合は、保守的に判断し Yes に進む。</p> <p>○液体の放射性物質が対象の場合、事業（変更）許可で明確となっている堰も閉じ込めのための</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	---

<p>防護策の1つに含める。 ○人的対応を伴う閉じ込めのための防護策について、事業（変更）許可で明確となっており、確実に対応できる体制・環境であると判断される場合は、防護策の1つに含める。</p> <p>4.2 該当使用施設における初期境界評価</p> <p><u>使用施設等は、非密封のプルトニウムを大量に取り扱う施設から少量の核燃料や廃棄物を単に保管管理する施設まで多種多様であり、その取り扱う核燃料物質の種類、量、取扱形態等の施設の特徴や申請内容を踏まえ、グレーデッドアプローチの考え方を取り入れ、リスクの程度に応じた合理的な審査、検査等を行うことが重要である^{※1}。このグレーデッドアプローチの考え方のもと、4.1に示すウラン加工施設における初期境界評価の考え方を参考に、該当使用施設について、「追加対応あり」に至る可能性がある検査指摘事項を抽出するため、初期境界評価を実施する。</u></p> <p><u>具体的な初期境界評価に用いるスクリーニング手順は次のとおり。</u></p> <hr/> <p><u>※1 「核燃料物質の使用の申請等に関する審査業務の流れについて」（令和4年3月31日 原子力規制部）より抜粋。</u></p> <p>【留意点】</p> <p><u>○検査指摘事項のうち、臨界の発生防止に関して、核的制限値を逸脱していた場合、あるいは、放射性物質の閉じ込めに関して、気体の放射性物質の放出が確認された場合、外的事象を起因とした核燃料物質等の飛散又は漏えいや全交流電源喪失が発生した場合は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。SERP では、臨界事故の発生防止に係る安全裕度の減少や気体の放射性物質の放出の影響などを考慮して、検査指摘事項の重要度を評価する。</u></p> <p><u>○ここで、「気体の放射性物質の放出が確認された場合」とは、例えば排気筒モニタの測定値が平常の変動幅を超えた場合をいう。</u></p> <p><u>○多種多様な使用施設等においては、非常の場合や事故時に講ずる措置も様々である。このため、同じ検査指摘事項であっても、施設によって、4.2.1 から 4.2.4 に示すスクリーニング手順を適用した場合の進み方が異なる場合もありうる。</u></p> <p>4.2.1 許可等の事故の評価条件に該当するものか</p> <p><u>検査指摘事項が、該当使用施設の使用（変更）許可等の事故の評価条件に該当する場合は 4.2.2 に進み、該当しない場合は 4.2.3 に進む。なお、許可等の事故の類似事象の場合は 4.2.3 に進む。</u></p> <p>【解説】</p> <p><u>○使用施設等は、使用の許可の審査において、新規制基準の施行後にあつては「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成 25 年原子力規制委員会規則第 34 号）に基づき設計評価事故時において公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを、新規制基準の施行前にあつては原子力安全委員会指針である「核燃料施設安全審査基本指針」に基づき最大想定事故が発生するとした場合であっても、公衆に対して、過度な放射線被ばく</u></p>	<p>防護策の1つに含める。 ○人的対応を伴う閉じ込めのための防護策について、事業（変更）許可で明確となっており、確実に対応できる体制・環境であると判断される場合は、防護策の1つに含める。</p> <p>(新設)</p>	<p>該当使用施設の初期境界評価を追加</p>
--	--	-------------------------

を及ぼさないことを確認している。また、核燃料物質の使用者は、「核燃料物質の使用に係る新規制基準の施行に伴う報告の提出について（指示）」（平成25年12月18日付け原規研発第1311276号）を踏まえてとりまとめた安全上重要な施設の評価に関する報告書（以下「安重評価」という。）において、機能喪失により公衆が被ばくする線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるものがなく、安全上重要な施設に該当する施設がないと評価している。

4.1.1に示すウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニングの考え方を参考に、許可等の事故によりスクリーニングするもの。

【留意点】

○「許可等の事故」とは、使用（変更）許可申請書における事故評価（設計評価事故、最大想定事故）や安重評価で考慮したものをいう。

4.2.2 許可等の事故の公衆の被ばく線量の評価値が判断基準を超えるか

検査指摘事項に関連して、該当使用施設において許可等の事故の発生を想定した場合に、公衆の被ばく線量が初期境界評価における判断基準を超える場合は4.2.4に進み、超えない場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5に進む。

【解説】

○使用施設等の特徴を踏まえ、仮に許可等の事故の発生を想定しても公衆に及ぼす影響が小さいものは、安全確保の機能又は性能への影響があるが限定的かつ極めて小さなものに整理できるという考え方に基つきスクリーニングをするもの。

【留意点】

○「初期境界評価における判断基準」は、「(GI0007)原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド」において、重要度を緑と評価する事例の1つとしている「放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる公衆の実効線量が、50マイクロシーベルト以下の場合」を参考に、50マイクロシーベルトとする。

4.2.3 周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか

検査指摘事項が生じていた期間において、該当使用施設の周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲を超えることが確認された場合は4.4のSERPにおける評価に進み、確認されなかった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5に進む。

【留意点】

○監視設備の測定値の「平常の変動幅」には、検査指摘事項と関連のない天候や工場又は事業所の内外において行われる核燃料物質等の運搬等による線量の変動を含む。

4.2.4 許可等における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか

検査指摘事項に関連して、許可等における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であった場合は、4.4のSERPにおける評価に進む。閉じ込めのための防護策の残りが2以上であった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.5に進む。

<p>【留意点】</p> <p>○「許可等における閉じ込めのための防護策」とは、該当する許可等の事故の評価で考慮した設備や手順であって、一般公衆の被ばく線量を低減するものをいい、例えば管理区域の壁及び扉、給排気設備等をいう。防護策の数は、4.1.3に示すウラン加工施設における防護策の算出の考え方と同様であるが、手順による措置については、保安規定や品質マネジメントシステムにより文書管理の対象としている文書に定められたものに限る。</p> <p>4.3 ウラン加工施設及び該当使用施設以外の施設における評価</p> <p>以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、総合的に考慮した上で、検査指摘事項が「追加対応あり」の可能性があると判断された場合、4.4に進む。</p> <p>a. 原子力施設の深層防護に対する影響 b. 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度 c. パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲 d. 劣化状態の継続期間 e. 事業者等の対応処置による影響緩和の程度及び可能性 f. 劣化状態に対する事業者等の検出能力 g. 事業者等の是正処置及び未然防止処置の有効性 h. 化学物質の漏えいに伴う操作に関わる作業員への影響 i. その他考慮すべき情報</p> <p>4.4 SERP における評価</p> <p>4.3に示す a.～i. の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、総合的に考慮した上で検査指摘事項の重要度を評価する。</p> <p>4.5 評価根拠の文書化</p> <p>前述 4.1～4.4 の評価結果については、評価の根拠となった全ての情報を文書化し、SERP において提示する。</p> <p>なお、本附属書による評価結果が「追加対応なし」となった場合においても、評価の根拠となった全ての情報を報告書に記載する。</p>	<p>4.2 ウラン加工施設以外の施設における初期境界評価</p> <p>初期境界評価を実施せずに4.3に進む。</p> <p>4.3 SERP における評価</p> <p>以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、総合的に考慮した上で検査指摘事項の安全重要度を評価する。</p> <p>a. 原子力施設の深層防護に対する影響 b. 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度 c. パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲 d. 劣化状態の継続期間 e. 事業者等の対応処置による影響緩和の程度及び可能性 f. 劣化状態に対する事業者等の検出能力 g. 事業者等の是正処置及び未然防止処置の有効性 h. 化学物質の漏えいに伴う操作に関わる作業員への影響 i. その他考慮すべき情報</p> <p>4.4 評価根拠の文書化</p> <p>前述 4.1～4.3 の評価結果については、評価の根拠となった全ての情報を文書化し、SERP において提示する。</p> <p>なお、本附属書による評価結果が「追加対応なし」となった場合においても、評価の根拠となった全ての情報を報告書に記載する。</p>	<p>運用の明確化（初期境界評価を実施しない施設における運用の明確化）</p> <p>記載の適正化（初期境界評価を実施しない施設における運用の明確化に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	--

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
<u>0</u>	2022/06/16	施行	
<u>1</u>	<u>(改正日)</u>	○該当使用施設の初期境界評価を追加 ○運用の明確化 ・ <u>初期境界評価を実施しない施設における運用の明確化に伴う変更</u> ○記載の適正化	

(略)

添付1：ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
<u>1</u>	2022/06/16	施行	

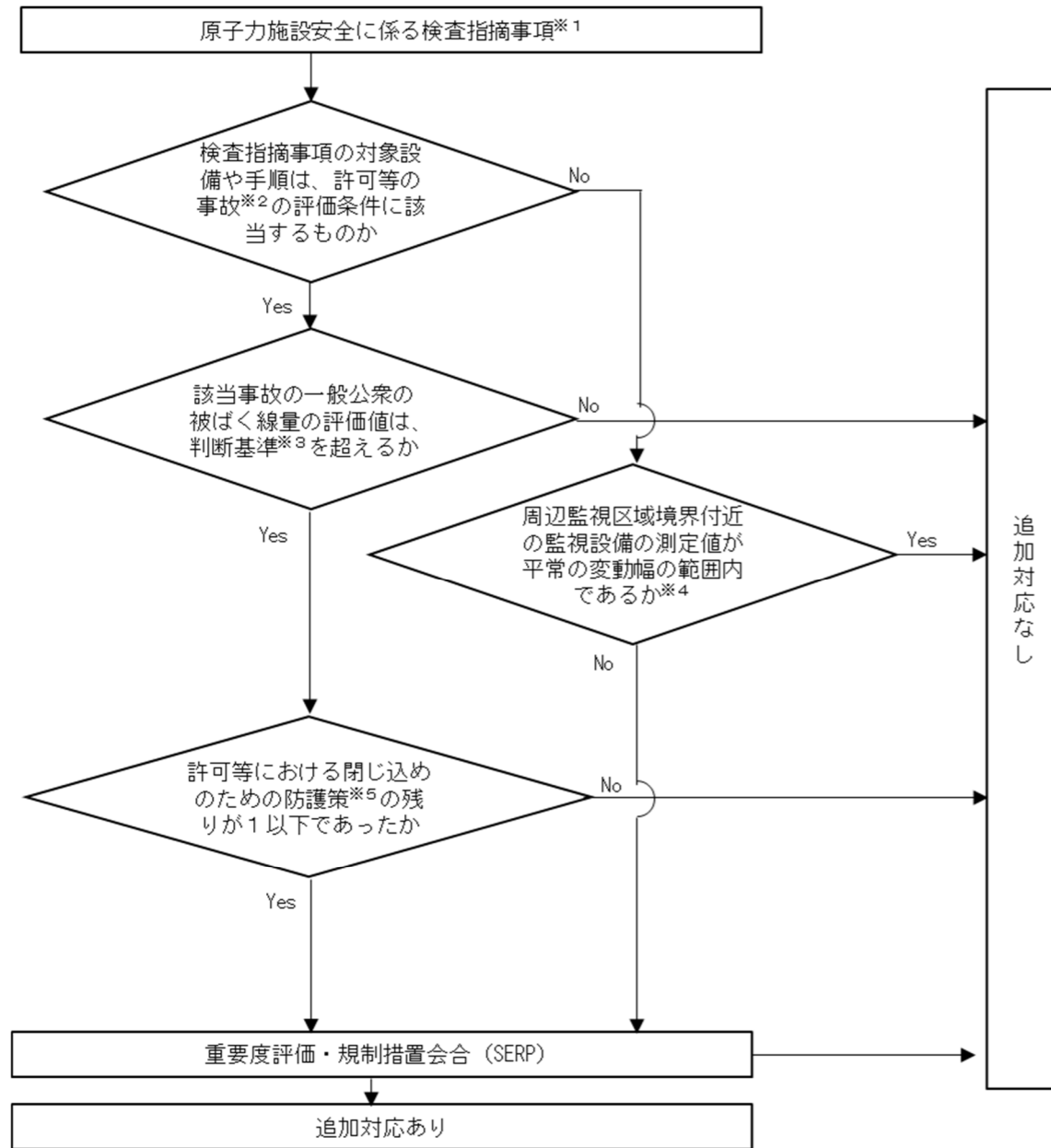
(略)

添付1：ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順

記載の適正化

(新設)

添付2：該当使用施設における検査指摘事項のスクリーニング手順



※1 検査指摘事項のうち、臨界の発生防止に関して、核的制限値を逸脱していた場合、あるいは、放射性物質の閉じ込めに関して、気体の放射性物質の放出が確認された場合、外的事象を起因とした核燃料物質等の飛散又は漏えいや全交流電源喪失が発生した場合は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

ここで、「気体の放射性物質の放出が確認された場合」とは、例えば排気筒モニタの測定値が平常の変動幅を超えた場合をいう。

※2 「許可等の事故」とは、使用（変更）許可申請書における事故評価（設計評価事故、最大想定事故）や安重評価で考慮したものをいう。

※3 「初期境界評価における判断基準」は、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイドにおいて、重要度を緑と評価する事例の1つとしている「放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる公衆の実効線量が、50 マイクロシーベルト

ト) 以下の場合」を参考に、50 マイクロシーベルトとする。

※4 監視設備の測定値の「平常の変動幅」には、検査指摘事項と関連のない天候や工場又は事業所の内外において行われる核燃料物質等の運搬等による線量の変動を含む。

※5 「許可等における閉じ込めのための防護策」とは、該当する許可等の事故の評価で考慮した設備や手順であって、一般公衆の被ばく線量を低減するものをいい、例えば管理区域の壁及び扉、給排気設備等をいう。防護策の数は、ウラン加工施設における防護策の算出の考え方と同様であるが、手順による措置については、保安規定や品質マネジメントシステムにより文書管理の対象としている文書に定められたものに限る。

<p style="text-align: center;">参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果</p> <p>1. ウラン加工施設におけるスクリーニング手順の適用</p> <p>添付1に示すウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順を策定するに当たり、過去事例及び仮想事例に本スクリーニング手順を適用した結果を以下に示す。なお、本適用結果はあくまで参考であり、過去事例及び仮想事例と類似の事象が発生した場合においても、事象発生時の施設の状況を踏まえて初期境界評価を実施する必要がある。</p> <p>① 配管点検口からのウラン粉末の室内漏えい</p> <p>【事例概要】</p> <p>第1種管理区域内の二酸化ウランペレットを製造する成型機において、成型作業中に微量のウランの飛散が確認された。飛散したウラン量は約9.9×10^5 Bq（二酸化ウラン粉末で約8 g）であり、報告の目安値3.7×10^5 Bqを超過した。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：Yes</p> <p>事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p> <p>② 焼結炉の過加熱防止インターロックの作動</p> <p>【事例概要】</p> <p>操業中のガドリニア焼結炉B号機の温度調節器に故障が発生した。故障警報確認後、温度制御盤のリセットボタンを押したが正常状態に復帰しなかったため、停止中のガドリニア焼結炉A号機から同型の温度調節器を取り外し、B号機に取付けたところ、警報発報とともに当該焼結炉ヒータの電源が遮断した。その後、復旧のためにヒータ電源の投入操作を行ったが再度遮断する事象が4回繰り返され、全警報が解除されるまでの間、計5回ヒータ電源遮断及び投入が繰り返された後、焼結炉内の温度が正常値に復帰した。事象分析を行ったところ、前記5回のヒータ電源遮断の内過加熱防止インターロックが3回作動、内2回は炉内温度が熱的制限値（1,800℃）に到達していたことが確認された。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：Yes</p> <p>事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p> <p>③ 放射性廃棄物入りドラム缶からの漏えい</p> <p>【事例概要】</p> <p>汚染のおそれのない第2種管理区域において放射性廃棄物入り200ℓドラム缶からの漏えい物を発見した。サンプリングして分析した結果、11000Bq（法令報告基準の約30分の1）のウランが検出された。</p>	<p style="text-align: center;">参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果</p> <p>(新設)</p> <p>添付1に示すウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順を策定するに当たり、過去事例及び仮想事例に本スクリーニング手順を適用した結果を以下に示す。なお、本適用結果はあくまで参考であり、過去事例及び仮想事例と類似の事象が発生した場合においても、事象発生時の施設の状況を踏まえて初期境界評価を実施する必要がある。</p> <p>1. 配管点検口からのウラン粉末の室内漏えい</p> <p>【事例概要】</p> <p>第1種管理区域内の二酸化ウランペレットを製造する成型機において、成型作業中に微量のウランの飛散が確認された。飛散したウラン量は約9.9×10^5 Bq（二酸化ウラン粉末で約8 g）であり、報告の目安値3.7×10^5 Bqを超過した。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：Yes</p> <p>事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p> <p>2. 焼結炉の過加熱防止インターロックの作動</p> <p>【事例概要】</p> <p>操業中のガドリニア焼結炉B号機の温度調節器に故障が発生した。故障警報確認後、温度制御盤のリセットボタンを押したが正常状態に復帰しなかったため、停止中のガドリニア焼結炉A号機から同型の温度調節器を取り外し、B号機に取付けたところ、警報発報とともに当該焼結炉ヒータの電源が遮断した。その後、復旧のためにヒータ電源の投入操作を行ったが再度遮断する事象が4回繰り返され、全警報が解除されるまでの間、計5回ヒータ電源遮断及び投入が繰り返された後、焼結炉内の温度が正常値に復帰した。事象分析を行ったところ、前記5回のヒータ電源遮断の内過加熱防止インターロックが3回作動、内2回は炉内温度が熱的制限値（1,800℃）に到達していたことが確認された。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：Yes</p> <p>事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p> <p>3. 放射性廃棄物入りドラム缶からの漏えい</p> <p>【事例概要】</p> <p>汚染のおそれのない第2種管理区域において放射性廃棄物入り200ℓドラム缶からの漏えい物を発見した。サンプリングして分析した結果、11000Bq（法令報告基準の約30分の1）のウランが検出された。</p>	<p>記載の適正化（該当使用施設の初期境界評価を追加に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	--

