

原子力規制検査に関するガイド類の見直しについて

令和 4 年 3 月 29 日
原子力規制庁
検査監督総括課

主に運用の明確化の観点で改正するガイド類

(1) 原子力規制検査等実施要領 (NPK0001)

- ①核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の名称を「指摘事項（追加対応なし／あり）」から「追加対応なし／あり」へ変更（表 5 - 2、表 6 - 2 ほか）
- ②検査官の身分証明書の携帯及び発行管理等について運用の明確化（3.2 検査の実施）

(2) 共通事項に係る検査運用ガイド (GI0001)

- ①労働基準監督署と原子力規制事務所の連携を追加（2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度）【資料 2 - 2 を参照】
- ②検査計画の策定時における事務所の関与について運用の明確化（4.5 サンプル数）
- ③検査報告書の案について事業者からの意見を聴取する手続を追加したことを踏まえ、検査報告書の報告等の時期を四半期終了後「1か月以内」から「2か月以内」に見直し（7.1 基本検査結果の報告等）
- ④「被規制者向け情報通知文書」発出要領の施行に伴う運用の追加（7.3 被規制者向け情報通知文書）
- ⑤核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の名称を「指摘事項（追加対応なし／あり）」から「追加対応なし／あり」へ変更（図 2 ほか） ※（1）①と同じ
- ⑥検査官の身分証明書の携帯及び発行管理等について運用の明確化（2.1 関係者の役割） ※（1）②と同じ

(3) 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)

- ①わかりやすい報告書とするため報告書作成要領の見直し（別添 2 原子力規制検査報告書様式、別添 3 原子力規制検査報告書記載要領別添 4 原子力規制検査報告書作成時チェックシート）
- ②重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について報告書作成要領の見直し（別添 2 原子力規制検査報告書様式、別添 3 原子力規制検査報告書

記載要領)

- ③核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の名称を「指摘事項(追加対応なし/あり)」から「追加対応なし/あり」へ変更(3.3 検査の実施 ほか) ※(1)①と同じ
- なお、報告書様式は、令和4年度第1四半期より適用する予定。

(4) 原子力規制検査における規制措置に関するガイド (GI0004)

- ①深刻度は法令違反の有無に基づき評価する運用であることの明確化(1 目的、3 規制措置プロセス、)
- ②重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について運用の明確化(図1 ほか)

(5) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007)

- ①核燃料施設等の重要度評価の運用を明確化(表3 安全重要度評価の附属書の選定ルート、附属書10 核燃料施設等における重要度評価ガイド)
- ②最新のNRCの検査ガイド(IMC0609 Attachment4)を反映(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)

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

- ③最新のNRCの検査ガイド(IMC0609 Appendix A)を反映(別紙1 発生防止のスクリーニングに関する質問 C. サポート系統に係る起因事象、別紙2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問 D. 反応度制御系統、別紙3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問 A. 燃料被覆管の健全性)

附属書3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド

- ④放射線業務従事者以外の一時的立入者の被ばく時も安全重要度評価が行えることの明確化(1 適用範囲、3 放射線被ばく管理の安全重要度評価、別紙2 安全重要度評価のフロー図)

附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド

- ⑤劣化評価指針を用いて、火災防護に係る検査指摘事項に対する劣化評価の高低を判断する運用の明確化(3.1 概要)

附属書6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド

- ⑥最新のNRCの検査ガイド(IMC0609 Appendix G)を反映(3 用語の定義、4.1 本附属書の適用について)

附属書10 核燃料施設等における重要度評価ガイド

- ⑦核燃料施設等の重要度評価の運用を明確化

(6) 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (GI0008)

- ①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 (4 スクリーニングの手順)

(7) 重要度評価等の事務手順運用ガイド (GI0009)

- ①SERP の予備会合等の名称を SERP に統一 (2 検査指摘事項の重要度評価)
②SERP を原子力安全、核物質防護で区別して開催するなどの会合の運用を明確化 (2 検査指摘事項の重要度評価)

(8) 基本検査運用ガイド 設計管理 (BM0100)

- ①新規規制基準適合前の長期停止プラントに対するチーム検査の頻度を「必要に応じて実施」に見直し (表 2 検査要件まとめ表 01 実用炉)

(9) 基本検査運用ガイド 動作可能性判断及び機能性評価 (B01040)

- ①検査対象の選定に当たっての調査対象の具体例を追記 (4.1 検査対象の選定)

(10) 基本検査運用ガイド 取替炉心の安全性 (B01050)

- ①評価手法及び計算コードについて事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を追加 (4.2 取替炉心設計の前提条件、4.1 PWR 取替炉心、5.2 BWR 取替炉心)

(11) 基本検査運用ガイド 運転員能力 (B01070)

- ①「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し (表 2 検査要件まとめ表)

(12) 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) ※

- ①法定確認の対象について、委託を受けた者の活動や品質管理の状況を含むことを明確化

※以下のガイドも同様に改正予定

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に係る運用ガイド (GL0002)、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 (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

確認に係る運用ガイド (GL0005)、第一種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 (GL0007)

記載の適正化の観点で改正するガイド類

- (1) 安全実績指標に関するガイド (GI0006)
- (2) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007)
 - 附属書 4 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド
 - 附属書 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド
 - 附属書 8 メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド
 - 附属書 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド
- (3) 原子力規制検査における追加検査運用ガイド (GI0011)
- (4) 基本検査運用ガイド 定期事業者検査に対する監督 (BM0020)
- (5) 基本検査運用ガイド 内部溢水防護 (BE0030)
- (6) 基本検査運用ガイド 品質マネジメントシステムの運用 (BQ0010)
- (7) 基本検査運用ガイド 非該当使用者等 (BZ2010)

核燃料施設等に関する重要度評価ガイドの改定 (案)