<p>ドラム缶からの漏えいによる作業者のけがや放射線による被ばくはなかった。また、環境への影響もなかった。漏えいの原因調査のため、ドラム缶を開封し、内容物の調査及び漏えい部の観察を実施したところ、内容物に腐食の要因と考えられる水分や酸を含んでいた廃棄物が収納されていた。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：Yes</p> <p>事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：Yes</p> <p>以上の結果、「SERPで評価」と判断した。</p> <p>④ フードボックスの負圧異常（局所排気系統の排風機停止）</p> <p>【事例概要】</p> <p>成型工場の作業者が、粉末調整を行うためのフードボックス内でウラン粉末容器を取り扱い中に、差圧がないことを確認した。差圧はなかったものの、ウラン粉末容器は密封されていた。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：Yes</p> <p>事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p> <p>⑤ 補助建屋（管理区域外）における火災</p> <p>【事例概要】</p> <p>補助建屋（管理区域外）において、ディーゼル発電機A点検中の試運転を行っていたところ、同発電機制御盤からの発火を確認した。ディーゼル発電機Bは健全であった。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p> <p>⑥ 排風機電源ケーブルの焦げ跡</p> <p>【事例概要】</p> <p>排風機Aの分解点検のため、排風機AからBへ切替えを実施した。分解点検を開始した後、排風機Bの電源ケーブル（U相端子台周囲）に焦げ跡を発見した。焦げ跡発見後においても、施設内の負圧を維持するために排風機Bは運転を継続した。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p>	<p>ドラム缶からの漏えいによる作業者のけがや放射線による被ばくはなかった。また、環境への影響もなかった。漏えいの原因調査のため、ドラム缶を開封し、内容物の調査及び漏えい部の観察を実施したところ、内容物に腐食の要因と考えられる水分や酸を含んでいた廃棄物が収納されていた。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：Yes</p> <p>事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：Yes</p> <p>以上の結果、「SERPで評価」と判断した。</p> <p>4. フードボックスの負圧異常（局所排気系統の排風機停止）</p> <p>【事例概要】</p> <p>成型工場の作業者が、粉末調整を行うためのフードボックス内でウラン粉末容器を取り扱い中に、差圧がないことを確認した。差圧はなかったものの、ウラン粉末容器は密封されていた。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：Yes</p> <p>事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p> <p>5. 補助建屋（管理区域外）における火災</p> <p>【事例概要】</p> <p>補助建屋（管理区域外）において、ディーゼル発電機A点検中の試運転を行っていたところ、同発電機制御盤からの発火を確認した。ディーゼル発電機Bは健全であった。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p> <p>6. 排風機電源ケーブルの焦げ跡</p> <p>【事例概要】</p> <p>排風機Aの分解点検のため、排風機AからBへ切替えを実施した。分解点検を開始した後、排風機Bの電源ケーブル（U相端子台周囲）に焦げ跡を発見した。焦げ跡発見後においても、施設内の負圧を維持するために排風機Bは運転を継続した。</p> <p>【評価結果】</p> <p>初期境界評価の結果は次のとおり。</p> <p>事業（変更）許可における設計基準事故か：No</p> <p>安全機能は喪失したか：No</p> <p>以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	---

<p><u>⑦ 廃水処理室内におけるシリンダ洗浄後の廃水の漏えい</u></p> <p>【事例概要】 管理廃水処理室内（第1種管理区域内）において、シリンダ洗浄後の廃水を脱水処理するため、脱水機凝集液ポンプを起動した。その後、協力会社社員が当該ポンプ付近から漏えい拡大防止用の堰内に廃水が漏えいしているのを発見したため、直ちに当該ポンプを停止した。漏えい量は約7リットルであった。</p> <p>【評価結果】 初期境界評価の結果は次のとおり。 事業（変更）許可における設計基準事故か：No 安全機能は喪失したか：No 以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p>	<p><u>7. 廃水処理室内におけるシリンダ洗浄後の廃水の漏えい</u></p> <p>【事例概要】 管理廃水処理室内（第1種管理区域内）において、シリンダ洗浄後の廃水を脱水処理するため、脱水機凝集液ポンプを起動した。その後、協力会社社員が当該ポンプ付近から漏えい拡大防止用の堰内に廃水が漏えいしているのを発見したため、直ちに当該ポンプを停止した。漏えい量は約7リットルであった。</p> <p>【評価結果】 初期境界評価の結果は次のとおり。 事業（変更）許可における設計基準事故か：No 安全機能は喪失したか：No 以上の結果、「追加対応なし」と判断した。</p>	<p>記載の適正化</p>
<p><u>⑧ 燃料棒加工室の負圧異常</u></p> <p>【事例概要】 燃料棒加工室の負圧警報検査を実施した。</p> <p>検査前：燃料棒加工室の圧力の異常を模擬し、負圧警報の発報を確認するため、給気ダクトの可変バルブを固定した。（圧力異常時に給気ダクトの可変バルブを閉じるインターロックが働き圧力の異常を模擬できないため）</p> <p>検査後：給気ダクトの可変バルブの固定を解除したところ、燃料棒加工室の負圧警報が発報した。</p> <p>原因：給気ダクトの可変バルブを最大開の状態に固定したため、復旧時に燃料棒加工室への給気流量が過大となり、負圧が維持できなくなった。</p> <p>その他：燃料棒加工室では核燃料物質の取扱いは行っていなかった。</p> <p>【評価結果】 初期境界評価の結果は次のとおり。 事業（変更）許可における設計基準事故か：No 安全機能は喪失したか：Yes 事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：Yes 以上の結果、「SERPで評価」と判断した。</p>	<p><u>8. 燃料棒加工室の負圧異常</u></p> <p>【事例概要】 燃料棒加工室の負圧警報検査を実施した。</p> <p>検査前：燃料棒加工室の圧力の異常を模擬し、負圧警報の発報を確認するため、給気ダクトの可変バルブを固定した。（圧力異常時に給気ダクトの可変バルブを閉じるインターロックが働き圧力の異常を模擬できないため）</p> <p>検査後：給気ダクトの可変バルブの固定を解除したところ、燃料棒加工室の負圧警報が発報した。</p> <p>原因：給気ダクトの可変バルブを最大開の状態に固定したため、復旧時に燃料棒加工室への給気流量が過大となり、負圧が維持できなくなった。</p> <p>その他：燃料棒加工室では核燃料物質の取扱いは行っていなかった。</p> <p>【評価結果】 初期境界評価の結果は次のとおり。 事業（変更）許可における設計基準事故か：No 安全機能は喪失したか：Yes 事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：Yes 以上の結果、「SERPで評価」と判断した。</p>	<p>記載の適正化</p>
<p><u>2. 該当使用施設におけるスクリーニング手順の適用</u></p> <p><u>添付2に示す該当使用施設における検査指摘事項のスクリーニング手順を策定するに当たり、過去事例及び仮想事例に本スクリーニング手順を適用した結果を以下に示す。なお、本適用結果はあくまで参考であり、過去事例及び仮想事例と類似の事象が発生した場合においても、事象発生時の施設の状況を踏まえて初期境界評価を実施する必要がある。</u></p> <p><u>① グローブボックスにおけるバッグアウト作業中に発生した核燃料物質のグローブボックス外（作業室内）への飛散</u></p> <p>【事例概要】 <u>使用施設の粉末調整室において、核燃料物質を収納した貯蔵容器を梱包する樹脂製の袋（二重）の交換作業において、袋の表面から汚染が検出されるとともに、粉末調整室のα線用空気モニタが吹鳴した。</u></p>	<p>(新設)</p>	<p>該当使用施設の初期境界評価を追加</p>

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：Yes

許可等の事故の公衆の被ばく線量の評価値が判断基準を超えるか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

② プールにおける集合体破損

【事例概要】

貯蔵施設において、使用済みの燃料集合体を取り扱っていた際、誤って落下させ、複数の燃料棒を破損させてしまった。

使用済みの燃料集合体の落下後、サービスエリアに設置されたエリアモニタの線量が上昇し、警報が発報した。運転員は、サービスエリア排気系統の運転を停止したが、風下方向にあるモニタリングポストの線量は、通常時のバックグラウンドレベル約 50[nGy/h]に対して、一時的に約 200[nGy/h]まで上昇した。

その後の調査で、放出された主な放射性物質は、解析によってクリプトン-85 であると評価された。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

放射性物質の閉じ込めに関して、気体の放射性物質の放出が確認されており、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

③ 硝酸ウラニルの配管からの漏えい

【事例概要】

使用施設において、配管から硝酸ウラニル溶液が僅かに漏えいしたことが確認された。当該配管は、2 つの部屋を繋ぐ配管であり、その配管部と下の漏えい受け皿に硝酸ウラニルが漏えいした痕跡が確認された。

使用者は当該区域への立入りを制限した上で、漏えい拡散範囲が漏えい部位とその真下に限定されることを確認した。また、追加の調査によって、漏えいした硝酸ウラニル溶液が雨水溝へ流入しなかったことを確認した。

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：No

周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか：Yes

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

④ 低放射性グローブボックス内の火災事象

【事例概要】

使用施設に設置されている低放射性グローブボックス（以下「GB」という。）内部の廃棄物整理作業実施中、GB内にある可燃性固体廃棄物を内包したポリ塩化ビニル製のバッグ内から煙が出ていることを作業員が発見した。作業員は状況を確認し、煙が多くなってきたことから粉末消火剤（GB内に設置）を準備していたところ、当該容器内から出火した。作業員は直ちに公設消防等に通報するととも

に、粉末消火剤を使用し消火を行ったところ、一旦、火は消えたがその後、再び火が出たため、G B火災用の炭酸ガス消火器（G B外に設置）のノズル部をグローブに差し込み、G B内に炭酸ガスを噴霧し消火を行った。当該消火器による消火は2度行われ、その後、更なる安全対策として純水による消火（冷却消火）を行った。

本事象で焼損したのは、廃棄物容器及び内容物のみで、核燃料物質が入った密封容器及びG B本体に影響はなかった。

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：No

周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか：Yes

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑤ グローブボックス内における有機溶媒火災

【事例概要】

固体状のプルトニウムを使用するグローブボックス内において、再処理プロセスに関する研究開発に係る試験を実施していた。試験試料の調製等の作業において試験試料を加熱していたところ、加熱装置の電源断の失念により温度が異常に上昇してしまい有機溶媒の引火による火災が発生した。

使用していた有機溶媒は、当該グローブボックスで実施している再処理プロセス試験において抽出剤の希釈液として用いていたn-ドデカン（引火性液体：引火点約74℃）であり、試験試料調製作業において誤って当該有機溶媒（300mL程度）を加熱したこと、また、加熱装置の温度上昇に伴って有機溶媒が引火点を越えた状態において、電源コードの一部（破断しかけていたことに気付かずに使用していた）からスパークが発生し、火花が当該有機溶媒中に飛散したことにより発火したものである。

当該有機溶媒の発火は、グローブボックス内の可燃性資器材等に延焼し、グローブボックスのグローブが破損した。有機溶媒中には核燃料物質は含まれていなかったが、火災が発生したグローブボックスで取り扱っていたプルトニウムがグローブボックスから室内に漏れいし、建家排気系統への移行に進展した。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：Yes

許可等の事故の公衆の被ばく線量の評価値が判断基準を超えるか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑥ 焼却炉外での火災

【事例概要】

放射性廃棄物処理施設の焼却設備は、使用施設で発生した低レベル放射性廃棄物のうち焼却可能なものを受け入れ、焼却処理を行なっている。本来の手順では、まず焼却炉に繋がる廃棄物投入口（エアロック部）の頂部の蓋を開いて廃棄物容器を投入し、次に頂部の蓋を閉じ、さらに投入口の底部にある2枚合わせの保護扉とそのすぐ下の断熱シールドを開いて、廃棄物容器を焼却炉の中に導き入れるようになっている。

2つの廃棄物容器を重ねて投入した後、断熱シールドと1枚の保護扉は開いたが、もう1枚の保護扉が材料劣化により開かなかったため、これらの廃棄物容器は問題の保護扉の上に引っ掛かったまま

投入口の中に留まり焼却炉の中に入らなかった。作業員は、5分後に廃棄物容器が引っ掛かったままであることに気付かずに、手動操作で断熱シールドを閉じた。焼却炉の燃焼によって問題の保護扉が加熱されると、これと接していた廃棄物容器のうちの下の1つが発火し、さらに投入口の温度が上昇した。

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：No

周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか：Yes

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑦ 小型焼結炉における過加熱防止機能に係る温度計の故障

【事例概要】

グローブボックス内に設置される小型焼結炉の事業者検査において、過加熱防止のインターロック試験が模擬信号を用いて行われていた。当該インターロックの検出端にあたる温度計の保守管理状況を確認したところ、施設管理実施計画において年1回の点検を行うこととなっていたが、実際は数年間にわたり点検されていないことが確認された。本件を踏まえた事業者の調査により、温度計は故障しており、過加熱防止のインターロックは小型焼結炉内の温度が設定温度になった場合に作動しない状態にあったことが確認された。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：Yes

許可等の事故の公衆の被ばく線量の評価値が判断基準を超えるか：Yes

許可等における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑧ 気体排気設備の排風機停止

【事例概要】

セル排気設備の電気部品の故障により当該セルの排風機が停止し、セルの負圧維持が出来なくなった。隣接するセルの排気設備は正常であったことから、隣接するセルとの開口部を開放し、当該セルの負圧を隣接セルの負圧により維持したが、一時的に当該セルの負圧維持が出来なかった。

なお、本事象に伴う放射性物質の環境への放出はなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

許可等の事故の評価条件に該当するものか：No

周辺監視区域境界付近の監視設備の測定値が平常の変動幅の範囲内であるか：Yes

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

⑨ スラッジを封入したドラム缶の不適切な管理（核的制限値からの逸脱）

【事例概要】

廃棄物建屋で、使用を停止した区域の清掃作業を行っていたところ、3体の廃棄物容器（ドラム缶）が残っていたことを発見した。当該ドラム缶の中には、複数のスラッジ回収容器が封入されていたが、

廃棄体に表示する識別がなされておらず、廃棄物の管理記録に記録がなかった。

当該ドラム缶の内容物の核種分析を行った結果、スラッジ回収容器に濃縮ウラン（最大濃縮度 5%でウラン重量で約 3kg）が含まれていたことが判明した。保安規定において、スラッジを含むドラム缶については、最大取扱ウラン量（核的制限値：20 リットルドラム缶あたり 2kg・U）未満で取り扱うことを定めていたが、当該ドラム缶については容器出納簿の記録から漏れていたため、ウラン量を適切に管理できていなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

臨界の発生防止に関して、核的制限値を逸脱していることが確認されており、本スクリーニング手順に関わらず、「SERP による評価」が選択され、SERP において評価する。

表 1 ウラン加工施設におけるスクリーニング手順の適用事例の一覧

事例番号	事例の概要	事例の分類							その他 (電源喪失)
		漏えい			火災・爆発		閉じ込め（負圧）の異常		
		ウラン粉末の漏えい	固体廃棄物の漏えい	液体廃棄物の漏えい	焼結炉などの管理区域内の爆発	管理区域内の火災	設備内の負圧異常	室内の負圧異常	
①	配管点検口からのウラン粉末の室内漏えい	○							
②	焼結炉の過加熱防止インターロックの作動				○				
③	放射性廃棄物入りドラム缶からの漏えい		○						
④	フードボックスの負圧異常（局所排気系統の排風機停止）						○		
⑤	補助建屋（管理区域外）における火災								○
⑥	排風機電源ケーブルの焦げ跡					○			
⑦	廃水処理室内におけるシンダ洗浄後の廃水の漏えい			○					
⑧	燃料棒加工室の負圧異常							○	

(新設)

表 2 該当使用施設におけるスクリーニング手順の適用事例の一覧

事例番号	事例の概要	事例の分類								その他
		漏えい			火災・爆発				排風機停止	
		容器などからの漏えい	燃料棒などの損傷	溶液の配管等からの漏えい	セル・GB内の火災	有機溶媒火災	その他火災	焼結炉などの爆発		
①	グローブボックス外における核燃料物質の飛散	○								
②	プールにおける燃料集合体の破損		○							
③	配管からの硝酸ウラニル溶液の漏えい			○						
④	グローブボックス内における放射性固体廃棄物からの発煙				○					
⑤	グローブボックス内における有機溶媒火災					○				
⑥	焼却炉の外での火災						○			
⑦	小型焼結炉における加熱防止機能に係る温度計の故障							○		
⑧	セル負圧異常（セル排気設備の排風機停止）								○	
⑨	スラッジを封入したドラム缶の不適切な管理									○

(新設)

記載の適正化（該当使用施設の初期境界評価を追加併せて変更）

該当使用施設の初期境界評価に関する内容を追加

核物質防護に係る重要度評価に関するガイド
(新旧対照表)

添付1 検査指摘事項の初期評価

1 個別事項の重要度評価の対象となる入口条件
(略)

2 検査指摘事項の簡易評価シートの作成及び初期評価

(1) 検査指摘事項の簡易評価シート(表1)の作成

スクリーニングガイドを踏まえて、以下の事項を記入した検査指摘事項の簡易評価シートを作成する。なお、ステップ1のスクリーニングの結果、パフォーマンス劣化がないと判断した検査気付き事項については作成の必要はない。

①～⑦ (略)