現在の状況^{注1}

附属書9：定性的な判断基準による重要度評価ガイド

<対象施設>

- ・ 実用発電用原子炉施設及び核燃料施設等

<対象監視領域（大分類）>

- ・ 原子力施設安全^{注2}
- ・ 放射線安全（他の附属書で評価できないもの）

<評価範囲>

- ・ 初期境界評価：核燃料施設等は実施しない
- ・ 検査指摘事項に係る指標の評価

附属書9から核燃料施設分を削除

核燃料施設分は附属書10に移行^{注3}

新たに核燃料施設等を対象とした附属書10を策定

附属書9：定性的な判断基準による重要度評価ガイド

<対象施設>

- ・ 実用発電用原子炉施設

<対象監視領域（大分類）>、<評価範囲>

- ・ 変更なし

附属書10：核燃料施設等に係る重要度評価ガイド

<対象施設>

- ・ 核燃料施設等

<対象監視領域（大分類）>

- ・ 原子力施設安全
- ・ 放射線安全（他の附属書で評価できないもの）

<評価範囲>

- ・ 初期境界評価：ウラン加工施設の評価手順を整備
他の核燃料施設等は必要に応じて来年度以降に検討
- ・ 検査指摘事項に係る指標の評価^{注4}

注1：放射線安全については、附属書3、4を活用
原子力施設安全については、必要に応じて実用発電用原子炉施設の附属書を
適宜参考

注2：実用発電用原子炉施設の場合は、他の附属書で評価できないものが対象

注3：附属書9の添付2は削除予定。

注4：附属書9と同様の指標を活用。加えて、施設の特徴を踏まえて下記指標を追加予定
『化学物質の漏えいに伴う操作に関わる作業員への影響』

参考2 ガイド類の見直し範囲



ガイド類の改正の方向性

令和4年3月29日
検査監督総括課

改 正 後	改 正 前
原子力規制検査等実施要領 令和元年 12 月 原子力規制庁 (最終改正： <u>令和 年 月 日</u>)	原子力規制検査等実施要領 令和元年 12 月 原子力規制庁 (最終改正： <u>令和 3 年 7 月 30 日</u>)
目 次	目 次
1 目的..... 1 2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素..... 1 2.1 検査の体系等..... 1 2.2 安全実績指標等の確認・評価等..... 4 2.3 検査指摘事項の重要度評価..... 5 2.4 検査結果の通知及び公表..... 6 2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）..... 7 2.6 特別検査の実施に係る判断..... 8 2.7 総合的な評定..... 8 2.8 総合的な評定の結果の通知及び公表..... 9 2.9 検査結果に基づく規制措置の検討等..... 9 3 検査の実施に係る手順等..... 10 3.1 検査計画..... 10 3.2 検査の実施..... 11 3.3 検査報告書の作成..... 13 4 法定確認行為等と原子力規制検査の関係..... 13 4.1 申請等の受理..... 14 4.2 原子力規制検査の結果の確認等..... 14	1 目的..... 1 2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素..... 1 2.1 検査の体系等..... 1 2.2 安全実績指標等の確認・評価等..... 4 2.3 検査指摘事項の重要度評価..... 5 2.4 検査結果の通知及び公表..... 6 2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）..... 7 2.6 特別検査の実施に係る判断..... 8 2.7 総合的な評定..... 8 2.8 総合的な評定の結果の通知及び公表..... 9 2.9 検査結果に基づく規制措置の検討等..... 9 3 検査の実施に係る手順等..... 10 3.1 検査計画..... 10 3.2 検査の実施..... 11 3.3 検査報告書の作成..... 13 4 法定確認行為等と原子力規制検査の関係..... 13 4.1 申請等の受理..... 14 4.2 原子力規制検査の結果の確認等..... 14
1 目的 本実施要領は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 第 1 項の規定による原子力規制検査、同検査の結果に基づき実施する法第 61 条の 2 の 2 第 7 項の規定による総合的な評定及び同条第 10 項の規定を踏まえて実施する措置（以下「規制措置」という。）並びに原子力規制検査に関連して実施する法第 68 条の規定による立入検査※ 1 のほか、表 1-1 及び表 1-2 に示す検査の結果を踏まえて行う原子力規制委員会の確認等（以下「法定確認行為等」という。）の実施方法を明確化するために定めたものである。 ※ 1 法第 68 条第 1 項に基づく原子力事業者等の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査、関係者への質問又は試験のための試料の収去並びに同条第 2 項に基づく原子力施設の設計若しくは工事又は原子力施設の設備の製造を行う者その他の関係者の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査、関係者への質問	1 目的 本実施要領は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 第 1 項の規定による原子力規制検査、同検査の結果に基づき実施する法第 61 条の 2 の 2 第 7 項の規定による総合的な評定及び同条第 10 項の規定を踏まえて実施する措置（以下「規制措置」という。）並びに原子力規制検査に関連して実施する法第 68 条の規定による立入検査※ 1 のほか、表 1-1 及び表 1-2 に示す検査の結果を踏まえて行う原子力規制委員会の確認等（以下「法定確認行為等」という。）の実施方法を明確化するために定めたものである。 ※ 1 法第 68 条第 1 項に基づく原子力事業者等の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査、関係者への質問又は試験のための試料の収去並びに同条第 2 項に基づく原子力施設の設計若しくは工事又は原子力施設の設備の製造を行う者その他の関係者の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査、関係者への質問

2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素

原子力規制検査に基づく監督は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項で定められた検査対象に対する同条第 2 項から第 6 項までの規定に基づく原子力規制検査を、原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号）（以下「規則」という。）の規定により実施し、原子力規制検査の結果を踏まえて法第 61 条の 2 の 2 第 7 項及び第 8 項の規定による総合的な評価を行うとともに、同条第 9 項の規定による通知及び公表、必要に応じた同条第 10 項の規定を踏まえた規制措置を講ずるものである。これら一連のプロセスについて、関連して実施する法第 68 条の規定による立入検査を含めた構成要素及び関連性を図 1-1 及び図 1-2 に示す。本章では、プロセスに係る構成要素ごとにその実施方法を定める。

2.1 検査の体系等

(1) 検査対象

原子力規制検査の検査対象は、法第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等※ 2 及び核原料物質を使用する者※ 3（以下「事業者」と総称する。）に対して法の規定により義務付けられている事項に対応して、それぞれの者の事務所、原子力施設の敷地（工場又は事業所）、更には、調達先の者（法第 68 条第 2 項に規定する原子力施設の設計等を行う者その他の関係者をいう。以下同じ。）の事務所、工場等における当該事項の実施状況を監視するものとして法第 61 条の 2 の 2 第 1 項で定められており、事業等の種別に応じた対応する事項（以下「検査対象事項」という。）を表 2 に示す。

※ 2 製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者（旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。）

※ 3 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号。以下「令」という。）第 44 条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第 57 条の 7 第 1 項の規定による届出をした者及び法第 61 条の 3 第 1 項の許可を受けて核原料物質を使用する者（令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く。）が該当する。

表 2 に示す検査対象事項は、例えば法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号の基準の遵守状況が同項第 1 号の検査の実施状況と、また、同項第 3 号の措置の実施状況が同項第 4 号の措置の実施状況と密接に関係していることが多いため、原子力規制検査を実施するに当たっては、関係する事項を一括で監視できる体系となるよう、表 3 のとおり、事業者の安全活動の目的（以下「活動目的」という。）に応じた監視領域を「原子力施設安全」、「放射線安全」及び特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）の 3 つに大分類する。さらに、原子力施設安全については事業等ごとの規制基準体系を踏まえて小分類を設け、放射線安全については公衆及び従業員に係るものに小分類を設け、分類ごとの活動目的の達成状況を監視する。また、これらの監視領域に共通する事業者におけるマネジメント実施に関連する事項は、別に横断領域の視点を設けてその実施状況を監視する。

(2) 検査種別

原子力検査官は、事業者の安全活動が各監視領域において活動目的を達成しているかを監視するため、検査対象に関する事業者の安全活動に立ち会い、必要に応じて事業者の確認に加えて自ら確認することも含めて、規則第 2 条の勘案も踏まえ、原子力施設の特徴及び活動目的に対する重要度に応じた検査を行う。また、原子力施設ごとに各監視領域で検査の程度を設定し、効率的かつ効果的な実施に努めるため、

2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素

原子力規制検査に基づく監督は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項で定められた検査対象に対する同条第 2 項から第 6 項までの規定に基づく原子力規制検査を、原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号）（以下「規則」という。）の規定により実施し、原子力規制検査の結果を踏まえて法第 61 条の 2 の 2 第 7 項及び第 8 項の規定による総合的な評価を行うとともに、同条第 9 項の規定による通知及び公表、必要に応じた同条第 10 項の規定を踏まえた規制措置を講ずるものである。これら一連のプロセスについて、関連して実施する法第 68 条の規定による立入検査を含めた構成要素及び関連性を図 1-1 及び図 1-2 に示す。本章では、プロセスに係る構成要素ごとにその実施方法を定める。