⑧ 確認したパフォーマンス劣化について、3つのボックスに記載された観点から整理を行い、該当するものがあれば該当するボックスをチェックするとともに、チェックした理由又はチェックしなかった理由を所見として記載する。チェックが1つでもあれば、検査指摘事項該当の有無の欄に「有り」と記載する。チェックするものがなければ「なし」と記載する。

⑨ (略)

(2) 初期評価
(略)

添付1 検査指摘事項の初期評価

1 個別事項の重要度評価の対象となる入口条件
(略)

2 検査指摘事項の簡易評価シートの作成及び初期評価

(1) 検査指摘事項の簡易評価シート(表1)の作成

スクリーニングガイドを踏まえて、以下の事項を記入した検査指摘事項の簡易評価シートを作成する。なお、ステップ1のスクリーニングの結果、パフォーマンス劣化がないと判断した検査気付き事項については作成の必要はない。

①～⑦ (略)

⑧ 確認したパフォーマンス劣化について、4つのボックスに記載された観点から整理を行い、該当するものがあれば該当するボックスをチェックするとともに、チェックした理由又はチェックしなかった理由を所見として記載する。チェックが1つでもあれば、検査指摘事項該当の有無の欄に「有り」と記載する。チェックするものがなければ「なし」と記載する。

⑨ (略)

(2) 初期評価
(略)

記載の適正化(表1-検査指摘事項の簡易評価シートとの整合性をとるため)

表1－検査指摘事項の簡易評価シート

	記載年月日	
	施設名	
	結果	
件名		
検査気付き事項を認知した日時及び状況		
検査気付き事項の概要		
検査気付き事項に係る該当基準		
パフォーマンス劣化があると判断した理由		
事業者の見解		
検査指摘事項該当の有・無（ ）		
<p>1. 検査指摘事項に該当すると判断した理由</p> <p><input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は、核物質防護の目的に悪影響を及ぼしたか</p> <p><input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は、核物質防護のために必要な設備及び装置の機能の一部が喪失する等の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</p> <p><input type="checkbox"/> 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、もっと核物質防護上重大な問題をもたらす可能性があるか</p> <p>(削る)</p> <p>2. 所見</p>		

表2－重要度評価の附属書の選定ルート

(略)

表1－検査指摘事項の簡易評価シート

	記載年月日	
	施設名	
	結果	
件名		
検査気付き事項を認知した日時及び状況		
検査気付き事項の概要		
検査気付き事項に係る該当基準		
パフォーマンス劣化があると判断した理由		
事業者の見解		
検査指摘事項該当の有・無（ ）		
<p>1. 検査指摘事項に該当すると判断した理由</p> <p><input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は、核物質防護の目的に悪影響を及ぼしたか</p> <p><input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は、核物質防護のために必要な設備及び装置の機能の一部が喪失する等の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</p> <p><input type="checkbox"/> 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、もっと核物質防護上重大な問題をもたらす可能性があるか</p> <p><input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は安全実績指標（P I）に関係し、その安全実績指標（P I）のしきい値を超える原因となるものか</p> <p>2. 所見</p>		

表2－重要度評価の附属書の選定ルート

(略)

記載の適正化（検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド（GI0008）との整合性をとるため）

添付3 重要度評価の申立て制度

1 目的

(略)

2 申立ての前提

(略)

3 申立ての要件

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

- (1)原子力規制庁による重要度評価等のプロセスが、「[GI0012](#) 核物質防護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)施設の設定・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度等評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。
- (3)事業者が意見陳述の時点で整理が間に合わなかった新しい情報がある場合。ただし、新しい情報については、以下のいずれにも該当する場合に考慮される。
 - a. 意見陳述の際に事業者から追加的な新たな情報を整理していることが表明されている
 - b. 新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすことが明らかである
 - c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある

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

4 申立てに対する判定会合

(略)

5 申立て手順

(略)

添付3 重要度評価の申立て制度

1 目的

(略)

2 申立ての前提

(略)

3 申立ての要件

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

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

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

4 申立てに対する判定会合

(略)

5 申立て手順

(略)

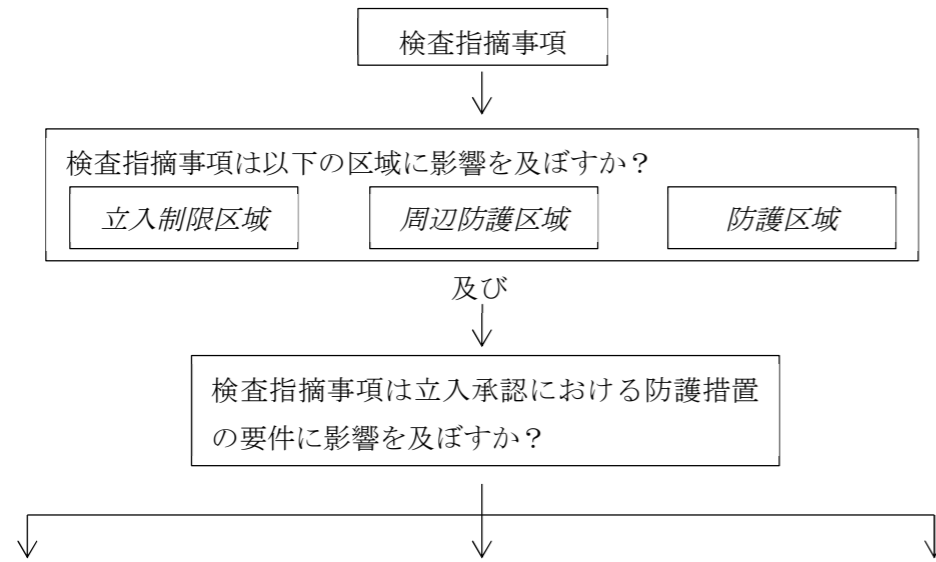
記載の適正化（誤記）

防護措置に関する重要度評価ガイド

○防護措置に関する重要度評価プロセス

1. ～ 6. (略)

図 1 - 立入承認



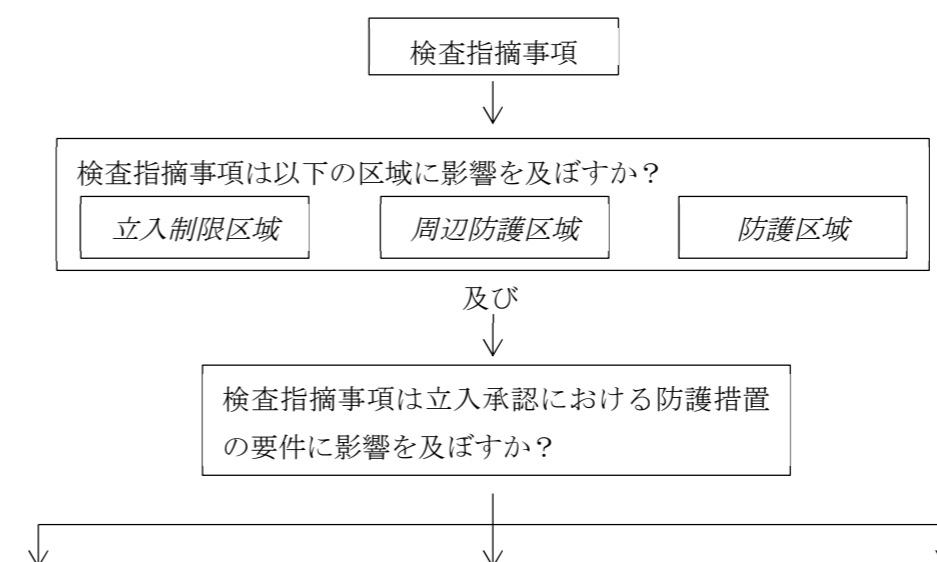
Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 個人の信頼性確認 個人の信頼性確認に係る判断基準 <u>妨害破壊行為等の脅威への対応</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 個人の信頼性確認 個人の信頼性確認に係る判断基準 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 <u>妨害破壊行為等の脅威への対応</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 個人の信頼性確認 個人の信頼性確認に係る結果の通知及び苦情の申出手続 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 <u>妨害破壊行為等の脅威への対応</u>

防護措置に関する重要度評価ガイド

○防護措置に関する重要度評価プロセス

1. ～ 6. (略)

図 1 - 立入承認

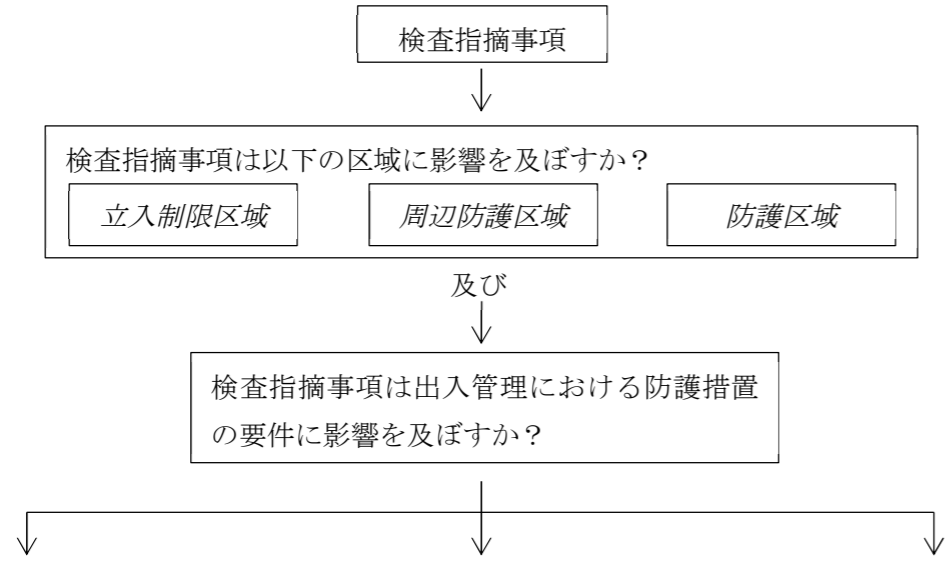


Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 個人の信頼性確認 個人の信頼性確認に係る判断基準 (新設) 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 個人の信頼性確認 個人の信頼性確認に係る判断基準 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 (新設) 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 個人の信頼性確認 個人の信頼性確認に係る結果の通知及び苦情の申出手続 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 (新設)

記載の適正化

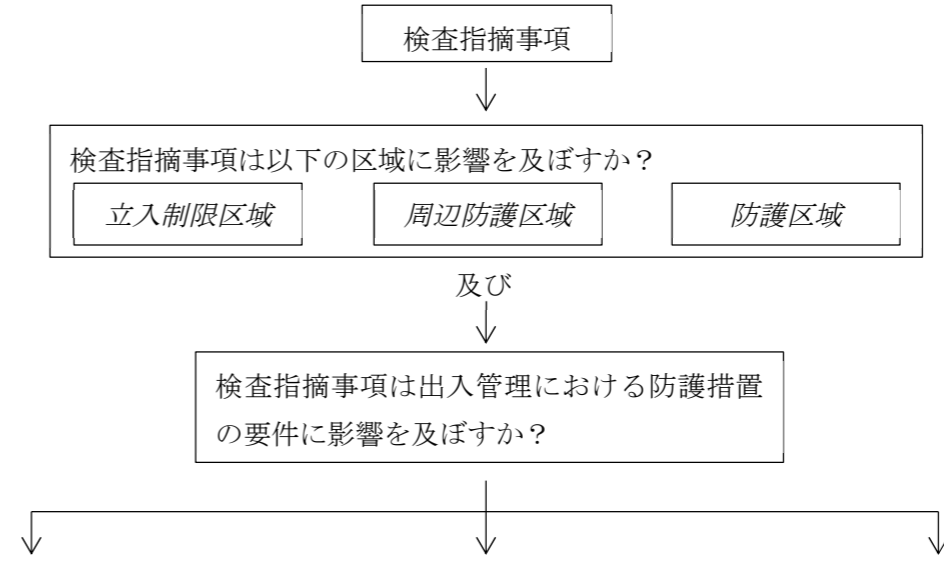
記載の適正化

図2 - 出入管理



Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 中央制御室外停止装置設置区域における一時立入者の監督 防護区域外防護対象枢要設備設置区域における一時立入者の監督 見張人の詰所での一時立入者の監督 監視所での一時立入者の監督 防護区域への車両の立入り 周辺防護区域及び立入制限区域への車両の立入り 防護区域等の出入口の措置 妨害破壊行為等の脅威への対応 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域への車両の立入り 周辺防護区域及び立入制限区域への車両の立入り 駐車場の設置 当該駐車場の外に駐車することが特に必要な車両 防護区域等の出入口の措置 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 妨害破壊行為等の脅威への対応 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 防護区域内防護対象枢要設備の柵等の中の作業又は巡視 周辺防護区域及び立入制限区域への車両の立入り 駐車場の設置 当該駐車場の外に駐車することが特に必要な車両 防護区域等の出入口の措置 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 検査指摘事項 妨害破壊行為等の脅威への対応

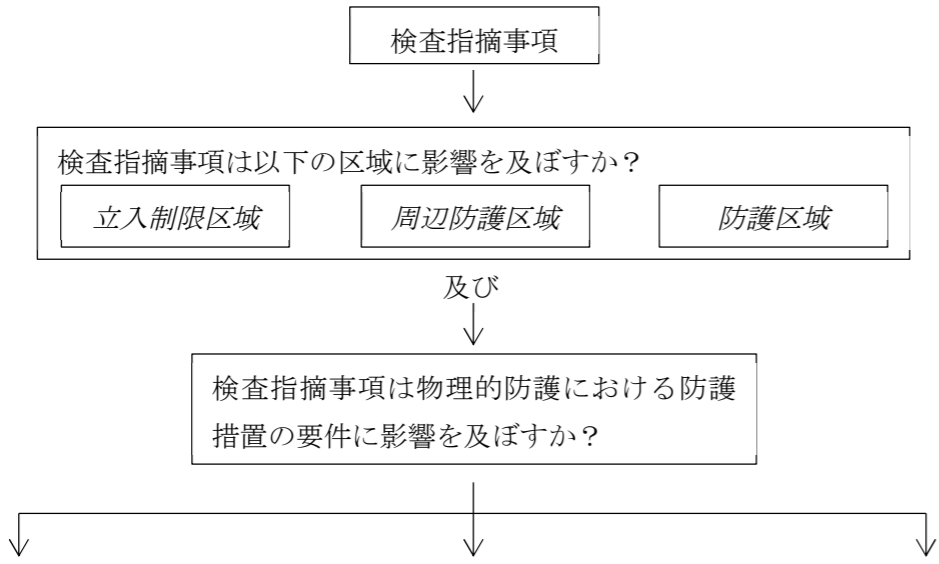
図2 - 出入管理



Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 中央制御室外停止装置における一時立入者の監督 防護区域外防護対象枢要設備における一時立入者の監督 見張人の詰所での一時立入者の監督 監視所での一時立入者の監督 防護区域への車両の立入り 周辺防護区域及び立入制限区域への車両の立入り 防護区域等の出入口の措置 (新設) 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域への車両の立入り 周辺防護区域及び立入制限区域への車両の立入り 駐車場の設置 当該駐車場の外に駐車することが特に必要な車両 防護区域等の出入口の措置 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 (新設) 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域等への人の立入り 防護区域内防護対象枢要設備の柵等の中の作業又は巡視 周辺防護区域及び立入制限区域への車両の立入り 駐車場の設置 当該駐車場の外に駐車することが特に必要な車両 防護区域等の出入口の措置 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 検査指摘事項 (新設)

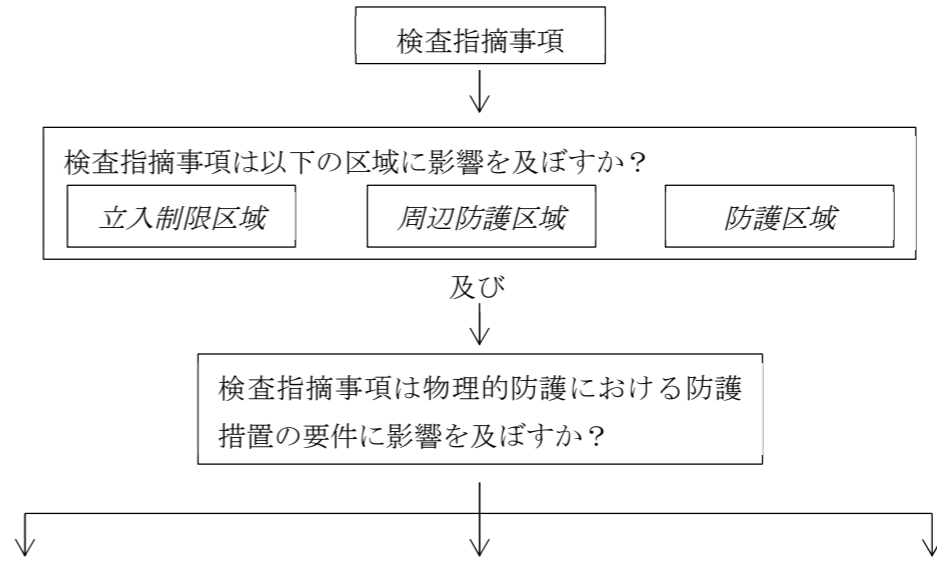
記載の適正化
 記載の適正化
 記載の適正化
 記載の適正化
 記載の適正化
 記載の適正化
 記載の適正化