2.1 検査の体系等

(1) 検査対象

原子力規制検査の検査対象は、法第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等※ 2 及び核原料物質を使用する者※ 3（以下「事業者」と総称する。）に対して法の規定により義務付けられている事項に対応して、それぞれの者の事務所、原子力施設の敷地（工場又は事業所）、更には、調達先の者（法第 68 条第 2 項に規定する原子力施設の設計等を行う者その他の関係者をいう。以下同じ。）の事務所、工場等における当該事項の実施状況を監視するものとして法第 61 条の 2 の 2 第 1 項で定められており、事業等の種別に応じた対応する事項（以下「検査対象事項」という。）を表 2 に示す。

※ 2 製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者（旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。）

※ 3 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号。以下「令」という。）第 44 条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第 57 条の 7 第 1 項の規定による届出をした者及び法第 61 条の 3 第 1 項の許可を受けて核原料物質を使用する者（令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く。）が該当する。

表 2 に示す検査対象事項は、例えば法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号の基準の遵守状況が同項第 1 号の検査の実施状況と、また、同項第 3 号の措置の実施状況が同項第 4 号の措置の実施状況と密接に関係していることが多いため、原子力規制検査を実施するに当たっては、関係する事項を一括で監視できる体系となるよう、表 3 のとおり、事業者の安全活動の目的（以下「活動目的」という。）に応じた監視領域を「原子力施設安全」、「放射線安全」及び特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）の 3 つに大分類する。さらに、原子力施設安全については事業等ごとの規制基準体系を踏まえて小分類を設け、放射線安全については公衆及び従業員に係るものに小分類を設け、分類ごとの活動目的の達成状況を監視する。また、これらの監視領域に共通する事業者におけるマネジメント実施に関連する事項は、別に横断領域の視点を設けてその実施状況を監視する。

(2) 検査種別

原子力検査官は、事業者の安全活動が各監視領域において活動目的を達成しているかを監視するため、検査対象に関する事業者の安全活動に立ち会い、必要に応じて事業者の確認に加えて自ら確認することも含めて、規則第 2 条の勘案も踏まえ、原子力施設の特徴及び活動目的に対する重要度に応じた検査を行う。また、原子力施設ごとに各監視領域で検査の程度を設定し、効率的かつ効果的な実施に努めるため、

規則第3条第1項に基づき実施する標準的な検査の程度を設定して検査対象事項全般を監視する基本検査、同条第2項に基づき実施する基本検査において事業者が行う安全活動に劣化が認められた場合に実施する追加検査並びに安全に関わる事象が発生した場合に当該事象の状況及び事業者の対応を確認するための特別検査を設ける。なお、特別検査は、法第68条の規定に基づいて行う。※4

※4 原子力事故に対する原子力規制委員会の対応には、上述の検査のほかに、原子力規制委員会設置法（平成24年法律第47号）第4条第1項第1号及び第23条第1項第2号に基づく、原子炉の運転等に起因する事故の原因及びそれによって発生した被害の原因を究明するための調査（原子力事故調査）がある。

基本検査は、各原子力規制事務所の原子力検査官が中心となって事業者の安全活動を日常的に監視するもの（以下「日常検査」という。）と、特定の検査対象について専門的知見や経験を有する原子力検査官を中心としたチームを編成した上で、時期を設定して個別事項の実施状況に特化して確認するもの（以下「チーム検査」という。）を組み合わせ、検査対象事項全般を監視する。日常検査は、原子力施設の状態及び計画中又は進行中の事業者の安全活動のそれぞれについて、活動目的に対する重要度やリスク情報※5を踏まえつつ、活動目的の達成状況を総体として把握した上で、具体的に検査で確認する事項を選定するとともに、重要度の高さに応じて立会い等の程度を設定する。活動目的の達成状況を把握する際には、必要に応じて事業者の改善活動やその効果について確認し、これを「2.7 総合的な評定」においても勘案する。事業者が行う安全活動に劣化が見られた場合は、「2.5 対応区分の設定」による対応区分の決定及び「2.9 検査結果に基づく規制措置の検討等」により規制措置の決定を行うため、当該事案の評価に必要な事実関係の確認を進め、事業者の見解を聴取する。

より具体的な検査の実施手法については、「3 検査の実施に係る手順等」に定めるほか、事業者の安全活動に対応して検査内容を体系的に整理し、検査ガイドとして別途定める。検査ガイドには、検査対象となる事業者の安全活動に応じた監視領域や当該検査の目的、検査要件、検査手順、具体的な検査手法の例を明示した検査手引、事業者の安全活動への立会い等の標準的な検査対象数（サンプル数）等を記載する。

※5 本実施要領におけるリスク情報とは、各監視領域に関連する活動目的を達成できていない可能性又は状況及びその程度を検討・評価するために有用な原子力施設の状態及び事業者の安全活動状況等に関する情報であり、直接的なものだけでなく、その可能性等の要因の特定や影響の大きさ等を含んでいる。また、リスク情報は、従来も用いている安全上の重要度、運転経験及び不適合情報等の定性的な情報に加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）により得られる計算結果や知見等の定量的な情報をいう。

追加検査は、事業者が行う安全活動に劣化が確認された事項に対する事業者の対応状況について、事業者が実施する原因分析の実施状況を踏まえつつ、横断領域を含めた幅広い視野から、複数の専門分野の原子力検査官によって、改善の効果を検証し、再発防止が確実なものとなっているかなどを個別具体的に確認する。追加検査の程度は、安全活動の劣化の程度に応じて設定される「2.5 対応区分の設定」により決定する。

特別検査は、安全に関わる事象のうち、活動目的の達成に対して大きな影響を与える若しくはそうなる可能性のあった事象又は公衆の健康と安全に影響を及ぼす可能性のあった事象が発生した場合に、当該事象の状況を確認するため、個別に実施の可否を判断の上、当該事象に関して専門性を有する原子力規制庁職員を含む原子力検査官等により実施する。

規則第3条第1項に基づき実施する標準的な検査の程度を設定して検査対象事項全般を監視する基本検査、同条第2項に基づき実施する基本検査において事業者が行う安全活動に劣化が認められた場合に実施する追加検査並びに安全に関わる事象が発生した場合に当該事象の状況及び事業者の対応を確認するための特別検査を設ける。なお、特別検査は、法第68条の規定に基づいて行う。※4

※4 原子力事故に対する原子力規制委員会の対応には、上述の検査のほかに、原子力規制委員会設置法（平成24年法律第47号）第4条第1項第1号及び第23条第1項第2号に基づく、原子炉の運転等に起因する事故の原因及びそれによって発生した被害の原因を究明するための調査（原子力事故調査）がある。

基本検査は、各原子力規制事務所の原子力検査官が中心となって事業者の安全活動を日常的に監視するもの（以下「日常検査」という。）と、特定の検査対象について専門的知見や経験を有する原子力検査官を中心としたチームを編成した上で、時期を設定して個別事項の実施状況に特化して確認するもの（以下「チーム検査」という。）を組み合わせ、検査対象事項全般を監視する。日常検査は、原子力施設の状態及び計画中又は進行中の事業者の安全活動のそれぞれについて、活動目的に対する重要度やリスク情報※5を踏まえつつ、活動目的の達成状況を総体として把握した上で、具体的に検査で確認する事項を選定するとともに、重要度の高さに応じて立会い等の程度を設定する。活動目的の達成状況を把握する際には、必要に応じて事業者の改善活動やその効果について確認し、これを「2.7 総合的な評定」においても勘案する。事業者が行う安全活動に劣化が見られた場合は、「2.5 対応区分の設定」による対応区分の決定及び「2.9 検査結果に基づく規制措置の検討等」により規制措置の決定を行うため、当該事案の評価に必要な事実関係の確認を進め、事業者の見解を聴取する。

より具体的な検査の実施手法については、「3 検査の実施に係る手順等」に定めるほか、事業者の安全活動に対応して検査内容を体系的に整理し、検査ガイドとして別途定める。検査ガイドには、検査対象となる事業者の安全活動に応じた監視領域や当該検査の目的、検査要件、検査手順、具体的な検査手法の例を明示した検査手引、事業者の安全活動への立会い等の標準的な検査対象数（サンプル数）等を記載する。

※5 本実施要領におけるリスク情報とは、各監視領域に関連する活動目的を達成できていない可能性又は状況及びその程度を検討・評価するために有用な原子力施設の状態及び事業者の安全活動状況等に関する情報であり、直接的なものだけでなく、その可能性等の要因の特定や影響の大きさ等を含んでいる。また、リスク情報は、従来も用いている安全上の重要度、運転経験及び不適合情報等の定性的な情報に加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）により得られる計算結果や知見等の定量的な情報をいう。

追加検査は、事業者が行う安全活動に劣化が確認された事項に対する事業者の対応状況について、事業者が実施する原因分析の実施状況を踏まえつつ、横断領域を含めた幅広い視野から、複数の専門分野の原子力検査官によって、改善の効果を検証し、再発防止が確実なものとなっているかなどを個別具体的に確認する。追加検査の程度は、安全活動の劣化の程度に応じて設定される「2.5 対応区分の設定」により決定する。

特別検査は、安全に関わる事象のうち、活動目的の達成に対して大きな影響を与える若しくはそうなる可能性のあった事象又は公衆の健康と安全に影響を及ぼす可能性のあった事象が発生した場合に、当該事象の状況を確認するため、個別に実施の可否を判断の上、当該事象に関して専門性を有する原子力規制庁職員を含む原子力検査官等により実施する。

<p>基本検査、追加検査、特別検査に関する詳細については、この実施要領に定めるもののほか、別途検査運用ガイドを定める。</p> <p>(3) 検査の実施方針</p> <p>基本検査を通じた確認等により事業者が行う安全活動に劣化のおそれが見られた監視領域については、標準的な検査の程度の範囲内で監視を充実するなど、効果的な検査の実施に努める。このほか、各監視領域内で具体的に検査する安全活動の選定、立会い等の程度の設定等に当たっては、合理的な範囲でリスク情報を活用し、より効率的かつ効果的な検査の実施に努める。</p> <p>2.2 安全実績指標等の確認・評価等</p> <p>(1) 実用発電用原子炉施設の場合</p> <p>基本検査の効率的かつ効果的な実施のためには、事業者の安全活動状況の監視手段を充実する必要がある。このため、規則第5条の規定に基づき、各監視領域に関連する活動目的の達成状況を確認する表4に示す安全活動に係る実績を示す指標（以下「安全実績指標」という。）について事業者から報告を受理する。また、原子力検査官は、事業者が安全実績指標の値を取得・整理する状況を検査により適時確認する。そして、原子力検査官が行う検査により事業者の安全実績指標の値の取得・整理に問題がないことを確認の上、追加検査の要否等を判断するために、安全実績指標の値を表5-1に示すとおり4段階に分類する。</p> <p>この安全実績指標の値は、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載するほか、「2.7 総合的な評定」において用いる。</p> <p>(2) 核燃料施設等※6の場合</p> <p>安全実績指標は表4に示す監視領域のうち放射線安全、核物質防護とし、規則第5条の規定に基づき事業者から報告を受理する。また、原子力検査官は、事業者が安全実績指標の値を取得・整理する状況を検査により適時確認する。そして、原子力検査官が行う検査により事業者の安全実績指標の値の取得・整理に問題がないことを確認の上、追加検査の要否等を判断するために、安全実績指標の値を表5-2に示すとおり「<u>追加対応なし</u>」と「<u>追加対応あり</u>」の2段階に分類する。</p> <p>この安全実績指標の値は、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載するほか、「2.7 総合的な評定」において用いる。</p> <p>※6 この実施要領において「核燃料施設等」とは、製錬施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設をいう。</p> <p>(3) 共通事項</p> <p>安全実績指標等の確認・評価等の詳細については、別途ガイドを定める。</p> <p>規則第5条に規定する期間において、全ての安全実績指標に係る安全活動の実績がなく、報告すべき安全実績指標の値がない実用発電用原子炉施設及び核燃料施設等については、運用上、安全実績指標の値を追加検査の要否等の判断に用いないことから、規則第5条の規定に基づく報告を積極的に求める必要はない。</p> <p>2.3 検査指摘事項の重要度評価</p> <p>(1) 実用発電用原子炉施設の場合</p>	<p>基本検査、追加検査、特別検査に関する詳細については、この実施要領に定めるもののほか、別途検査運用ガイドを定める。</p> <p>(3) 検査の実施方針</p> <p>基本検査を通じた確認等により事業者が行う安全活動に劣化のおそれが見られた監視領域については、標準的な検査の程度の範囲内で監視を充実するなど、効果的な検査の実施に努める。このほか、各監視領域内で具体的に検査する安全活動の選定、立会い等の程度の設定等に当たっては、合理的な範囲でリスク情報を活用し、より効率的かつ効果的な検査の実施に努める。</p> <p>2.2 安全実績指標等の確認・評価等</p> <p>(1) 実用発電用原子炉施設の場合</p> <p>基本検査の効率的かつ効果的な実施のためには、事業者の安全活動状況の監視手段を充実する必要がある。このため、規則第5条の規定に基づき、各監視領域に関連する活動目的の達成状況を確認する表4に示す安全活動に係る実績を示す指標（以下「安全実績指標」という。）について事業者から報告を受理する。また、原子力検査官は、事業者が安全実績指標の値を取得・整理する状況を検査により適時確認する。そして、原子力検査官が行う検査により事業者の安全実績指標の値の取得・整理に問題がないことを確認の上、追加検査の要否等を判断するために、安全実績指標の値を表5-1に示すとおり4段階に分類する。</p> <p>この安全実績指標の値は、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載するほか、「2.7 総合的な評定」において用いる。</p> <p>(2) 核燃料施設等※6の場合</p> <p>安全実績指標は表4に示す監視領域のうち放射線安全、核物質防護とし、規則第5条の規定に基づき事業者から報告を受理する。また、原子力検査官は、事業者が安全実績指標の値を取得・整理する状況を検査により適時確認する。そして、原子力検査官が行う検査により事業者の安全実績指標の値の取得・整理に問題がないことを確認の上、追加検査の要否等を判断するために、安全実績指標の値を表5-2に示すとおり「<u>指摘事項（追加対応なし）</u>」と「<u>指摘事項（追加対応あり）</u>」の2段階に分類する。</p> <p>この安全実績指標の値は、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載するほか、「2.7 総合的な評定」において用いる。</p> <p>※6 この実施要領において「核燃料施設等」とは、製錬施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設をいう。</p> <p>(3) 共通事項</p> <p>安全実績指標等の確認・評価等の詳細については、別途ガイドを定める。</p> <p>規則第5条に規定する期間において、全ての安全実績指標に係る安全活動の実績がなく、報告すべき安全実績指標の値がない実用発電用原子炉施設及び核燃料施設等については、運用上、安全実績指標の値を追加検査の要否等の判断に用いないことから、規則第5条の規定に基づく報告を積極的に求める必要はない。</p> <p>2.3 検査指摘事項の重要度評価</p> <p>(1) 実用発電用原子炉施設の場合</p>
---	---