図3－物理的防護



Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 防護区域の設定 周辺防護区域の設定 立入制限区域の設定 特定核燃料物質を収納する容器の施錠及び封印 監視装置の設置 出入口における鍵の管理 中央制御室及び緊急時制御室の壁 中央制御室及び緊急時制御室の扉 中央制御室外停止装置の設置 <u>部屋の壁</u>その他の障壁 防護区域内防護対象枢要設備の<u>周囲への柵等</u>の設置 <u>防護区域内防護対象枢要設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域の設定 周辺防護区域の設定 立入制限区域の設定 防護区域等の巡視 特定核燃料物質の輸送に関する関係機関への事前通知 出入口における鍵の複製困難化 <u>出入口の鍵及び錠に不審点が認められた場合の鍵及び錠の取替え等</u> 出入口における鍵の管理 防護設備の点検及び保守 見張人の詰所 監視所 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域の設定 周辺防護区域の設定 立入制限区域の設定 防護区域等の巡視 特定核燃料物質の輸送に関する関係機関への事前通知 出入口における鍵の管理 中央制御室外停止装置の設置 <u>部屋の壁</u>その他の障壁 防護設備の点検及び保守 見張人の詰所 見張人の詰所における連絡手段 監視所の連絡手段 教育及び訓練

図3－物理的防護

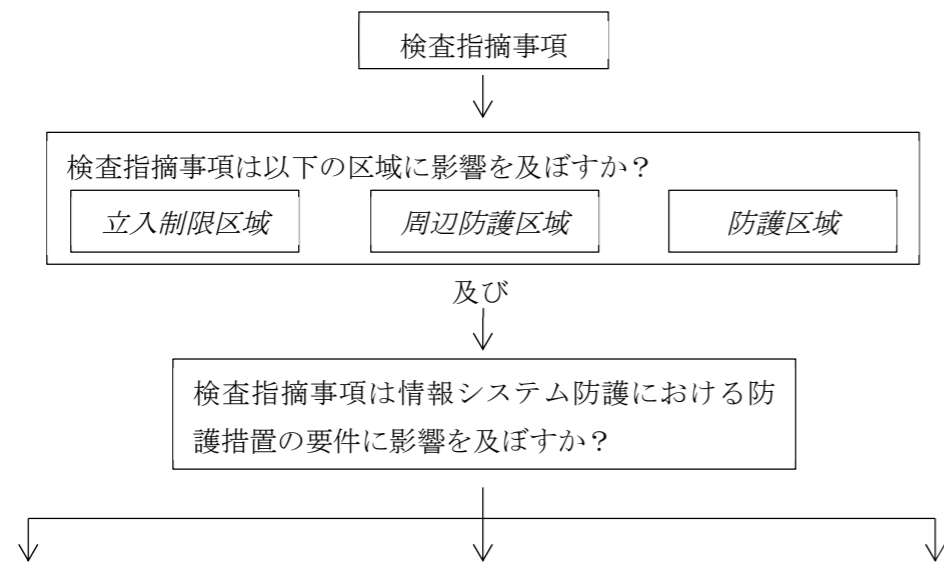


Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 防護区域の設定 周辺防護区域の設定 立入制限区域の設定 特定核燃料物質を収納する容器の施錠及び封印 監視装置の設置 出入口における鍵の管理 中央制御室及び緊急時制御室の壁 中央制御室及び緊急時制御室の扉 中央制御室外停止装置の壁 <u>壁</u>その他の障壁 防護区域内防護対象枢要設備の<u>柵等</u>の設置 <u>防護区域内防護対象枢要設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域の設定 周辺防護区域の設定 立入制限区域の設定 防護区域等の巡視 特定核燃料物質の輸送に関する関係機関への事前通知 出入口における鍵の複製困難化 <u>出入口における不審点が認められた場合の鍵の取替等</u> 出入口における鍵の管理 防護設備の点検及び保守 見張人の詰所 見張人の詰所における連絡手段 監視所 	<ul style="list-style-type: none"> 防護区域の設定 周辺防護区域の設定 立入制限区域の設定 防護区域等の巡視 特定核燃料物質の輸送に関する関係機関への事前通知 出入口における鍵の管理 中央制御室外停止装置の壁 <u>壁</u>その他の障壁 防護設備の点検及び保守 見張人の詰所 見張人の詰所における連絡手段 監視所の連絡手段 教育及び訓練

記載の適正化
記載の適正化
記載の適正化
記載の適正化

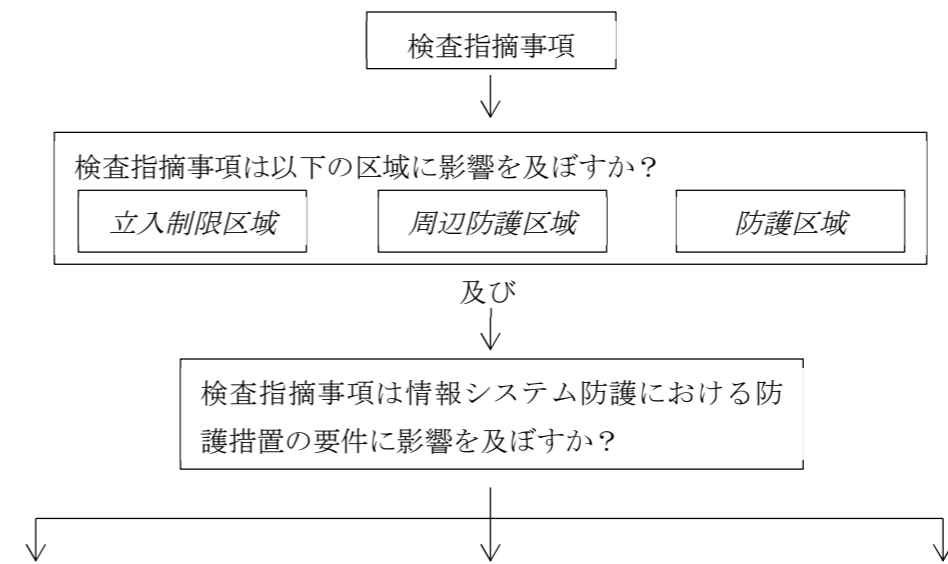
<ul style="list-style-type: none"> の<u>周辺</u>における容易に人の侵入を確認できる設備又は装置 防護区域等の巡視 防護区域内防護対象枢要設備の<u>周囲の柵等</u>の中の作業又は巡視 防護区域外防護対象枢要設備の<u>周囲の障壁</u>の中の作業又は巡視 <u>特定重大事故等対処施設を設置した防護区域内</u>の作業又は巡視 防護区域外防護対象枢要設備の<u>周囲の壁</u>その他の障壁 特定重大事故等対処施設の防護区域内への設置 非常用電源設備及び無停電電源装置の設置 見張人の詰所 見張人の詰所における連絡手段 特定核燃料物質を収納する容器に係る措置 (外運搬規則[※] <u>第15条及び第16条</u>) 妨害破壊行為等の脅威への対応 性能試験の実施及び核物質防護システム全体の有効性評価 	<ul style="list-style-type: none"> 監視所の連絡手段 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 <u>妨害破壊行為等の脅威への対応</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 定期的な評価及び必要な改善 <u>妨害破壊行為等の脅威への対応</u> 	<p>における容易に人の侵入を確認できる設備又は装置</p> <ul style="list-style-type: none"> 防護区域等の巡視 防護区域内防護対象枢要設備の<u>柵等</u>の中の作業又は巡視 防護区域外防護対象枢要設備の<u>障壁</u>の中の作業又は巡視 <u>特定重大事故等対処施設内</u>の作業又は巡視 防護区域外防護対象枢要設備の<u>壁</u>その他の障壁 特定重大事故等対処施設の防護区域内への設置 非常用電源設備及び無停電電源装置の設置 見張人の詰所 見張人の詰所における連絡手段 特定核燃料物質を収納する容器に係る措置 (外運搬規則[※] <u>第15条</u>) 妨害破壊行為等の脅威への対応 性能試験の実施及び核物質防護システム全体の有効性評価 	<ul style="list-style-type: none"> 監視所の連絡手段 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 (新設) 	<ul style="list-style-type: none"> 定期的な評価及び必要な改善 (新設) 	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
<p>※ (略)</p>			<p>※ (略)</p>			

図4-情報システム防護



Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 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 <u>・ 妨害破壊行為等の脅威への対応</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 情報システムセキュリティ計画の作成 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 <u>・ 妨害破壊行為等の脅威への対応</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 <u>・ 妨害破壊行為等の脅威への対応</u>

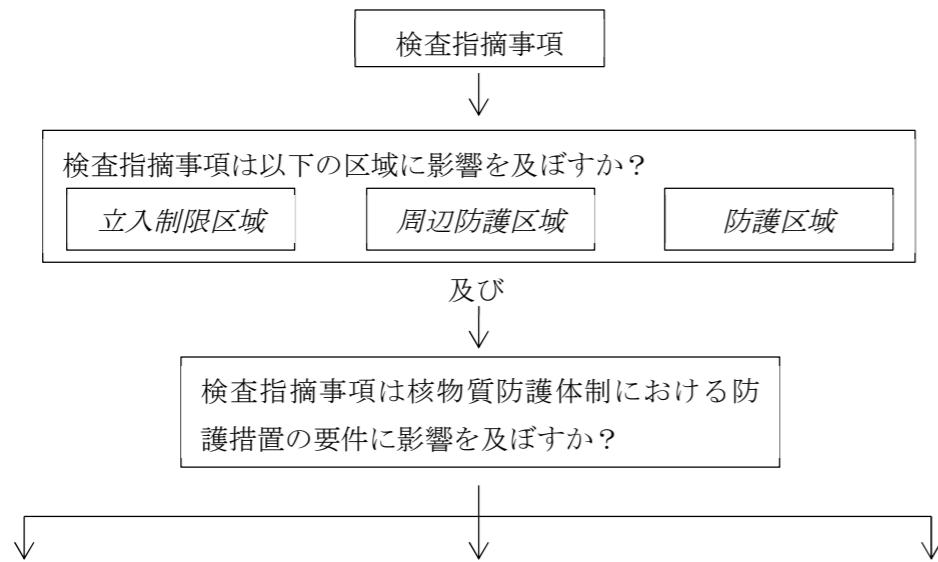
図4-情報システム防護



Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 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 (新設) 	<ul style="list-style-type: none"> 情報システムセキュリティ計画の作成 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 (新設) 	<ul style="list-style-type: none"> 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 (新設)

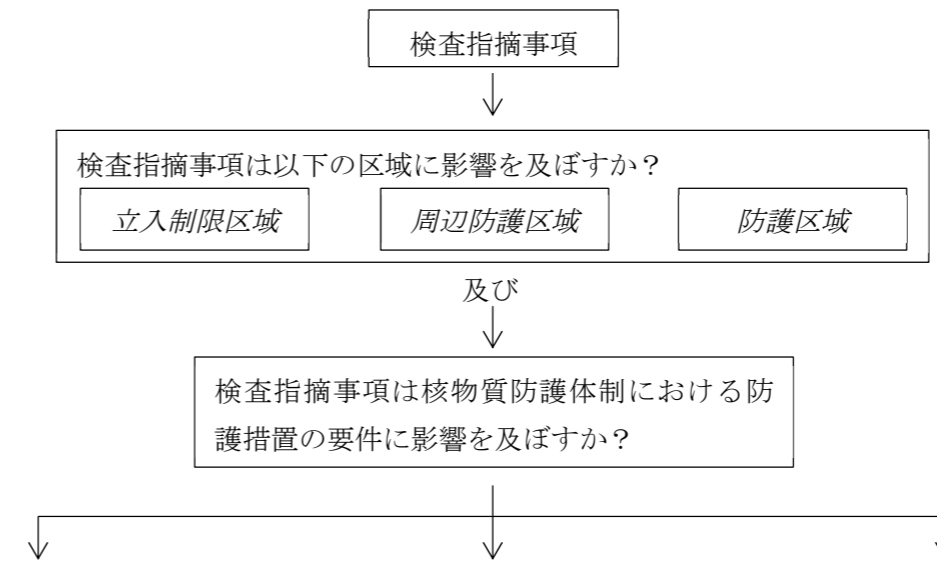
記載の適正化
記載の適正化
記載の適正化

図5－核物質防護体制



Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 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 ・ <u>妨害破壊行為等の脅威への対応</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対応計画の作成 緊急時対応計画における留意事項 法令遵守及び核セキュリティ文化醸成の体制 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 ・ <u>妨害破壊行為等の脅威への対応</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対応計画の作成 緊急時対応計画における留意事項 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 ・ <u>妨害破壊行為等の脅威への対応</u>

図5－核物質防護体制



Tier I	Tier II	Tier III
<ul style="list-style-type: none"> 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 (新設) 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対応計画の作成 緊急時対応計画における留意事項 法令遵守及び核セキュリティ文化醸成の体制 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 (新設) 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対応計画の作成 緊急時対応計画における留意事項 教育及び訓練 定期的な評価及び必要な改善 (新設)

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0008_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>2 適用範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>3 用語の定義・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>4 スクリーニングの手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・2</p> <p>添付1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）・・・・・・7</p> <p>添付1-2 監視領域（小分類）の目的と属性（試験研究用等原子炉施設）・・・・・・11</p> <p>添付1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）・・・・・・17</p> <p>添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）・・・・・・21</p> <p>添付1-5 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付1-<u>9</u>に係るものを除く））・・25</p> <p>添付1-6 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）・・・・・・29</p> <p>添付1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）・・・・・・32</p> <p>添付1-8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）・・・・・・35</p> <p>添付1-9 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）・・・・・・38</p> <p>添付1-10 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）・・・・・・40</p> <p>(削る)</p> <p><u>附属書1 軽微事例集（発電用原子炉施設）</u></p> <p><u>附属書2 軽微事例集（核燃料施設等）</u></p>	<p style="text-align: center;">検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0008_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>2 適用範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>3 用語の定義・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1</p> <p>4 スクリーニングの手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・2</p> <p>添付1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）・・・・・・7</p> <p>添付1-2 監視領域（小分類）の目的と属性（試験研究用等原子炉施設）・・・・・・11</p> <p>添付1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）・・・・・・17</p> <p>添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）・・・・・・21</p> <p>添付1-5 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付1-<u>10</u>に係るものを除く））・・25</p> <p>添付1-6 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）・・・・・・29</p> <p>添付1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）・・・・・・32</p> <p>添付1-8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）・・・・・・35</p> <p>添付1-9 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）・・・・・・38</p> <p>添付1-10 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）・・・・・・40</p> <p><u>参考資料 軽微事例集</u>・・・・・・・・・・・・・・・・・・41</p> <p>(新設)</p> <p>(新設)</p>	<p>記載の適正化（誤記修正）</p> <p>参考資料であったNRCの軽微事例集の削除</p> <p>国内実績に基づく軽微事例集を附属書の新設</p>

<p>1 目的 (略)</p> <p>2 適用範囲 (略)</p> <p>3 用語の定義</p> <p>① 検査指摘事項 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の活動状況の監視（＝検査）により、事業者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動（以下「安全活動」という。）について、その目的が十分に達成されておらず、原子力安全又は核物質防護の維持に影響を与えていることが確認された事項。</p> <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。）</p> <p>③ 機能劣化 <u>原子力安全又は核物質防護</u>を維持、確保する機能に関わる設備やシステム等の状況が管理値を下回っている状態。 管理値とは、事業者が安全な状況を維持していく上で設定しているものであり、一般的に規制要求を満足しているかどうかを判断する上で、許認可等で確認されている値（設計確認値）から余裕をもって設定されているものをいう。そのため、機能劣化がある場合においても、必ずしも規制要求を満足していないわけではない。 また、対象となる状況としては、設備等の性能（容量、出力等）だけでなく、設備等の性能を発揮させるための運転員の操作が確実に行われるための要員が確保されているか、確実に操作されるよう手順等が明確にされているか等の運用上の体制も含むものである。</p> <p>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。</p> <p>4 スクリーニングの手順 原子力検査官は、検査気付き事項として懸念される状況において、意図的な不正行為を含む法令違反（法令に基づく規制要求を満足することに失敗している状態）の可能性が考えられる場合は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、担当部門と連携して事実関係等の調査、情報の収集、分析等を行う。なお、意図的な不正行為の有無についての最終的な判断は担当部門が行う。 意図的な不正行為を含む法令違反がない又はその可能性がない場合は、原子力検査官は、パフォーマンス劣化に係る評価及び法令違反に対する規制措置に係る深刻度の評価を並行して検討する。</p>	<p>1 目的 (略)</p> <p>2 適用範囲 (略)</p> <p>3 用語の定義</p> <p>① 検査指摘事項 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の活動状況の監視（＝検査）により、事業者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動（以下「安全活動」という。）について、その目的が十分に達成されておらず、原子力安全又は核物質防護の維持に影響を与えていることが確認された事項。</p> <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。）</p> <p>③ 機能劣化 <u>原子力安全</u>を維持、確保する機能に関わる設備やシステム等の状況が管理値を下回っている状態。 管理値とは、事業者が安全な状況を維持していく上で設定しているものであり、一般的に規制要求を満足しているかどうかを判断する上で、許認可等で確認されている値（設計確認値）から余裕をもって設定されているものをいう。そのため、機能劣化がある場合においても、必ずしも規制要求を満足していないわけではない。 また、対象となる状況としては、設備等の性能（容量、出力等）だけでなく、設備等の性能を発揮させるための運転員の操作が確実に行われるための要員が確保されているか、確実に操作されるよう手順等が明確にされているか等の運用上の体制も含むものである。</p> <p>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。</p> <p>4 スクリーニングの手順 原子力検査官は、検査気付き事項として懸念される状況において、意図的な不正行為を含む法令違反（法令に基づく規制要求を満足することに失敗している状態）の可能性が考えられる場合は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、担当部門と連携して事実関係等の調査、情報の収集、分析等を行う。なお、意図的な不正行為の有無についての最終的な判断は担当部門が行う。 意図的な不正行為を含む法令違反がない又はその可能性がない場合は、原子力検査官は、パフォーマンス劣化に係る評価及び法令違反に対する規制措置に係る深刻度の評価を並行して検討する。</p>	<p>記載の適正化</p>
--	---	---------------