原子力規制検査によって、いずれかの監視領域に関連する事業者が行う安全活動に劣化を確認した場合は、追加検査の要否等を判断するために、当該劣化（以下「検査指摘事項」という。）の重要度を評価する。この重要度評価は、監視領域ごとに、重要度を表5-1に示すとおり4段階（緑、白、黄、赤）に分類して行う。なお、評価におけるリスク情報の活用については、可能な範囲でPRAによる計算結果等の定量的な情報を活用する。当該検査指摘事項が低頻度で影響の極めて甚大な事象等又はPRAによって評価できない事象に関連する場合は、必要に応じて定性的な評価を行う。

検査指摘事項の重要度評価により緑を超える結果が得られた場合には、その評価の結果を事業者に通知する。当該事業者が希望する場合には公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で事業者から意見を聴取し、これを踏まえた重要度評価の結果を当該事業者に通知する。

その上で、当該事業者が重要度評価の結果に異議を申し立てた場合には、公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で当該事業者からその異議の内容を聴取し、これを踏まえて、原子力規制委員会としての重要度評価を決定する。原子力規制委員会が決定した評価結果は、当該事業者に通知する。

個別の検査指摘事項に係る重要度評価は、当該検査指摘事項に関する事業者の改善活動が速やかに実施できるよう、当該検査指摘事項を確認してからおおむね3か月以内に重要度評価の結果を得るべく作業を進める。この際、透明性の確保や行政手続法等に基づき必要となる措置等に留意する。

(2) 核燃料施設等の場合

原子力規制検査によって、いずれかの監視領域に関連する事業者が行う安全活動に劣化を確認した場合は、追加検査の要否等を判断するために、検査指摘事項の重要度を評価する。

評価は表5-2に示すとおり「追加対応なし」と「追加対応あり」の2段階に分類して行う。

検査指摘事項の評価により「追加対応あり」の結果が得られた場合には、その評価結果を事業者に通知する。当該事業者が希望する場合には公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で事業者から意見を聴取し、これを踏まえた評価の結果を当該事業者に通知する。

その上で、当該事業者が評価の結果に異議を申し立てた場合には、公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で当該事業者からその異議の内容を聴取し、これを踏まえて、原子力規制委員会としての評価を決定する。原子力規制委員会が決定した評価結果は、当該事業者に通知する。

個別の検査指摘事項に係る評価は、当該検査指摘事項に関する事業者の改善活動が速やかに実施できるよう、当該検査指摘事項を確認してからおおむね3か月以内にその結果を得るべく作業を進める。この際、透明性の確保や行政手続法等に基づき必要となる措置等に留意する。

(3) 共通事項

検査指摘事項に該当する可能性がある場合、当該検査を担当する原子力規制庁管理職は、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部に対してその状況を報告する。

検査指摘事項の重要度評価の詳細については、監視領域に対応した評価体系を整理した上で、別途ガイドを定める。当該ガイドには、評価の手順、考慮すべき事項、判断の基準、手続等を記載する。

2.4 検査結果の通知及び公表

原子力規制検査によって、いずれかの監視領域に関連する事業者が行う安全活動に劣化を確認した場合は、追加検査の要否等を判断するために、当該劣化（以下「検査指摘事項」という。）の重要度を評価する。この重要度評価は、監視領域ごとに、重要度を表5-1に示すとおり4段階（緑、白、黄、赤）に分類して行う。なお、評価におけるリスク情報の活用については、可能な範囲でPRAによる計算結果等の定量的な情報を活用する。当該検査指摘事項が低頻度で影響の極めて甚大な事象等又はPRAによって評価できない事象に関連する場合は、必要に応じて定性的な評価を行う。

検査指摘事項の重要度評価により緑以外の結果が得られた場合には、その評価の結果を事業者に通知する。当該事業者が希望する場合には公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で事業者から意見を聴取し、これを踏まえた重要度評価の結果を当該事業者に通知する。

その上で、当該事業者が重要度評価の結果に異議を申し立てた場合には、公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で当該事業者からその異議の内容を聴取し、これを踏まえて、原子力規制委員会としての重要度評価を決定する。原子力規制委員会が決定した評価結果は、当該事業者に通知する。

個別の検査指摘事項に係る重要度評価は、当該検査指摘事項に関する事業者の改善活動が速やかに実施できるよう、当該検査指摘事項を確認してからおおむね3か月以内に重要度評価の結果を得るべく作業を進める。この際、透明性の確保や行政手続法等に基づき必要となる措置等に留意する。

(2) 核燃料施設等の場合

原子力規制検査によって、いずれかの監視領域に関連する事業者が行う安全活動に劣化を確認した場合は、追加検査の要否等を判断するために、検査指摘事項の重要度を評価する。

評価は表5-2に示すとおり「指摘事項（追加対応なし）」と「指摘事項（追加対応あり）」の2段階に分類して行う。

検査指摘事項の評価により「指摘事項（追加対応あり）」の結果が得られた場合には、その評価結果を事業者に通知する。当該事業者が希望する場合には公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で事業者から意見を聴取し、これを踏まえた評価の結果を当該事業者に通知する。

その上で、当該事業者が評価の結果に異議を申し立てた場合には、公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で当該事業者からその異議の内容を聴取し、これを踏まえて、原子力規制委員会としての評価を決定する。原子力規制委員会が決定した評価結果は、当該事業者に通知する。

個別の検査指摘事項に係る評価は、当該検査指摘事項に関する事業者の改善活動が速やかに実施できるよう、当該検査指摘事項を確認してからおおむね3か月以内にその結果を得るべく作業を進める。この際、透明性の確保や行政手続法等に基づき必要となる措置等に留意する。

(3) 共通事項

検査指摘事項に該当する可能性がある場合、当該検査を担当する原子力規制庁管理職は、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部に対してその状況を報告する。

検査指摘事項の重要度評価の詳細については、監視領域に対応した評価体系を整理した上で、別途ガイドを定める。当該ガイドには、評価の手順、考慮すべき事項、判断の基準、手続等を記載する。

2.4 検査結果の通知及び公表

基本検査の結果は、日常検査及びチーム検査の結果を合わせて、原則四半期ごとに取りまとめ、検査を受けた事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページ等を通じて公表する。取りまとめに当たっては、使用した検査ガイドの種類や対象とした監視領域、具体的な確認対象等を明記するとともに、原則検査指摘事項に関して確認した事実関係、関連する規制要求事項、問題点等を明記し、当該検査指摘事項の重要度評価の結果を記載する。公表に当たっては、「2.7(1) 評定の単位」である各施設に対して、監視領域ごとに評価結果を明示する。追加検査及び特別検査の結果は、個別の検査ごとに事業者への通知及び公表を行う。