(1) ステップ1：パフォーマンス劣化があるか？

以下の二つの項目のどちらにも該当する場合は、パフォーマンス劣化があると判断する。

- ・原子力安全又は核物質防護を維持し、確保することに関して、事業者が規制要求(保安規定の品質保証計画含む。)又は自主基準を満足することに失敗している状態であるか。
- ・その失敗は合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったか。

検査気付き事項として懸念される状況においてパフォーマンス劣化があるかどうかを判断するに当たっては、原子力検査官は以下の点に留意して調査・分析を行い、パフォーマンス劣化がある場合には、次のステップに進むものとする。なお、パフォーマンス劣化ではないとしても、新知見等として事業者の安全活動の改善が望まれるものについては、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認して、対応を終了する。

- ・検査気付き事項に関連する事業者の活動について、原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図している内容を確認し、その企図に即して実施できているか。また、あらかじめ決められた方法や計画どおりではないにしても、事業者が規制要求を許容可能な方法で満たしているか。
- ・原子力安全又は核物質防護の維持、確保の観点から、事業者が企図している内容が、規制要求に対して十分なものになっているか。この判断に当たっては、論点となる規制要求事項に対する許認可上の取扱い状況を確認し、関連する民間規格等も必要に応じて確認するとともに、必要に応じて原子力規制庁において専門的知見を有する職員から見解を聴取する。
- ・検査気付き事項として懸念される状況は、これまでの経験や知見(共有が図られている他事業者からの情報を含む。)から事業者が予測でき、予防する措置を講ずることができるものであったか、また、その発生は防止すべきものであったか。
- ・発電用原子炉施設に設置される火災感知器は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)の2.2.1(1)②において、消防法施行規則(昭和36年自治省令第6号)第23条第4項に従って設置することが要求されているが、消防法の運用において、実務上、火災予防上支障ないと認められる方法で設置されたものについては、当該審査基準に適合しているものと取り扱うこととしている。詳細は「発電用原子炉施設に設置される火災感知器に係る火災防護審査基準の適用方針(令和4年1月26日令和3年度第62回原子力規制委員会資料3)」参照のこと。

(2) ステップ2：確認されたパフォーマンス劣化は、活動目的を達成し、原子力安全又は核物質防護を維持することに影響を与えているか？

機能劣化の程度を以下の観点から整理し、有意な機能劣化があると判断される場合は、当該パフォーマンス劣化を検査指摘事項として重要度評価のプロセスに移行し、その旨を本庁担当部門に報告する。

具体的には、パフォーマンス劣化が以下の項目のいずれかに該当する場合は検査指摘事項となり、以下の項目のいずれにも該当しない場合は検査指摘事項とならない。

- ・パフォーマンス劣化は、添付1に示す原子力規制検査における監視領域(小分類)の属性の一つに関連付けられ、また、そのパフォーマンス劣化は関連する監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしたか。
- ・パフォーマンス劣化は、事故の防止の機能の一部が喪失する等の原子力安全又は核物質防

(1) ステップ1：パフォーマンス劣化があるか？

以下の二つの項目のどちらにも該当する場合は、パフォーマンス劣化があると判断する。

- ・原子力安全又は核物質防護を維持し、確保することに関して、事業者が規制要求(保安規定の品質保証計画含む。)又は自主基準を満足することに失敗している状態であるか。
- ・その失敗は合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったか。

検査気付き事項として懸念される状況においてパフォーマンス劣化があるかどうかを判断するに当たっては、原子力検査官は以下の点に留意して調査・分析を行い、パフォーマンス劣化がある場合には、次のステップに進むものとする。なお、パフォーマンス劣化ではないとしても、新知見等として事業者の安全活動の改善が望まれるものについては、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認して、対応を終了する。

- ・検査気付き事項に関連する事業者の活動について、原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図している内容を確認し、その企図に即して実施できているか。また、あらかじめ決められた方法や計画どおりではないにしても、事業者が規制要求を許容可能な方法で満たしているか。
- ・原子力安全又は核物質防護の維持、確保の観点から、事業者が企図している内容が、規制要求に対して十分なものになっているか。この判断に当たっては、論点となる規制要求事項に対する許認可上の取扱い状況を確認し、関連する民間規格等も必要に応じて確認するとともに、必要に応じて原子力規制庁において専門的知見を有する職員から見解を聴取する。
- ・検査気付き事項として懸念される状況は、これまでの経験や知見(共有が図られている他事業者からの情報を含む。)から事業者が予測でき、予防する措置を講ずることができるものであったか、また、その発生は防止すべきものであったか。
- ・発電用原子炉施設に設置される火災感知器は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(平成25年6月19日原子力規制委員会決定)の2.2.1(1)②において、消防法施行規則(昭和36年自治省令第6号)第23条第4項に従って設置することが要求されているが、消防法の運用において、実務上、火災予防上支障ないと認められる方法で設置されたものについては、当該審査基準に適合しているものと取り扱うこととしている。詳細は「発電用原子炉施設に設置される火災感知器に係る火災防護審査基準の適用方針(令和4年1月26日令和3年度第62回原子力規制委員会資料3)」参照のこと。

(2) ステップ2：確認されたパフォーマンス劣化は、活動目的を達成し、原子力安全又は核物質防護を維持することに影響を与えているか？

機能劣化の程度を以下の観点から整理し、有意な機能劣化があると判断される場合は、当該パフォーマンス劣化を検査指摘事項として重要度評価のプロセスに移行し、その旨を本庁担当部門に報告する。

具体的には、パフォーマンス劣化が以下の項目のいずれかに該当する場合は検査指摘事項となり、以下の項目のいずれにも該当しない場合は検査指摘事項とならない。

- ・パフォーマンス劣化は、添付1に示す原子力規制検査における監視領域(小分類)の属性の一つに関連付けられ、また、そのパフォーマンス劣化は関連する監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしたか。
- ・パフォーマンス劣化は、事故の防止の機能の一部が喪失する等の原子力安全又は核物質防

<p>護上重大な事象につながる前兆として考えられるか。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>検査指摘事項とならないものであっても、事業者においては是正処置等の観点で対応を検討する必要があることから、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認し、軽微として分類され対応を終了する。当該事案について通常は検査報告書において文書化されるものではなく、基本検査の中で改善措置活動の適切性を見ていくものとする。</p> <p>ただし、軽微であっても、その是正処置が不十分なため、類似の事象が繰り返されている場合は CAP 活動による継続的改善が効果的に実施されていないと判断されることから、検査指摘事項となる場合がある。</p> <p>上述の検討の参考として、原子力規制検査における軽微事例を附属書 1 及び附属書 2 に示す。 附属書の事例は一般的な状況での取扱いを整理したものであって、実際のスクリーニングにおいては、原子力施設等の実態、背景要因及び発生環境、その他の要因を含めて考慮して判断する。</p> <p>上記ステップ 1 及びステップ 2 のスクリーニングに当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。原子力安全又は核物質防護に一義的な責任を有する事業者は、ある検査気付き事項が「パフォーマンス劣化がない」又は「検査指摘事項ではない」と考える場合には、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠に基づき説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には「検査指摘事項である」と判断する。</p> <p>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。</p>	<p>護上重大な事象につながる前兆として考えられるか。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>検査指摘事項とならないものであっても、事業者においては是正処置等の観点で対応を検討する必要があることから、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認し、軽微として分類され対応を終了する。当該事案について通常は検査報告書において文書化されるものではなく、基本検査の中で改善措置活動の適切性を見ていくものとする。</p> <p>ただし、軽微であっても、その是正処置が不十分なため、類似の事象が繰り返されている場合は CAP 活動による継続的改善が効果的に実施されていないと判断されることから、検査指摘事項となる場合がある。</p> <p>上述の検討の参考として、主に、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例 (IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues) から抜粋した事例集を参考資料に示す。 参考資料の事例は一般的な状況での取扱いを整理したものであって、実際のスクリーニングにおいては、原子力施設等の実態、背景要因及び発生環境、その他の要因を含めて考慮して判断する。</p> <p>上記ステップ 1 及びステップ 2 のスクリーニングに当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。原子力安全又は核物質防護に一義的な責任を有する事業者は、ある検査気付き事項が「パフォーマンス劣化がない」又は「検査指摘事項ではない」と考える場合には、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠に基づき説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には「検査指摘事項である」と判断する。</p> <p>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。</p>	<p>附属書の新設に伴う修正</p>
--	--	--------------------

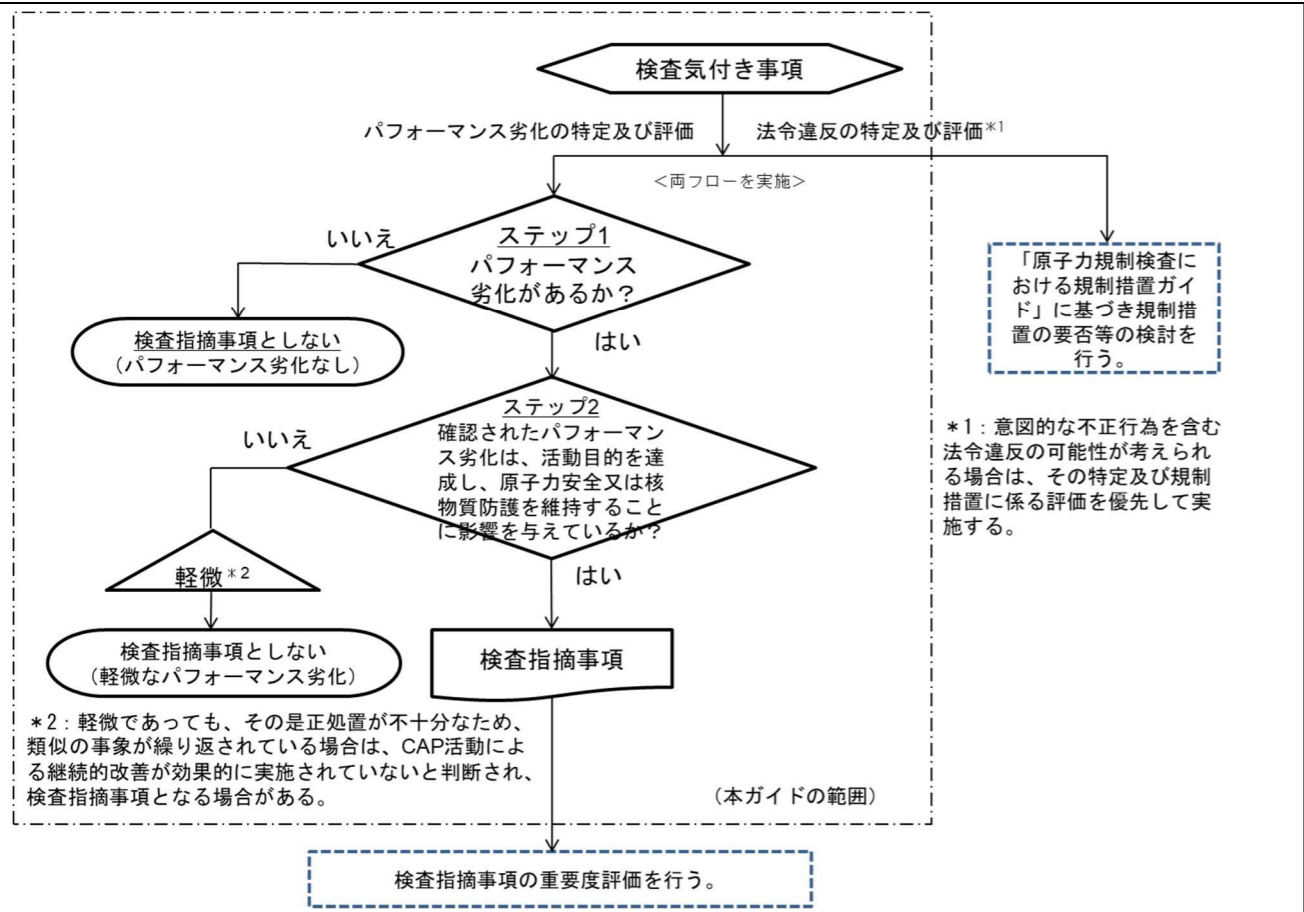


図1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

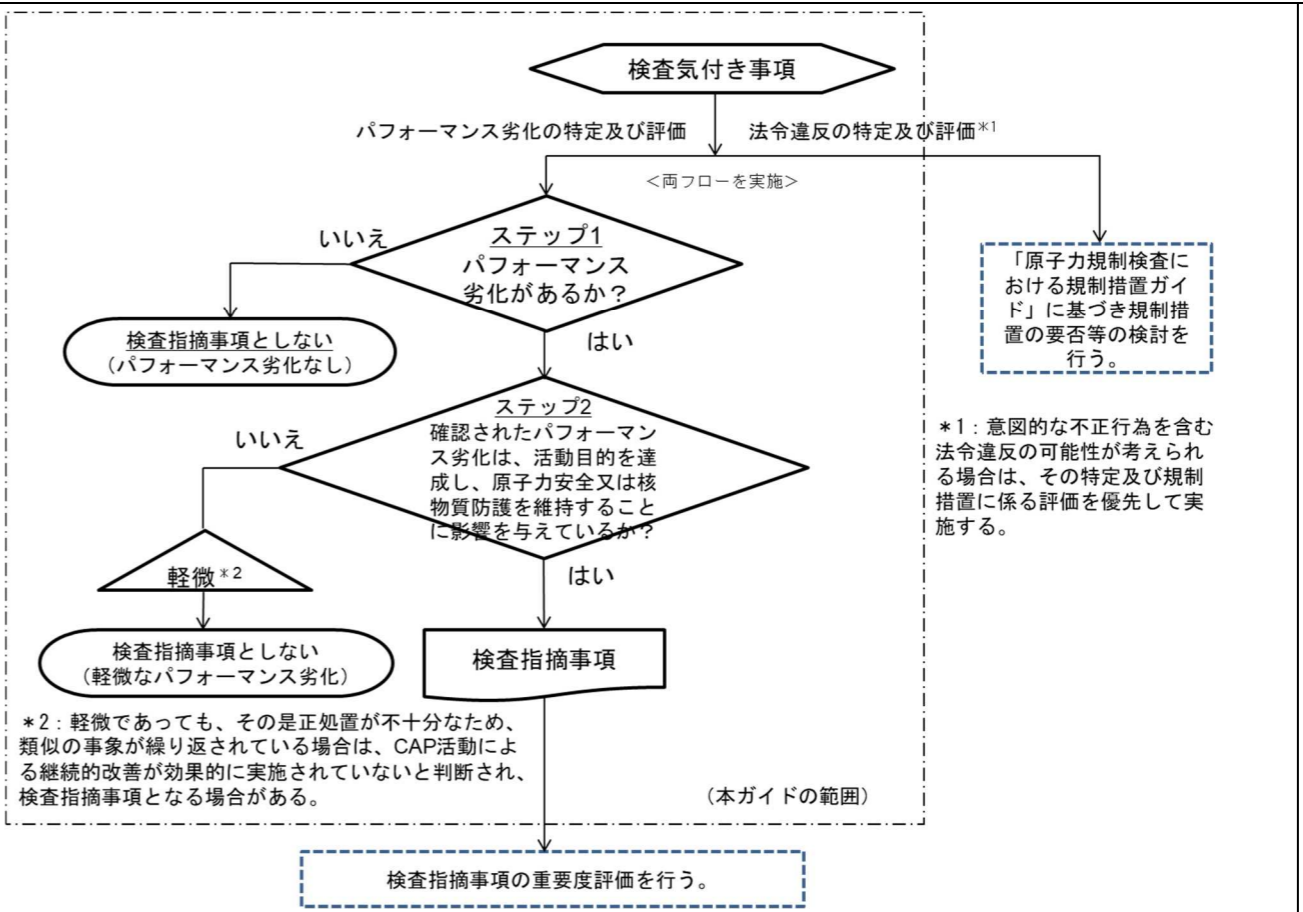


図1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
2	2022/6/16	○運用の明確化 <ul style="list-style-type: none"> ・ 意図的な不正行為を含む法令違反がある場合のスクリーニング手順を明確化 ・ 火災感知器の設置位置は、消防法の運用上認められている措置があることをパフォーマンス劣化判断時に留意するよう追記 ・ 検査指摘事項とするための質問項目を適正化 ○記載の適正化	
<u>3</u>	<u>(改正日)</u>	<u>○参考資料であったNRCの軽微事例集については、国内に適用できない事例があること等から削除</u> <u>○国内実績に基づく軽微事例集を附属書の新設</u> ○記載の適正化	

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
2	2022/6/16	○運用の明確化 <ul style="list-style-type: none"> ・ 意図的な不正行為を含む法令違反がある場合のスクリーニング手順を明確化 ・ 火災感知器の設置位置は、消防法の運用上認められている措置があることをパフォーマンス劣化判断時に留意するよう追記 ・ 検査指摘事項とするための質問項目を適正化 ○記載の適正化	

添付 1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、開閉所作業、送電網の安定性
系統構成管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性（蒸気発生器伝熱管破断、インターフェース・システム LOCA、LOCA（大、中、小）、燃料取替／燃料取扱設備
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果（すなわち、炉心損傷）を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、地震、気象
系統構成管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー（事象後）、ヒューマン・エラー（事象前）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（燃料被覆管、原子炉冷却系及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆管の機能維持）
設計管理	炉物理試験、炉心設計解析（熱的制限、炉心運転制限報告、燃料装荷解析）

添付 1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、開閉所作業、送電網の安定性
系統構成管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性（蒸気発生器伝熱管破断、インターフェース・システム LOCA、LOCA（大、中、小）、燃料取替／燃料取扱設備
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果（すなわち、炉心損傷）を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、地震、気象
系統構成管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー（事象後）、ヒューマン・エラー（事象前）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（燃料被覆管、原子炉冷却系及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆管の機能維持）
設計管理	炉物理試験、炉心設計解析（熱的制限、炉心運転制限報告、燃料装荷解析）