2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）

追加検査については、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の値の分類に応じて、表6-1及び表6-2に示すとおり、対応区分を設定する。なお、安全実績指標の値の分類により評価基準の対象となった事象が検査指摘事項としても評価基準の対象になっている場合は、いずれか分類の程度の大きいもののみを対象として取り扱う。また、新たに原子力規制検査の検査対象となったプラントについては最初の対応区分が設定されるまでは、第1区分に設定されているものとみなす。

追加検査は、「各監視領域における活動目的は満足しており、事業者の自律的な改善が見込める状態（第1区分）」、「各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態（第2区分）」、「各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態（第3区分）」、「各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態（第4区分）」又は「監視領域における活動目的を満足していないため、プラントの運転が許容されない状態（第5区分）」の5つの対応区分のうち、第2区分、第3区分又は第4区分が設定された場合に行う。

事業者からの安全実績指標の報告又は検査指摘事項の重要度評価の決定により、対応区分の変更を行った場合には、規則第3条第3項に基づき、事業者に対して、その旨を通知するとともに、事業者に根本的な原因分析並びに安全文化及び核セキュリティ文化の改善に係る検討（第4区分が設定された場合には、外部機関による評価を含む。）を伴う改善措置活動の計画並びにその実施結果の報告を求める。また、3年間以上継続して第3区分が設定された事業者に対しては、安全活動の改善に係る取組状況等について追加で報告を求める。

追加検査は、第2区分又は第3区分が設定された場合は、事業者から前記の実施結果の報告があった時点以降に実施し、第4区分が設定された場合は、区分の設定から6か月以内に改善措置活動の計画の報告を行うよう、事業者に求めた上で、その計画の報告を受理した後、当該計画を踏まえた追加検査の計画を作成し、追加検査を行う。

第2区分、第3区分又は第4区分が設定された場合は、その要因となった状態の改善状況を追加検査により確認し、改善の効果が確認できた場合は、第1区分に変更し、事業者へ通知する。この第1区分への変更後に行う対応区分の設定は、当該変更前に第2区分、第3区分又は第4区分が設定された要因となった状態（表6-1及び表6-2に示す施設の状態及び評価基準をいう。）が第1区分に適合する状態にあるものとみなして、行うものとする。

追加検査の実施に当たっては、規則第7条に基づき当該事業者に対して対応する手数料の納付を納入告知書の交付により当該事業者へ求める。

2.6 特別検査の実施に係る判断

リスクが高く安全上重要と思われる事象若しくは核物質防護事案（以下「異常事象等」という。）が報告された場合、又は法第61条の2の2の規定に基づく原子力規制検査において異常事象等を特定した場

基本検査の結果は、日常検査及びチーム検査の結果を合わせて、原則四半期ごとに取りまとめ、検査を受けた事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページ等を通じて公表する。取りまとめに当たっては、使用した検査ガイドの種類や対象とした監視領域、具体的な確認対象等を明記するとともに、原則検査指摘事項に関して確認した事実関係、関連する規制要求事項、問題点等を明記し、当該検査指摘事項の重要度評価の結果を記載する。公表に当たっては、「2.7(1) 評定の単位」である各施設に対して、監視領域ごとに評価結果を明示する。追加検査及び特別検査の結果は、個別の検査ごとに事業者への通知及び公表を行う。

2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）

追加検査については、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の値の分類に応じて、表6-1及び表6-2に示すとおり、対応区分を設定する。なお、安全実績指標の値の分類により評価基準の対象となった事象が検査指摘事項としても評価基準の対象になっている場合は、いずれか分類の程度の大きいもののみを対象として取り扱う。また、新たに原子力規制検査の検査対象となったプラントについては最初の対応区分が設定されるまでは、第1区分に設定されているものとみなす。

追加検査は、「各監視領域における活動目的は満足しており、事業者の自律的な改善が見込める状態（第1区分）」、「各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態（第2区分）」、「各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態（第3区分）」、「各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態（第4区分）」又は「監視領域における活動目的を満足していないため、プラントの運転が許容されない状態（第5区分）」の5つの対応区分のうち、第2区分、第3区分又は第4区分が設定された場合に行う。

事業者からの安全実績指標の報告又は検査指摘事項の重要度評価の決定により、対応区分の変更を行った場合には、規則第3条第3項に基づき、事業者に対して、その旨を通知するとともに、事業者に根本的な原因分析並びに安全文化及び核セキュリティ文化の改善に係る検討（第4区分が設定された場合には、外部機関による評価を含む。）を伴う改善措置活動の計画並びにその実施結果の報告を求める。また、3年間以上継続して第3区分が設定された事業者に対しては、安全活動の改善に係る取組状況等について追加で報告を求める。

追加検査は、第2区分又は第3区分が設定された場合は、事業者から前記の実施結果の報告があった時点以降に実施し、第4区分が設定された場合は、区分の設定から6か月以内に改善措置活動の計画の報告を行うよう、事業者に求めた上で、その計画の報告を受理した後、当該計画を踏まえた追加検査の計画を作成し、追加検査を行う。

第2区分、第3区分又は第4区分が設定された場合は、その要因となった状態の改善状況を追加検査により確認し、改善の効果が確認できた場合は、第1区分に変更し、事業者へ通知する。この第1区分への変更後に行う対応区分の設定は、当該変更前に第2区分、第3区分又は第4区分が設定された要因となった状態（表6-1及び表6-2に示す施設の状態及び評価基準をいう。）が第1区分に適合する状態にあるものとみなして、行うものとする。

追加検査の実施に当たっては、規則第7条に基づき当該事業者に対して対応する手数料の納付を納入告知書の交付により当該事業者へ求める。

2.6 特別検査の実施に係る判断

リスクが高く安全上重要と思われる事象若しくは核物質防護事案（以下「異常事象等」という。）が報告された場合、又は法第61条の2の2の規定に基づく原子力規制検査において異常事象等を特定した場

合に、当該事象が各監視領域の活動目的の達成に対して大きな影響を与える若しくはそうなる可能性のあった事象又は公衆の健康と安全に影響を及ぼす可能性のあった事象であるかについて安全上の重要性に係る評価を行う。当該評価の結果及びそれまでの基本検査での事業者の安全活動状況等の確認結果について原子力規制委員会に報告する。これを踏まえ、原子力規制委員会が特別検査の実施要否を判断する。

特別検査を実施する場合、発生した異常事象等の状況の調査及び把握をするため、事象の原因等に関する専門分野の原子力検査官を編成し、検査目的、検査対象、検査期間等を設定し、事業者へ通知する。

2.7 総合的な評定

(1) 評定の単位

総合的な評定は、原則として、規制体系の基礎となる事業等の許可又は指定の単位で年1回行う※7。ただし、一つの原子炉設置許可において複数の原子炉の設置許可がなされている場合には、各原子炉の安全確保の状況を明確にするため、原子炉ごとに評定を行う。

※7 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。）に対する検査（核物質防護に係るものを除く。）及び核原料物質を使用する者に対する検査については、10年に1回の原子力規制検査の基本検査を実施した年度ごとに評定を行う。なお、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用する使用者が一つの使用許可において令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等についても許可を受けている場合には、各年度において実施した原子力規制検査等の結果を踏まえて、当該許可を受けた使用者が実施する安全活動全般を対象に年1回評定を行う。

(2) 評定における考慮事項

検査対象事項について総合的な評定を行うに当たっては、「2.1 検査の体系等」に示す検査の体系に合わせて、事業者の安全活動が各監視領域に関連する活動目的を達成しているかどうかを評価する。その際、原子力利用における安全に関する最新の知見を踏まえ、事業者が各監視領域での活動目的の達成に向けて改善している安全活動やその効果について検証し、改善が図られているかどうかを勘案する。

各監視領域の評価に当たっては、安全実績指標の値の分類及び検査指摘事項の重要度評価を踏まえる。

2.8 総合的な評定の結果の通知及び公表

総合的な評定の結果には、表6-1及び表6-2の対応区分の設定のほか、横断領域に係る検査指摘事項がある場合にはこれも含める。これを事業者へ通知する際、検査の結果を踏まえて作成した次期の検査計画のほか、必要に応じ、以下の事項を事業者へ通知するとともに、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原則1年に1回公表する。この際、規則第7条に基づき、規則別表のとおり当該事業者に対して原子力施設の状態等に応じた基本検査の手数料の納付を納入告知書の交付により求める。※8

- ① 該当する評定期間中の安全実績指標の値の分類及び検査指摘事項の概要並びにこれらに関連する問題に対応した事業者及び原子力規制委員会の措置
- ② 前回の評定から対応区分に変更がある場合はその結果と理由
- ③ 3年間以上継続して第3区分が設定されている場合は、事業者による安全活動の改善に係る取組状況等

合に、当該事象が各監視領域の活動目的の達成に対して大きな影響を与える若しくはそうなる可能性のあった事象又は公衆の健康と安全に影響を及ぼす可能性のあった事象であるかについて安全上の重要性に係る評価を行う。当該評価の結果及びそれまでの基本検査での事業者の安全活動状況等の確認結果について原子力規制委員会に報告する。これを踏まえ、原子力規制委員会が特別検査の実施要否を判断する。

特別検査を実施する場合、発生した異常事象等の状況の調査及び把握をするため、事象の原因等に関する専門分野の原子力検査官を編成し、検査目的、検査対象、検査期間等を設定し、事業者へ通知する。

2.7 総合的な評定

(1) 評定の単位

総合的な評定は、原則として、規制体系の基礎となる事業等の許可又は指定の単位で年1回行う※7。ただし、一つの原子炉設置許可において複数の原子炉の設置許可がなされている場合には、各原子炉の安全確保の状況を明確にするため、原子炉ごとに評定を行う。

※7 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。）に対する検査（核物質防護に係るものを除く。）及び核原料物質を使用する者に対する検査については、10年に1回の原子力規制検査の基本検査を実施した年度ごとに評定を行う。なお、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用する使用者が一つの使用許可において令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等についても許可を受けている場合には、各年度において実施した原子力規制検査等の結果を踏まえて、当該許可を受けた使用者が実施する安全活動全般を対象に年1回評定を行う。

(2) 評定における考慮事項

検査対象事項について総合的な評定を行うに当たっては、「2.1 検査の体系等」に示す検査の体系に合わせて、事業者の安全活動が各監視領域に関連する活動目的を達成しているかどうかを評価する。その際、原子力利用における安全に関する最新の知見を踏まえ、事業者が各監視領域での活動目的の達成に向けて改善している安全活動やその効果について検証し、改善が図られているかどうかを勘案する。

各監視領域の評価に当たっては、安全実績指標の値の分類及び検査指摘事項の重要度評価を踏まえる。

2.8 総合的な評定の結果の通知及び公表

総合的な評定の結果には、表6-1及び表6-2の対応区分の設定のほか、横断領域に係る検査指摘事項がある場合にはこれも含める。これを事業者へ通知する際、検査の結果を踏まえて作成した次期の検査計画のほか、必要に応じ、以下の事項を事業者へ通知するとともに、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原則1年に1回公表する。この際、規則第7条に基づき、規則別表のとおり当該事業者に対して原子力施設の状態等に応じた基本検査の手数料の納付を納入告知書の交付により求める。※8

- ① 該当する評定期間中の安全実績指標の値の分類及び検査指摘事項の概要並びにこれらに関連する問題に対応した事業者及び原子力規制委員会の措置
- ② 前回の評定から対応区分に変更がある場合はその結果と理由
- ③ 3年間以上継続して第3区分が設定されている場合は、事業者による安全活動の改善に係る取組状況等

④事業者の安全活動の改善状況に係る規制機関の認識

※8 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。）に対する検査（核物質防護に係るものを除く。）及び核原料物質を使用する者に対する検査については、10年に1回の原子力規制検査の基本検査を実施する年度（実施時期が年度初めの場合は、その前年度）に検査計画を通知し、規則第7条に基づき基本検査の手数料の納付を納入告知書の交付により求める。なお、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用する使用者が一つの使用許可において令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等についても許可を受けている場合には、年1回の評定の結果の公表に合わせて手数料の納付を納入告知書の交付により求める。

2.9 検査結果に基づく規制措置の検討等

規制措置は、検査等で確認した問題点を是正し、各監視領域における活動目的の達成を確保するための措置命令のほか、法令に基づく事業者の責務の実施が確保できないと考えられる場合の許可取消し等の処分を含め、事業者による問題解決への取組を確実なものとするための規制機関としての対応である（関連する処分に係る法の条文を表7に示す。）。この対応は、事案の性格や内容に応じて、各監視領域における活動目的の達成を確保するために適時実施する必要があることから、重要度評価の結果を踏まえて、総合的な評定を待つことなく検討を行う。なお、即時の対応を必要としないものについては、総合的な評定を踏まえてその後の原子力規制検査で状況を確認するなど、事案の重要度、緊急性等を踏まえて的確に対応する。

原子力規制検査において気付き事項がある場合は、「3.2(5)検査の実施」に規定する検査指摘事項とするかどうかの判断及び重要度評価を行う。これと並行して、法令違反があったか、原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼすものか、原子力安全に実質的な影響があったか、意図的な不正行為によるものかの視点で情報収集等を行い、問題がないか確認する。重要度評価及びこれらの確認の結果から、当該事業者に必要な措置を求めることを検討する。特に、検査指摘事項のうち重要度評価の結果が、実用発電用原子炉施設については緑を超えるもの、核燃料施設等については「追加対応あり」としたものについては、規制要求に抵触している蓋然性が高いことから、規制措置の要否を検討した上で、その内容を決定する。また、規制措置が不利益処分となる場合には、行政手続法等に基づき、必要な手続を取る。本規制措置の検討に当たっては、検査指摘事項の重要度評価の手順と同様に、事業者の希望に応じて公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で意見等を聴取する機会を設ける。