系統構成管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、原子炉制御系）、一次系水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆管のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（異物管理、燃料装荷、炉物理試験、容器組立、水質、原子炉操作）、異物管理ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	プラントの改造
系統構成管理	系統の配置、一次系／二次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、原子炉冷却材圧力バウンダリの動的機器（弁、シーラ）、供用期間中検査の結果
手順書の品質	日常（定期）運転／保守手順書、非常時運転手順書及びそれによって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）運転／保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性、運転性能
系統構成管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	蒸気発生器伝熱管の健全性、インターフェース・システム LOCA の防止、格納容器隔離、SSC 信頼性／動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書（運転、メンテナンス、サーベイランス）
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス
属性	評価領域（制御室と補助建屋－PWR、及び、SGT（非常用ガス処理系）－BWR のみ、の放射性物質バリアの機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性
系統構成管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパー、ファン、シーラ、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス
属性	評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性
系統構成管理	系統の配置

系統構成管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、原子炉制御系）、一次系水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆管のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（異物管理、燃料装荷、炉物理試験、容器組立、水質、原子炉操作）、異物管理ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	プラントの改造
系統構成管理	系統の配置、一次系／二次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、原子炉冷却材圧力バウンダリの動的機器（弁、シーラ）、供用期間中検査の結果
手順書の品質	日常（定期）運転／保守手順書、非常時運転手順書及びそれによって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）運転／保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性、運転性能
系統構成管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	蒸気発生器伝熱管の健全性、インターフェース・システム LOCA の防止、格納容器隔離、SSC 信頼性／動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書（運転、メンテナンス、サーベイランス）
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス
属性	評価領域（制御室と補助建屋－PWR、及び、SGT（非常用ガス処理系）－BWR のみ、の放射性物質バリアの機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性
系統構成管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパー、ファン、シーラ、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス
属性	評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性
系統構成管理	系統の配置

SSCのパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>
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、特定重大事故等対処施設、緊急時対策所及び関連する資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練
<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
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）

<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	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

SSCのパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）運転／保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>
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
<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）

<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	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及び

記載の適正化（設備、資機材の明記）

プロセス	モニタリング（モニタリング及び放射線防護管理）、ALARA 計画（管理目標、測定-予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1-2 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	○当初の設計とプラントの改造 ・過剰な反応度の印加防止機能 （高出力、中出力、低出力）制御棒ストップ機構、相互に独立な複数の系統等 ・炉心の形成機能 （高出力、中出力、低出力）炉心支持構造物、燃料要素等 ・燃料を安全に取り扱う機能 （高出力、中出力、低出力）核燃料取扱設備等 ・冷却材の循環機能 （高出力、中出力、低出力）一次冷却系設備（主循環ポンプ）、中間冷却系等 ・プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。) （高出力、中出力、低出力）反応度制御系、計測制御系等
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成管理	○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性、燃料取替/燃料取扱設備等の発生防止に係る安全機能の性能の維持
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果（すなわち、炉心損傷）を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域

プロセス	モニタリング（モニタリング及び放射線防護管理）、ALARA 計画（管理目標、測定-予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1-2 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	○当初の設計とプラントの改造 ・過剰な反応度の印加防止機能 （高出力、中出力、低出力）制御棒ストップ機構、相互に独立な複数の系統等 ・炉心の形成機能 （高出力、中出力、低出力）炉心支持構造物、燃料要素等 ・燃料を安全に取り扱う機能 （高出力、中出力、低出力）核燃料取扱設備等 ・冷却材の循環機能 （高出力、中出力、低出力）一次冷却系設備（主循環ポンプ）、中間冷却系等 ・プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。) （高出力、中出力、低出力）反応度制御系、計測制御系等
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成管理	○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性、燃料取替/燃料取扱設備等の発生防止に係る安全機能の性能の維持
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果（すなわち、炉心損傷）を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域

記載の適正化

記載の適正化

設計管理	<p>○当初の設計とプラントの改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (高出力、中出力、低出力) 制御棒、スクラム機構、液体制御材、一次冷却材の排水機能等 ・停止後の炉心冷却機能 (高出力、中出力) 崩壊熱除去設備 (補助ポンプ等)、残留熱除去設備等 ・炉心の冷却機能 (高出力、中出力、低出力) 一次冷却系設備、二次冷却設備、ナトリウムを液体の状態に保つ設備、カバーガスを保持する設備等 ・炉心の冠水維持機能 (高出力、中出力) サイフォンブレーカ、冠水維持バウンダリ、ガードベッセル等 ・試料冷却機能 (高出力、中出力) 一次系、試験燃料体の冷却機能等 ・工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生機能 (高出力、中出力、低出力) 安全保護系 (停止系)、工学的安全施設 ・安全設備 (高出力、中出力) 非常用電源設備等 ・(実験設備 (照射ループ設備))保護機能 (高出力、中出力) 安全弁、逃がし弁等 ・事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なものの機能 (高出力、中出力、低出力) 原子炉建屋内放射線モニタ、原子炉プール水位計、使用済燃料貯蔵プール水位計、通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明等 ・制御室外安全停止機能 (高出力、中出力、低出力) 制御室外原子炉停止装置 (設置されている場合) 等 ・原子炉圧力上昇緩和機能等 (高出力、中出力) 逃がし弁 ・(実験設備) 炉心の冠水維持に必要な機能 (高出力、中出力) 水平実験孔 (水止用板) 等 ・特に重要な計測機能 (高出力、中出力) 圧力計、温度計、流量計、水位計等 		設計管理	<p>○当初の設計とプラントの改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (高出力、中出力、低出力) 制御棒、スクラム機構、液体制御材、一次冷却材の排水機能等 ・停止後の炉心冷却機能 (高出力、中出力) 崩壊熱除去設備 (補助ポンプ等)、残留熱除去設備等 ・炉心の冷却機能 (高出力、中出力、低出力) 一次冷却系設備、二次冷却設備、ナトリウムを液体の状態に保つ設備、カバーガスを保持する設備等 ・炉心の冠水維持機能 (高出力、中出力) サイフォンブレーカ、冠水維持バウンダリ、ガードベッセル等 ・試料冷却機能 (高出力、中出力) 一次系、試験燃料体の冷却機能等 ・工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生機能 (高出力、中出力、低出力) 安全保護系 (停止系)、工学的安全施設 ・安全設備 (高出力、中出力) 非常用電源設備等 ・(実験設備 (照射ループ設備))保護機能 (高出力、中出力) 安全弁、逃がし弁等 ・事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なものの機能 (高出力、中出力、低出力) 原子炉建屋内放射線モニタ、原子炉プール水位計、使用済燃料貯蔵プール水位計、通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明等 ・制御室外安全停止機能 (高出力、中出力、低出力) 制御室外原子炉停止装置 (設置されている場合) 等 ・原子炉圧力上昇緩和機能等 (高出力、中出力) 逃がし弁 ・(実験設備) 炉心の冠水維持に必要な機能 (高出力、中出力) 水平実験孔 (水止用板) 等 ・特に重要な計測機能 (高出力、中出力) 圧力計、温度計、流量計、水位計等 		
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風 (台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物 (航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響 		外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風 (台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物 (航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響 		記載の適正化
系統構成管理	○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ		系統構成管理	○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ		記載の適正化

	・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、拡大防止 ・影響緩和に係る安全機能の性能への影響
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー（事象後）、ヒューマン・エラー（事象前）

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（燃料被覆材、冷却系統及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆材の機能維持）
設計管理	炉物理試験、炉心設計解析（熱的制限、運転上の制限） ・冷却材中への核分裂生成物の放散防止機能 （高出力、中出力、低出力）燃料被覆材等
系統構成管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、反応度制御系）、水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆材のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（異物混入防止、燃料装荷、炉物理試験、容器組立、水化学、原子炉操作）、ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	○プラントの改造 ・（実験設備（照射ループ設備））冷却材バウンダリ機能 （高出力、中出力）外套管等 ・保護機能 （高出力、中出力）耐圧管等
系統構成管理	系統の配置、一次系／二次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、バウンダリの動的機器（弁、シール）、事業者検査の結果
手順書の品質	日常（定期）運転／保守手順書、非常時及び非常時によって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）運転／保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	○プラントの改造、構造健全性、運転性能 ・放射性物質の閉じ込め機能、遮へい及び放出低減機能

	・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、拡大防止 ・影響緩和に係る安全機能の性能への影響
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー（事象後）、ヒューマン・エラー（事象前）

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（燃料被覆材、冷却系統及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆材の機能維持）
設計管理	炉物理試験、炉心設計解析（熱的制限、運転上の制限） ・冷却材中への核分裂生成物の放散防止機能 （高出力、中出力、低出力）燃料被覆材等
系統構成管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、反応度制御系）、水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆材のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（異物混入防止、燃料装荷、炉物理試験、容器組立、水化学、原子炉操作）、ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	○プラントの改造 ・（実験設備（照射ループ設備））冷却材バウンダリ機能 （高出力、中出力）外套管等 ・保護機能 （高出力、中出力）耐圧管等
系統構成管理	系統の配置、一次系／二次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、バウンダリの動的機器（弁、シール）、事業者検査の結果
手順書の品質	日常（定期）運転／保守手順書、非常時及び非常時によって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）運転／保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	○プラントの改造、構造健全性、運転性能 ・放射性物質の閉じ込め機能、遮へい及び放出低減機能

	(高出力、中出力、低出力) 非常用排気設備、原子炉建屋、排気筒等
系統構成管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	格納容器隔離、SSC 信頼性/動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書 (運転、メンテナンス、サーベイランス)
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス
属性	評価領域 (制御室と建屋、非常用排気設備等の放射性物質バリアの機能維持)
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 (高出力、中出力、低出力) 液体及び固体の放射性廃棄物処理施設等
系統構成管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパ、ファン、シール、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス
属性	評価領域 (使用済燃料プール冷却系の機能維持)
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 (高出力、中出力、低出力) 核燃料貯蔵設備等
系統構成管理	系統の配置
SSC のパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (高出力炉、中出力炉) 又は非常時の対応 (低出力炉)
目的	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対応設備及び関連する資機材

	(高出力、中出力、低出力) 非常用排気設備、原子炉建屋、排気筒等
系統構成管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	格納容器隔離、SSC 信頼性/動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書 (運転、メンテナンス、サーベイランス)
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス
属性	評価領域 (制御室と建屋、非常用排気設備等の放射性物質バリアの機能維持)
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 (高出力、中出力、低出力) 液体及び固体の放射性廃棄物処理施設等
系統構成管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパ、ファン、シール、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス
属性	評価領域 (使用済燃料プール冷却系の機能維持)
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 (高出力、中出力、低出力) 核燃料貯蔵設備等
系統構成管理	系統の配置
SSC のパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	非常時、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常 (定期) 運転/保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (高出力炉、中出力炉) 又は非常時の対応 (低出力炉)
目的	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	対応設備及び資機材

記載の適正化 (設備、資機材の明記)

手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の原子炉の運転の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス放射線モニタ (RMS) (改造、較正、信頼性、動作可能性)、放射線環境監視設備、気象観測設備、輸送パッケージ、手順書 (設計／改造、設備計算、輸送パッケージ、計量ラボ)
プログラム及び プロセス	手順書 (プロセス放射線モニタ及び放射線環境監視設備、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価)、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理 (予測サイト外被ばく、異常な放出、国土交通省放射性物質輸送に係る線量制限、測定線量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス)

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
目的	通常の原子炉の運転における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス設備計装、(エリア放射線モニタ校正及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書 (放射線防護及びメンテナンス)
プログラム及び プロセス	手順書 (保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA) ; 被ばく／汚染管理及びモニタリング (モニタリング及び放射線防護管理)、ALARA 計画 (管理目標、測定－予測被ばく量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟)

手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の原子炉の運転の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス放射線モニタ (RMS) (改造、較正、信頼性、動作可能性)、放射線環境監視設備、気象観測設備、輸送パッケージ、手順書 (設計／改造、設備計算、輸送パッケージ、計量ラボ)
プログラム及び プロセス	手順書 (プロセス放射線モニタ及び放射線環境監視設備、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価)、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理 (予測サイト外被ばく、異常な放出、国土交通省放射性物質輸送に係る線量制限、測定線量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス)

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
目的	通常の原子炉の運転における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス設備計装、(エリア放射線モニタ校正及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書 (放射線防護及びメンテナンス)
プログラム及び プロセス	手順書 (保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA) ; 被ばく／汚染管理及びモニタリング (モニタリング及び放射線防護管理)、ALARA 計画 (管理目標、測定－予測被ばく量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟)

添付 1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・冷却機能に係る安全機能 ・水素掃気機能に係る安全機能 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保修、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
監視領域 (小分類)	原子力施設安全-拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・冷却機能に係る機能 ・水素掃気機能に係る機能 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全機能 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガ

添付 1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・冷却機能に係る安全機能 ・水素掃気機能に係る安全機能 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保修、試験・検査、運転）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
監視領域 (小分類)	原子力施設安全-拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・冷却機能に係る機能 ・水素掃気機能に係る機能 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全機能 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガ

	ス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（セル、建屋等）が公衆を事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
<u>属性</u>	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処
<u>目的</u>	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置

	ス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（セル、建屋等）が公衆を事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
<u>属性</u>	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処
<u>目的</u>	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置

設備、資機材	重大事故等対処設備、 <u>緊急時対策所及び関連する</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

設備、資機材	重大事故等対処設備 <u>及び</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

記載の適正化（設備、資機材の明記）

添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）	
監視領域（小分類）	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域（小分類）	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全設計 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、健全性、安全機能を有する設備の性能

添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）	
監視領域（小分類）	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域（小分類）	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全設計 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、健全性、安全機能を有する設備の性能

記載の適正化

記載の適正化

手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（グローブボックス、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（グローブボックス、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○グローブボックス、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処
目的	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	重大事故等対処設備、 <u>緊急時対策所及び関連する</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時、通常時及び非常時運転手順書）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（グローブボックス、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（グローブボックス、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○グローブボックス、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処
目的	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	重大事故等対処設備 <u>及び</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

記載の適正化（設備、資機材の明記）

監視領域 (小分類)	放射線安全—公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全—従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定—予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－5 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付 1－9 に係るものを除く））

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—発生防止
目的	施設の操業時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災又は爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。

監視領域 (小分類)	放射線安全—公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全—従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定—予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－5 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付 1－10 に係るものを除く））

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—発生防止
目的	施設の操業時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災又は爆発等による安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。

記載の適正化（誤記の修正）

属性	評価領域
設計管理	○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
<u>監視領域</u> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全－拡大防止・影響緩和</u>
<u>目的</u>	望ましくない結果を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全設計 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時及び通常時）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
<u>監視領域</u> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>

属性	評価領域
設計管理	○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全機能 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
<u>監視領域</u> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全－拡大防止・影響緩和</u>
<u>目的</u>	望ましくない結果を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る安全設計 ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	運転（事象後）手順書（異常時及び通常時）、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
<u>監視領域</u> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>

記載の適正化

記載の適正化

目的	物理的設計バリア（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備及び関連する資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、

目的	物理的設計バリア（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所系統を含む換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、

記載の適正化（記載の適正化）

	計量ラボ)
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<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>	<u>評価領域</u>
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－6 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>原子力施設安全－発生防止</u>
<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を生じさせる事象の発生を抑制すること。
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響

	計量ラボ)
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<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>	<u>評価領域</u>
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－6 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>原子力施設安全－発生防止</u>
<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を生じさせる事象の発生を抑制すること。
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響

	○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> (小分類)	<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（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。
<u>属性</u>	評価領域（キャスク等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計、金属キャスク
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○キャスク、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>原子力施設安全ー非常時の対応</u>
<u>目的</u>	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備及び関連する資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類

	○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> (小分類)	<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（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。
<u>属性</u>	評価領域（キャスク等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計、金属キャスク
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○キャスク、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>原子力施設安全ー非常時の対応</u>
<u>目的</u>	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類

記載の適正化

記載の適正化

要員のパフォーマンス	教育、訓練
<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、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>
<u>目的</u>	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

要員のパフォーマンス	教育、訓練
<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、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>
<u>目的</u>	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界等を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能への影響

添付1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界等を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全-閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能への影響

記載の適正化

設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備及び関連する資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及び	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及び

設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及び	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及び

記載の適正化

プロセス	モニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定—予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1-8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）

<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	<u>原子力施設安全—発生防止</u>
<u>目的</u>	施設の操業時において、廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏えいの発生を防止すること。
<u>属性</u>	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・火災等の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、地滑り、火山の影響等による安全機能への影響 ○人為事象 ・ダムの崩壊等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	<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（覆土等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
<u>属性</u>	評価領域（廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時の閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた安全機能

プロセス	モニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定—予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1-8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）

<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	<u>原子力施設安全—発生防止</u>
<u>目的</u>	施設の操業時において、廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏えいの発生を防止すること。
<u>属性</u>	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・火災等の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、地滑り、火山の影響等による安全機能への影響 ○人為事象 ・ダムの崩壊等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	<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（覆土等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
<u>属性</u>	評価領域（廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時の閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた安全機能

	・異常な漏えい防止機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○埋設地による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	地下水の水位等の監視設備等
手順書の品質	異常時手順書等
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守等

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
<u>目的</u>	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備 <u>及び関連する</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
<u>目的</u>	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線技能者のパフォーマンス）

	・異常な漏えい防止機能
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○埋設地による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	地下水の水位等の監視設備等
手順書の品質	異常時手順書等
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守等

<u>監視領域</u> (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
<u>目的</u>	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	非常時の対処設備 <u>及び</u> 資機材
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
<u>目的</u>	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス放射線モニタ、放出測定品質管理、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線技能者のパフォーマンス）

記載の適正化

フォーメンス	
<u>監視領域 (小分類)</u>	放射線安全－従業員に対する放射線安全
<u>目的</u>	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－9 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）

<u>監視領域 (小分類)</u>	原子力施設安全－閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（グローブボックス、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
<u>属性</u>	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書

フォーメンス	
<u>監視領域 (小分類)</u>	放射線安全－従業員に対する放射線安全
<u>目的</u>	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量のモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－9 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）

<u>監視領域 (小分類)</u>	原子力施設安全－閉じ込めの維持
<u>目的</u>	物理的設計バリア（グローブボックス、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
<u>属性</u>	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）等による安全機能への影響
系統構成の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書

ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス
監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－10 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）

監視領域 (小分類)	核物質防護－核物質防護
目的	特定核燃料物質の盗取、特定核燃料物質の取扱いに対する妨害行為又は特定核燃料物質が置かれている施設若しくは防護設備等に対する破壊行為を防止すること。
属性	評価領域
特定核燃料物質の管理	特定核燃料物質の管理
核物質防護情報	核物質防護情報の管理

ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス
監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業の結果として公衆の区域へ放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備等、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象観測設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（契約者保健物理専門家認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1－10 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）

監視領域 (小分類)	核物質防護－核物質防護
目的	特定核燃料物質の盗取、特定核燃料物質の取扱いに対する妨害行為又は特定核燃料物質が置かれている施設若しくは防護設備等に対する破壊行為を防止すること。
属性	評価領域
特定核燃料物質の管理	特定核燃料物質の管理
核物質防護情報	核物質防護情報の管理

の管理	
立入承認	防護区域等への人の立入りの承認
出入管理	防護区域等への人及び車両等の出入管理
物理的防護	防護区域等の設定等の物理的防護
情報システムの防護	情報システムに対する外部からのアクセス遮断、情報システムセキュリティ計画の作成
核物質防護体制	防護体制の整備、緊急時対応計画の作成、非常の場合の対応等

(削る)

の管理	
立入承認	防護区域等への人の立入りの承認
出入管理	防護区域等への人及び車両等の出入管理
物理的防護	防護区域等の設定等の物理的防護
情報システムの防護	情報システムに対する外部からのアクセス遮断、情報システムセキュリティ計画の作成
核物質防護体制	防護体制の整備、緊急時対応計画の作成、非常の場合の対応等

参考資料 軽微事例集

(略)

軽微事例集の削除

(案)

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド

附属書 1

軽微事例集（発電用原子炉施設）

(GI0008_附属書 1_r0)

**原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課**

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド
 附属書 1 軽微事例集（発電用原子炉施設）

本事例集は、我が国の原子力規制検査における軽微事例を取りまとめたものであり、適時、更新していくものとする。

また、原子力検査官が事例を活用するに当たっては、以下に示す注意事項を理解すること。

<注意事項>

- ・過去の事例等を整理することにより取りまとめたもので、あくまで当時の判断における例であり、以後の判断の一助とするための参考資料である。
- ・実際の検査に際しては、個別具体的な事実に基づき、スクリーニングのステップ1及びステップ2で示している観点に照らして適切に判断することが求められる。十分な検証なしに本事例を機械的に適用することは適切ではない。
- ・検査で確認される具体的な事項では、類似事例を検査指摘事項ではないと分類したのもでも実際の内容により結果的に検査指摘事項に当たると判断することもあり得る。

事例 1	<p>碍子洗浄装置の汚損量が洗浄指令設定値を超えたが、洗浄指令が出力されず自動碍子洗浄が実施されなかった。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、既存設備と同じ設計で発注していたが、メーカーは要求仕様と違った洗浄指令回路で設計しており、また、洗浄指令を出力する補助リレーの施工が不適切であった。事業者は、設計変更していることについて把握しておらず、補助リレーの施工が適切であるかどうか確認できていなかった。</p> <p>保安規定では、設計図書に基づく設計の検証は「受注者から改造工事等に係る設計のアウトプットとして提出される設計図書について、要求事項を満たしていることを確認する。」ことになっていたが、これが適切に実施できていなかった。</p>
軽微である理由	<p>汚損量増加を感知し警報を発する機能は問題なく、手動洗浄で対応できることから、外部電源の供給信頼性に影響はなかった。</p>

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド
 附属書 1 軽微事例集（発電用原子炉施設）

事例 2	<p>ガスタービン発電機用燃料油サービスタンク上部のベントラインから油が漏れていることを協力会社作業員が発見した。</p>
パフォーマンス劣化	<p>燃料油サービスタンクの油面計点検において、協力会社は燃料移送ポンプが停止していると思い込み、2台の油面計を同時に点検する作業要領書を作成し点検を実施した。また、事業者も作業要領書の確認を十分に実施していなかった。</p> <p>このため、液位低警報で自動起動した移送ポンプが液位高警報で自動停止せず、オーバーフローしてベントラインから漏れた。</p>
軽微である理由	<p>燃料油サービスタンク油面計点検時における同タンクのベントラインからの漏えいであり、漏えい量も無視できる程度であったことから、ガスタービン発電機の機能・性能には影響がなかった。</p>
事例 3	<p>長期停止プラントにおいて、微少漏えいが確認された消火系配管数十箇所に対して、応急処置で継続使用する場合に必要な原子力安全への影響評価を行う特別採用の措置を実施せず、補修用クランプや補修用バンドにより継続使用していた。</p>
パフォーマンス劣化	<p>保安規定（不適合の管理）において、「不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施について承認を行うこと」と規定されているが、当該評価が実施されていなかった。</p>
軽微である理由	<p>漏えいの確認された消火系配管は応急処置により漏えいがないことを定期的に確認し、また、運転員による日々の巡視においても漏えいは確認されていなかったことから、長期停止プラント（新規制基準対応前）においては、原子力安全への影響はなかった。</p>

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド
 附属書 1 軽微事例集（発電用原子炉施設）

事例 4	長期停止プラントにおいて、A 制御用空気圧縮機冷却水量制御弁の電磁弁コイルの断線に伴う動作不良により、冷却水流量の調整が出来なくなった。（B 制御用空気圧縮機は点検中）
パフォーマンス劣化	保安規定において、施設管理計画を定めて当該弁についても予防保全として点検を実施しているが、前回点検時にコイルの劣化について交換が必要と評価できなかった。
軽微である理由	長期停止中での主要な負荷である使用済燃料プールへの注水に係る空気作動弁の操作不能を仮定しても、現状の使用済燃料プールの状態では燃料の露出まで数ヶ月を要し、それまでに B 制御用空気圧縮機の点検を終了し供用開始した。
事例 5	非常用ディーゼル発電機始動用空気だめの出入口弁が本来「開・施錠」であるべきところ、「開・未施錠」の状態であった。
パフォーマンス劣化	弁の施錠に関しては、QMS 文書に状態管理についての規定がされており、この基準を満足していない状態であった。
軽微である理由	未施錠であった弁の状態は、いずれも非常用ディーゼル発電機待機時の弁状態であり、非常用ディーゼル発電機の機能への影響はなかった。
事例 6	高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管トレンチ内において、放射性廃棄物でない廃棄物のドラム缶が、同配管に接近して保管されていた。
パフォーマンス劣化	事業者のマニュアルでは、地震の影響により安全上重要な機器と仮置物品が接触するおそれがないことを確認することとなっているが、本評価を実施していなかった。
軽微である理由	地震の影響について評価した結果、配管とドラム缶は接触しないことが確認された。
事例 7	ランドリーシャワードレンろ過器室（1B 区域）内のろ過器ドラム交換機上に、少量の廃活性炭（放射性廃棄物）が残存したドラム缶数本が蓋のない状態で設置されていた。
パフォーマンス劣化	保安規定（放射性固体廃棄物の管理）において「その他の雑固体廃棄物は、ドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ貯蔵庫に保管する。」こととしているが、廃活性炭をドラム缶の蓋のない状態で長期間設置しており、本要求を満足していなかった。
軽微である理由	内包されていた廃活性炭の放射性物質濃度は低く、管理区域区分 1B を満足していることから、従業員に対する放射線安全への影響はなかった。

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド
 附属書 1 軽微事例集（発電用原子炉施設）

事例 8	次回搬出予定の均質固化体廃棄体のデータの確認を行っていたところ、廃棄物管理システムに登録されたスクリーニングレベルの設定値の一部に変更漏れがあったことが判明。
パフォーマンス劣化	廃棄物管理システムへのスクリーニングレベルの設定値の変更管理を確実に実施できるよう規程や教育等で明確にしておくべきところ明確になっておらず、その結果、設定値変更の反映漏れが発生し、搬出済み及び搬出予定の廃棄体についてスケーリングファクタ法の適用条件の再評価が必要となった。
軽微である理由	再評価の結果、スケーリングファクタ法を使用した評価に問題はなく、廃棄体の搬出に影響がなかった。
事例 9	検査官による現場巡視において、放射線区分 3B 区域（保安規定対象の特別措置対象エリア）の入口扉の施錠がされていないことを確認した。
パフォーマンス劣化	特別措置対象エリアにおいて保安規定で定めている施錠等の措置をしていなかったことは、保安規定「管理区域内における特別措置」を満足していない状態であった。
軽微である理由	未施錠が確認されたエリア内の線量当量率を測定した結果、特別措置対象とする基準を超えていないことを確認した。また、高線量区域であることを識別する標識は、以前から掲示されていた。

<参考情報>

米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて軽微事例（IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues）が取りまとめられており、こちらも必要に応じて検査気付き事項のスクリーニングに当たって参考とすることができる。

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/index.html>

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド
附属書1 軽微事例集（発電用原子炉施設）

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	(制定日)	施行	

(案)

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド

附属書 2

軽微事例集（核燃料施設等）

(GI0008_附属書 2_r0)

**原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課**

本事例集は、我が国の原子力規制検査における軽微事例を取りまとめたものであり、適時、更新していくものとする。

また、原子力検査官が事例を活用するに当たっては、以下に示す注意事項を理解すること。

<注意事項>

- ・過去の事例等を整理することにより取りまとめたもので、あくまで当時の判断における例であり、以後の判断の一助とするための参考資料である。
- ・実際の検査に際しては、個別具体的な事実に基づき、スクリーニングのステップ1及びステップ2で示している観点に照らして適切に判断することが求められる。十分な検証なしに本事例を機械的に適用することは適切ではない。
- ・検査で確認される具体的な事項では、類似事例を検査指摘事項ではないと分類した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することもあり得る。

(1) 臨界管理

事例1	工事計画の不備に伴う臨界警報装置の一時的な停止 （臨界警報装置が停止していることを当直員が確認した。原因は、建屋周辺の地盤改良工事において、重機が地下の伝送ケーブルを断線させたことによるものであった。）
パフォーマンス劣化	自主基準において「作業範囲内の埋設状況を十分に理解、考慮した作業管理を行うこと。」としているが、重機による地下の伝送ケーブルの切断により臨界警報装置を停止させたことは、自主基準を満足することに失敗している。
軽微である理由	監視機能が一時的に停止した臨界警報装置は、核燃料物質の異常な集積などにより臨界事故が発生した場合、事故を感知し、主に近隣の従事者等に避難を促すための警報を発する設備である。当該監視機能が停止していた期間においても、エリアモニタなどにより、臨界事故につながるおそれのある核燃料物質の異常な集積などがないことの監視が継続できており、原子力安全への影響はなかった。

(2) 施設管理

事例1	給排気設備の異常に伴う出入扉の故障 （当該操作室の扉の動作が一時困難となった。原因は、操作室につながる給気側の防火ダンパの故障（閉止）に伴い給気が停止したが、排気側の排風機の運転は継続されていたため、給気と排気のバランスが崩れ操作室内が一時過負圧となったことにより、当該操作室の開扉が出来ない状態となった）
パフォーマンス劣化	自主基準において、火災等による損傷を防止する設備（火災報知器等）の点検が定められているものの、防火ダンパについては点検要領が定められていなかったため、これが実施されておらず、自主基準を満足することに失敗している。

軽微である理由	操作室の給気と排気のバランスが崩れ過負圧になったものの、閉じ込め機能は維持されており、使用施設の操作にも支障を及ぼさなかったことから、原子力安全への影響はなかった。
---------	--

事例 2	負圧管理の不備 （管理区域への給気系統の点検口扉を開けたところ、事業許可において負圧での管理が要求されている管理区域の代表室などが数分間大気圧となった。）
パフォーマンス劣化	自主基準において、「保守作業、改造等の実施に当たり、作業の事前評価表を作成・審査・承認すること」としているが、建屋換気設備による負圧維持のために考慮すべき事項（リスク評価）が不十分なまま、事前評価表にあたるリスク評価表が審査・承認されており、自主基準を満足することに失敗している。
軽微である理由	一時的に管理区域の代表室などにおいて負圧が維持されない状況になったが、施設内にある核燃料物質等の保存エリアの負圧は維持されており、本事象に伴う放射性物質の漏えいもなかったことから、原子力安全への影響はなかった。

事例 3	作業管理の不備 （他の原子力施設での不適合事象（オリフィスプレート（差圧を生じさせるための板）が本来使用する向きと逆に取り付けられていた）の未然防止対策の一環として、自施設における同プレートの取付け状況を確認したところ、同様な事象が確認された。）
パフォーマンス劣化	自主基準において、「オリフィスプレートは取付け方向を事前に確認し、正しい方向に取り付ける。」としているが、これが実施されておらず、自主基準を満足することに失敗している。
軽微である理由	取付けの向きについては流量や差圧等の計測値には影響を与えないものと評価されたため、原子力安全への影響はなかった。

事例 4	排気ダクト接続部の損傷 （供用開始前の排気系統ダクトにおいて溶接された接続部が外れたことによる損傷事象が発生した。原因は、当該ダクトを現地で溶接する際、狭隘部の溶接作業姿勢等を考慮した要領になっておらず、設計検証を含め当該工事が適切であるか等の確認が不足していたものであった。）
パフォーマンス劣化	自主基準において、「排気系統ダクトの設置に必要な要求が請負業者に伝わっていること、必要な時期に設計検証が行われていること及び要求事項に基づき施工されていることを事業者が確認すること」が要求されているが、これが十分に実施されておらず、自主基準を満足することに失敗している。
軽微である理由	当該排気系統ダクトは供用前（放射性物質を取り扱う前）であり、閉じ込めに関する機能も必要ない状況であったことから、原子力安全への影響はなかった。

(3)放射線管理

事例 1	線量管理の不備 （検査官が管理区域境界（核物質等貯蔵庫のシャッター付近）の空間線量率を測定したところ、事業者の管理目標値を超えていた。原因は、工事のため貯蔵庫内の遮へい体を一時的に移動させたことによるものであった。）
パフォーマンス劣化	自主基準において、管理区域境界において線量告示に定める値（3月間）を管理目標値（1時間当たり）として定めているが、一部のエリアにおいて、これを超えた線量が当該境界で測定されたことから、自主基準を満足することに失敗している。
軽微である理由	当該貯蔵庫には、管理区域標識が張られ人が容易に近づく場所ではなく、仮に当該遮蔽の移動作業中に従事者が被ばくした場合の実効線量を計算しても法令の管理区域境界のしきい値を超えていないことが確認されたことから、放射性物質による被ばくから従事者に対する健康と安全を適切に守ることに影響はなかった。

事例 2	線量計不携帯による管理区域への立入り （一時的な管理区域（汚染のおそれのない管理区域）に、個人線量計を携帯せず作業員が入域したことが確認された。）
パフォーマンス劣化	保安規定において、管理区域の入退域に必要な対応を行うため入域時には個人線量計を携帯することとなっているが、これが実施されておらず、自主基準を満足することに失敗している。
軽微である理由	本立入りによる、当該作業員の被ばくは無かったと評価されたことから、放射性物質による被ばくから従事者に対する健康と安全を適切に守ることに影響はなかった。

(4)火災防護

事例 1	火災感知器の点検不備 （核燃料物質を取り扱うセルに近接するアイソレーション室において、長期間、火災感知器の点検が実施されていなかった。原因は、火災感知器の点検範囲が担当者間で正確に引き継がれなかったことによるものであった。）
パフォーマンス劣化	自主基準において、消防法に基づく消防用設備等の点検を行うこと等が規定されているが、これが実施されておらず、自主基準を満足することに失敗している。
軽微である理由	当該感知器の点検を実施したところ、当該感知器は正常に機能していることが確認されたことから、原子力安全への影響はなかった。

事例 2	防火ダンパの保全方法の不備 （大規模損壊が生じた場合に動作が求められている防火ダンパについて、検査官が点検計画を確認したところ保全方法が事後保全となっており、長期間、動作確認が行われていない状態であった。）
------	--

パフォーマンス劣化	自主基準において、一次系ナトリウム火災の対応として、ダンパを手動閉鎖することにより火災影響を軽減させる運用としているため、当該ダンパを事後保全と設定し動作確認がなされていなかったことは自主基準を満足することに失敗している。
軽微である理由	当該ダンパの動作確認を実施したところ、正常に動作することが確認されたことから、原子力安全への影響はなかった。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	(制定日)	施行	

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_r<u>3</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的 1</p> <p>2 適用範囲 1</p> <p>3 定義 1</p> <p>4 安全実績指標の設定 1</p> <p>5 安全実績指標の受理及び手続 2</p> <p>6 安全実績指標の検証 3</p> <p>7 安全実績指標の変更 3</p> <p><u>8 安全実績指標による対応区分の変更の手続 3</u></p> <p>別紙 1 安全実績指標 4</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_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的 1</p> <p>2 適用範囲 1</p> <p>3 定義 1</p> <p>4 安全実績指標の設定 1</p> <p>5 安全実績指標の受理及び手続 2</p> <p>6 安全実績指標の検証 3</p> <p>7 安全実績指標の変更 3</p> <p>(新設)</p> <p>別紙 1 安全実績指標 4</p>	<p style="text-align: center;">改正による修正</p> <p style="text-align: center;">項目追加</p>

<p>1 目的 (略)</p> <p>2 適用範囲 (略)</p> <p>3 定義 (略)</p> <p>4 安全実績指標の設定 (略)</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、<u>指標の値の算出方法及びデータの提出方法等についてまとめた文書(原子力エネルギー協議会(ATENA)「原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン」、日本原子力研究開発機構「原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)について」等)を活用し、本ガイドとの齟齬が生じぬよう</u>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、<u>速やかに</u>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 (略)</p> <p>7 安全実績指標の変更</p> <p>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。</p> <p>8 <u>安全実績指標による対応区分の変更の手続</u></p> <p><u>安全実績指標により対応区分が第2区分、第3区分又は第4区分へと変更となった場合は「GI0009 重要度評価等の事務手順運用ガイド」に基づき、当該対応区分の変更を事業者に通知し、「GI0011 原子力規制検査における追加検査運用ガイド」に基づき追加検査を実施する。</u></p>	<p>1 目的 (略)</p> <p>2 適用範囲 (略)</p> <p>3 定義 (略)</p> <p>4 安全実績指標の設定 (略)</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、<u>原子力エネルギー協議会(ATENA)が作成した「ATENA19-R01 原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン」、または、日本原子力研究開発機構が作成した「原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)について」等に従い、</u>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、<u>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、</u>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 (略)</p> <p>7 安全実績指標の変更</p> <p>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。</p> <p>(新設)</p>	<p>記載の適正化(事業者文書の位置付けを明確化)</p> <p>安全実績指標の受理後の手続について変更</p>
--	--	--

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

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

運用の明確化（安全実績指標で「緑」を超える場合についての規制対応を明確化）

影響緩和	④ 安全系の使用不能時間割合					<ul style="list-style-type: none"> 過去 12 四半期中に発生した安全系の運転上の制限逸脱時間が過去 12 四半期中の原子炉臨界時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))。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>【算定式】 (注 3)</p> $\text{指標値} = (\text{過去 12 四半期における系統ごとの運転上の制限逸脱時間} <*> \text{の合計}) / (\text{原子炉臨界時間の合計}) \times 100$ <p><*>・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、サーベイランス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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>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>	● 四半期ごと評価期間は過去 12 四半期 (3 年)
		BWR	● 高圧注入系 (高圧炉)	0~3.4%	>3.4%			
影響緩和	④ 安全系の使用不能時間割合					<ul style="list-style-type: none"> 過去 12 四半期中に発生した安全系の運転上の制限逸脱時間が過去 12 四半期中の原子炉臨界時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))。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>【算定式】 (注 3)</p> $\text{指標値} = (\text{過去 12 四半期における系統ごとの運転上の制限逸脱時間} <*> \text{の合計}) / (\text{原子炉臨界時間の合計}) \times 100$ <p><*>・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、サーベイランス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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>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>	● 四半期ごと評価期間は過去 12 四半期 (3 年)
		BWR	● 高圧注入系 (高圧炉)	0~3.4%	>3.4%			

	心スプレイ系 (BW R-5)、高圧炉心注水系 (AB WR)) ●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						●原子炉臨界時間			心スプレイ系 (BW R-5)、高圧炉心注水系 (AB WR)) ●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						●原子炉臨界時間	
PWR	●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				PWR	●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			

運用の明確化 (指標-⑤と指標-⑩)

	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	<ul style="list-style-type: none"> 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。) 緑/白のしきい値は、実績値の統計に基づく(平均値+2σ)。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 <u>なお、当該系統の運転上の制限逸脱が重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱にも該当する場合は、本指標と指標-⑩のそれぞれの件数とする。</u>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は機能故障件数には含まない。 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと ●運転上の制限逸脱発生件数 			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	<ul style="list-style-type: none"> 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。) 緑/白のしきい値は、実績値の統計に基づく(平均値+2σ)。 	<ul style="list-style-type: none"> 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。 <u>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。</u>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は機能故障件数には含まない。 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと ●運転上の制限逸脱発生件数 		の運用の明確化)
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"> 過去4四半期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。 	<ul style="list-style-type: none"> バリヤ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。 【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 <*>・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) 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと ●漏えい率測定値 ●運転上の制限 	●四半期ごと 評価期間は過去4四半期(1年)		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"> 過去4四半期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。 	<ul style="list-style-type: none"> バリヤ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。 【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 <*>・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) 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと ●漏えい率測定値 ●運転上の制限 	●四半期ごと 評価期間は過去4四半期(1年)	
	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"> 過去4四半期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。 	<ul style="list-style-type: none"> バリヤ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。 【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 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと ●濃度測定値 ●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"> 過去4四半期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。 	<ul style="list-style-type: none"> バリヤ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。 【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 		<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと ●濃度測定値 ●運転上の制限

重大事故等 対処及び大規模 損壊対処	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	●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。	●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。 【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	○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	運用の明確化(指標-⑩の運用の明確化) 記載の適正化(番号ずれの修正)
	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処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間を満足した割合。	●過去1年以内(至近の訓練サイクル)の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間が設定されている件数に対する設定時間を満足した件数を評価する。 【算定式】 指標値=(至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間を満足した件数の合計)/(至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間が設定されている件数の合計)×100	○炉ごと ●作業時間 ●想定時間設定件数	●訓練サイクルごと 評価期間は過去1年以内	
	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(特定重大事故等対処施設に属するものを含む) の運転上の制限逸脱件数とする。 ●しきい値は指標-⑤と同じ。	●指標-⑤と同様の算定方法とし、保安規定に定める 重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設に属するものを含む) の運転上の制限逸脱件数を当該設備の機能故障件数と見なす。	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)	
重大事故等 対処及び大規模 損壊対処	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	●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。	●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。 【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	○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	運用の明確化(指標-⑩の運用の明確化) 記載の適正化(番号ずれの修正)
	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処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間を満足した割合。	●過去1年以内(至近の訓練サイクル)の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間が設定されている件数に対する設定時間を満足した件数を評価する。 【算定式】 指標値=(至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間を満足した件数の合計)/(至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間が設定されている件数の合計)×100	○炉ごと ●作業時間 ●想定時間設定件数	●訓練サイクルごと 評価期間は過去1年以内	
	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(特定重大事故等対処施設に属するものを含む) の運転上の制限逸脱件数とする。 ●しきい値は指標-④と同じ。	●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	公衆に対する放射線安全	⑪放射性廃棄物の過剰放出件数	1未満	1	2以上	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ●年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数。 ●緑/白のしきい値は過剰放出の実績がないため、1件とした。 	<ul style="list-style-type: none"> ●法令に定める放出濃度又は保安規定に定める管理目標値を基準とする。 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと又は施設ごと(注5) ●事故件数 	
	従業員に対する放射線安全	⑫被ばく線量が線量限度を超えた件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ●年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えた件数。 ●法令に定める「線量限度」未満の場合はなしとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ●しきい値は法令(核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条)に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度(50mSv/年、100mSv/5年(*1))を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度(50mSv/年、100mSv/5年(*1))を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度(500mSv/年)を超えた件数 ●女子の線量限度(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) (*1)5年間は平成十三年四月一日以後五年ごとに区分した各期間 (*2)妊娠の事実を知った後、出産までの期間が対象 ●本指標は上記の6つのデータ報告要素の件数を合算する。 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと又は施設ごと ●件数 	●年度ごと
		⑬事故故障等の報告基準の実効線量(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。 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと又は施設ごと ●件数 	
放射線安全	公衆に対する放射線安全	⑪放射性廃棄物の過剰放出件数	1未満	1	2以上	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ●年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数。 ●緑/白のしきい値は過剰放出の実績がないため、1件とした。 	<ul style="list-style-type: none"> ●法令に定める放出濃度又は保安規定に定める管理目標値を基準とする。 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと又は施設ごと(注5) ●事故件数 	
	従業員に対する放射線安全	⑫被ばく線量が線量限度を超えた件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ●年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えた件数。 ●法令に定める「線量限度」未満の場合はなしとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ●しきい値は法令(核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条)に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度(50mSv/年、100mSv/5年(*1))を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度(50mSv/年、100mSv/5年(*1))を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度(500mSv/年)を超えた件数 ●女子の線量限度(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) (*1)5年間は平成十三年四月一日以後五年ごとに区分した各期間 (*2)妊娠の事実を知った後、出産までの期間が対象 ●本指標は上記の6つのデータ報告要素の件数を合算する。 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと又は施設ごと ●件数 	●年度ごと
		⑬事故故障等の報告基準の実効線量(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。 	<ul style="list-style-type: none"> ○炉ごと又は施設ごと ●件数 	

核物質防護	核物質防護	⑭侵入検知器及び監視カメラの使用不能時間割合(立入制限区域及び周辺防護区域に設置されているものに限る。)	0～	>	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	【算定式】 侵入検知器使用不能指数=(過去4四半期の侵入検知器の補償時間)/(侵入検知器の正規化係数×8,760時間) 監視カメラ使用不能指数=(過去4四半期の監視カメラの補償時間)/(監視カメラの正規化係数×8,760時間) 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	0.08 0						

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	【算定式】 侵入検知器使用不能指数=(過去4四半期の侵入検知器の補償時間)/(侵入検知器の正規化係数×8,760時間) 監視カメラ使用不能指数=(過去4四半期の監視カメラの補償時間)/(監視カメラの正規化係数×8,760時間) 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	0.08 0						

(注1) 過去4四半期における臨界時間が3,500時間未満である場合、当該評価期間では評価せず「算定範囲外(N/A)」とする。
(注2) 原子炉スクラムは原因によらず緊急的な原子炉停止を要する事態が生じているものであることから、法令報告事象のみを対象とするのではなく、原則として全ての計画外自動及び手動スクラムをカウントする。
(注3) 評価期間を12四半期とすることについては、米国はMSPI導入前に採用していた「安全系のアンアベアラビリティ」の評価期間に合わせた。
(注4) 新規制基準に適合した保安規定が認可されていない実用発電用原子炉施設は評価対象外とする。
(注5) 「放射線安全」及び「核物質防護」については、実用発電用原子炉施設の場合は炉ごととし、核燃料施設等の場合は施設ごととする。

(注1) 過去4四半期における臨界時間が3,500時間未満である場合、当該評価期間では評価せず「算定範囲外(N/A)」とする。
(注2) 原子炉スクラムは原因によらず緊急的な原子炉停止を要する事態が生じているものであることから、法令報告事象のみを対象とするのではなく、原則として全ての計画外自動及び手動スクラムをカウントする。
(注3) 評価期間を12四半期とすることについては、米国はMSPI導入前に採用していた「安全系のアンアベアラビリティ」の評価期間に合わせた。
(注4) 新規制基準に適合した保安規定が認可されていない実用発電用原子炉施設は評価対象外とする。
(注5) 「放射線安全」及び「核物質防護」については、実用発電用原子炉施設の場合は炉ごととし、核燃料施設等の場合は施設ごととする。

○改正履歴

改正	施行日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○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	
2	2022/06/16	○記載の適正化	
3	(改正日)	○安全実績指標の受理後の手続の変更(5 安全実績指標の受理及び手続) ○運用の明確化 ・安全実績指標の値が「緑」を超えた場合の対応の明確化(8 安全実績指標の評価) ・指標⑤と指標⑩の運用の明確化(別紙1) ○記載の適正化	

○改正履歴

改正	施行日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○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	
2	2022/06/16	○記載の適正化	

令和4年度の原子力規制検査の実績等を踏まえた検査ガイドの改正実績

○共通的な検査制度運用に関するガイド(2023/5/24に改正)

- (1) 共通事項に係る検査運用ガイド (GI0001)
 - ・事業者との適切なコミュニケーションに関する注意事項の明記
 - ・巡視も検査活動の一部であることを踏まえた修正
 - ・チーム検査のスケジュール調整に関する注意事項の追記(事業者意見の反映)
- (2) 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)
 - ・確認資料の記載場所の変更等の報告書記載時のルールの見直し
- (3) 重要度評価等の事務手順運用ガイド (GI0009)
 - ・SLIV(通知あり)の発出プロセスの対応を明記
 - ・通知文の記載内容の見直し

○基本検査運用ガイド(2023/5/24に改正)

- (1) 取替炉心の安全性 (B01050)
 - ・参考資料の追加
- (2) 運転員能力 (B01070)
 - ・検査対象の明確化
 - ・観察の例の分類化
- (3) 自然災害防護 (BE0010)
 - ・実際に自然災害等が発生した場合は、防護対策の実施状況も検査対象に含まれることを明確化
- (4) 重大事故等対応要員の能力維持 (BE0060)
 - ・運転シミュレータによる成立性の確認訓練は、B01070 運転員能力ではなく、当ガイドの検査対象であることを明記
- (5) 地震防護 (BE0090)
 - ・地震計に対する検査の考え方を明確化
- (6) 放射性固体廃棄物等の管理 (BR0070)
 - ・放射性廃棄物でない廃棄物に関する確認の観点等について、内規をもとに検査手引きを追記
- (7) 品質マネジメントシステムの運用 (BQ0010)
 - ・日常観察、半期検査の検査頻度とサンプル数の運用を明確化
- (8) 非該当使用者等 (BZ2010)
 - ・令和4年度における検査の実施状況を踏まえた検査の視点等の追記及び改善

○法定確認に関するガイド(2023/3/31に改正)

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

- ・ 規則改正に伴う経過措置の内容を記載
- ・ 従来、技術基準への適合が確認された廃棄物に発行していた第二種廃棄物埋設確認証について、分割で交付する運用を見直し、一括で交付する運用の変更

以下のガイドは、記載の適正化の観点でのみ改正を行った。

○基本検査運用ガイド(2023/5/24に改正)

- ・ 使用前事業者検査に対する監督(BM0010)
- ・ ヒートシンク性能(BM1040)
- ・ 供用期間中検査に対する監督(BM1050)
- ・ サーベイランス試験(B00010)
- ・ 設備の系統構成(B01020)
- ・ 運転管理(B02010)
- ・ 内部溢水防護(BE0030)
- ・ 緊急時対応の準備と保全(BE0050)
- ・ 重大事故等対応要員の訓練評価(BE0070)
- ・ 重大事故等対応訓練のシナリオ評価(BE0080)

○法定確認に関するガイド(2023/3/31に改正)

- ・ 工場又は事業所の外における廃棄に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド(GL0002)
- ・ 工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド(GL0003)
- ・ 廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド(廃棄物埋設施設確認)(GL0004)
- ・ 工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質についての放射能濃度に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド(GL0005)
- ・ 廃棄物埋設に係る坑道の閉鎖に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド(GL0006)
- ・ 廃止措置の終了に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド(GL0008)

○核物質防護に関するガイド(2023/5/31に改正)

- ・核物質防護に係る検査ガイド(実用発電炉、研究開発炉、加工(Ⅰ)、貯蔵、再処理施設)
- ・核物質防護に係る検査ガイド(加工(Ⅲ)、廃棄物)
- ・核物質防護に係る検査ガイド(試験研究炉、使用施設)

新検査制度に係る内規類の決裁区分等について

令和元年12月18日
原子力規制庁

1. 経緯等

(略)

2. 決裁区分

別紙1にある法令類の全体構成を踏まえ、「原子力規制検査等実施要領」及び第3段階の法令類整備に係るガイドについては、その決裁区分や制定手続きを以下のように整理したい。

「原子力規制検査等実施要領」は、原子力規制検査等に関する規則などの法令の規定を踏まえ、原子力規制検査制度の運用の枠組みを規定しているものであり、制度全体のプロセスや検査の種別、重要度評価の仕組みなどが規定されている。本実施要領は原子力規制委員会規則である原子炉等規制法施行規則の解釈・運用を示すものであることから、原子力規制庁名の文書(内規)とし、原子力規制庁長官の決裁により制定する。

本実施要領については、既に任意の意見募集を実施しているところであるが、今後、実質的な改正を行う場合は、同様に任意の意見募集を実施し、原子力規制委員会に報告し、了承を経て制定する。

「原子力規制検査等実施要領」の下位文書である各種ガイドは、原子力規制検査を円滑に実施するために原子力検査官が利用するものであり、運用実績を踏まえ柔軟に見直すことが必要であることから、原子力規制庁の担当課名の文書(内規)とし、

原子力規制庁担当課長の決裁により制定する。ただし、「安全重要度評価プロセスに関するガイド」「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」「規制対応措置ガイド」などについては、安全重要度や対応区分に係る判断基準等を含む改正を行う場合には、原子力規制委員会に報告し、了承を経て制定する。

これらのガイドは、原子力規制庁の検査官等が行う職務の手続きや参照すべき情報を記述したものであり、これまでも試運用でも活用しつつ検査制度の見直しに関する検討チーム等で事業者等から示された意見を反映していることから、任意の意見募集を不要とする。また、各種法定確認行為に関するガイドについても、原子力規制庁検査の結果を法定確認において活用するプロセスを明確化したものであることから、任意の意見募集を不要とする。

3. 今後の予定

これらの文書類のうち「原子力規制検査等実施要領」は年内に原子力規制委員会での報告・了承を経て制定する予定である。それ以外については、来年4月の本格運用開始前に原子力規制委員会での報告・了承を経て制定する予定であるが、その際、2. に示す原子力規制委員会の了承が必要な改正内容についても明確化する。なお、本格運用後に、その経験を踏まえた運用改善のためのガイド類改正は、基本的には原子力規制庁の内部決裁により行う。

第2段階の文書類として任意の意見募集を行ったガイドは、「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等を改正する法律」第3条の施行に伴い、保安措置等に関するガイドなど事業者の保安活動や許認可手続きに実質的な変更が生じることから任意の意見募集を実施した。