なお、措置命令等を行った場合においては、必要に応じて当該命令等に係る措置の実施状況を原子力規制検査により確認する。

検査結果に基づく規制措置の詳細については、別途ガイドを定める。

3 検査の実施に係る手順等

本章では、「2.1 検査の体系」等及び「2.4 検査の結果の通知及び公表」で示す検査等を円滑に運用するための具体的な手順等を定める。

3.1 検査計画

原子力規制検査は、総合的な評定の結果及びその他の関連事情を勘案して、検査の程度を決定し、計画して実施するため、総合的な評定を取りまとめる際には、その結果を踏まえた検査計画を合わせて作成し、事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページ等を通じて公表する。ただし、追

④事業者の安全活動の改善状況に係る規制機関の認識

※8 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。）に対する検査（核物質防護に係るものを除く。）及び核原料物質を使用する者に対する検査については、10年に1回の原子力規制検査の基本検査を実施する年度（実施時期が年度初めの場合は、その前年度）に検査計画を通知し、規則第7条に基づき基本検査の手数料の納付を納入告知書の交付により求める。なお、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用する使用者が一つの使用許可において令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等についても許可を受けている場合には、年1回の評定の結果の公表に合わせて手数料の納付を納入告知書の交付により求める。

2.9 検査結果に基づく規制措置の検討等

規制措置は、検査等で確認した問題点を是正し、各監視領域における活動目的の達成を確保するための措置命令のほか、法令に基づく事業者の責務の実施が確保できないと考えられる場合の許可取消し等の処分を含め、事業者による問題解決への取組を確実なものとするための規制機関としての対応である（関連する処分に係る法の条文を表7に示す。）。この対応は、事案の性格や内容に応じて、各監視領域における活動目的の達成を確保するために適時実施する必要があることから、重要度評価の結果を踏まえて、総合的な評定を待つことなく検討を行う。なお、即時の対応を必要としないものについては、総合的な評定を踏まえてその後の原子力規制検査で状況を確認するなど、事案の重要度、緊急性等を踏まえて的確に対応する。

原子力規制検査において気付き事項がある場合は、「3.2(5)検査の実施」に規定する検査指摘事項とするかどうかの判断及び重要度評価を行う。これと並行して、法令違反があったか、原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼすものか、原子力安全に実質的な影響があったか、意図的な不正行為によるものかの視点で情報収集等を行い、問題がないか確認する。重要度評価及びこれらの確認の結果から、当該事業者に必要な措置を求めることを検討する。特に、検査指摘事項のうち重要度評価の結果が、実用発電用原子炉施設については緑以外のもの、核燃料施設等については指摘事項（追加対応あり）としたものについては、規制要求に抵触している蓋然性が高いことから、規制措置の要否を検討した上で、その内容を決定する。また、規制措置が不利益処分となる場合には、行政手続法等に基づき、必要な手続を取る。本規制措置の検討に当たっては、検査指摘事項の重要度評価の手順と同様に、事業者の希望に応じて公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で意見等を聴取する機会を設ける。

なお、措置命令等を行った場合においては、必要に応じて当該命令等に係る措置の実施状況を原子力規制検査により確認する。

検査結果に基づく規制措置の詳細については、別途ガイドを定める。

3 検査の実施に係る手順等

本章では、「2.1 検査の体系」等及び「2.4 検査の結果の通知及び公表」で示す検査等を円滑に運用するための具体的な手順等を定める。

3.1 検査計画

原子力規制検査は、総合的な評定の結果及びその他の関連事情を勘案して、検査の程度を決定し、計画して実施するため、総合的な評定を取りまとめる際には、その結果を踏まえた検査計画を合わせて作成し、事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページ等を通じて公表する。ただし、追

加検査及び特別検査は、総合的な評定を待つことなく実施することから、事案が発生した都度、個別に計画を作成し、検査の対象、内容、期間等について当該事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページ等を通じて公表する。なお、勘案すべきその他の関連事情には、原子力施設の種別、規模及び建設段階、供用段階、廃止措置段階等の原子力施設の状況等が含まれる。

総合的な評定の単位（原則として事業等の許可又は指定の単位、原子炉設置者については原子炉の単位）を踏まえ、同一の単位ごとに検査計画を作成する。その際、1つの事業者において複数の事業の許可又は指定を受けている場合や、複数の原子炉又は原子力発電所の運転等を行っている場合等、総合的な評定の単位を超えて事業者が同一の組織で安全活動を行っている場合には、一体的に検査を行う計画を立て、効率的かつ効果的な検査の実施に努める。そのため、検査計画の作成においては、主にチーム検査の計画について、事業者の安全活動計画を踏まえて、原子力検査官の配置等を考慮して検査時期の調整を行う。また、日常検査については、事業者の日々の安全活動状況等を踏まえて適時検査を行う必要があるため、年間を通して、検査ガイドに規定する検査量が事業者の安全活動状況に応じて適切に配分できるように随時調整する。その際、複数の監視領域に共通する検査ガイドを用いて検査を実施する場合や、複数の検査ガイドを併用して一体的に検査を実施する場合等は、それぞれに検査量を配分する。また、法定確認行為等に係る検査は事業者からの申請等に基づいて行うこととなるため、申請等の内容を踏まえて設定された検査項目に係る検査の実施計画を立てる。

検査計画を作成後、事業者の安全活動計画が大幅に変更となった場合は、適宜検査計画を変更し、変更後の事業者の安全活動計画に即した検査が実施できるよう調整する。

3.2 検査の実施

作成した検査計画に基づき、基本検査、追加検査及び特別検査を行う際には、事業者の日々の活動状況を踏まえて検査内容の詳細を設定していく必要があるため、日常検査や日々の監視、事業者会議への参加等を通じて、検査前に事業者の安全活動状況及び活動予定を把握し、チーム検査の具体的な検査内容を設定して検査を実施する。原子力検査官は、法第61条の2の2第3項並びに第68条第1項及び第2項の規定に基づく検査を、事業者又は事業者の調達先の者（以下「事業者等」という。）が安全活動を行う場所（以下「検査場所」という。）への立入り、必要な物件の検査、関係者に対する質問及び事業者から必要な試料の提出を受けての試験等を通じて、効率的かつ効果的に実施するため、必要な事前準備を行った上で検査を実施する。

原子力検査官は、基本検査、追加検査及び特別検査を行う際には、法第61条の2の2第4項並びに法第68条第5項の規定に基づき、その身分を示す証明書を携帯し、かつ、関係者の請求があるときは、これを提示しなければならない。

(1) 立入りに関する事前準備

検査場所では、放射線管理や核物質防護管理等を目的に立入りを制限している場合があるため、事業者等がその責務を遵守することを阻害しないよう配慮し、事前に事業者等の運用状況を把握し、事業者等の行う必要な教育及び訓練を受け、検査のために立入りができるようにしておく。

なお、原子力検査官の立入りに関しては、立入先での事業者等の安全活動状況の実態が確実に観察できるようにするため、事業者等の職員等が原子力検査官の立入先への出入りや立入先での居場所を原子力検査官の許可なしに原則ほかの事業者等の職員等に連絡しないよう、事業者等において周知徹底されるよう準備する。

(2) 物件検査及び試料受理に関する事前準備

加検査及び特別検査は、総合的な評定を待つことなく実施することから、事案が発生した都度、個別に計画を作成し、検査の対象、内容、期間等について当該事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページ等を通じて公表する。なお、勘案すべきその他の関連事情には、原子力施設の種別、規模及び建設段階、供用段階、廃止措置段階等の原子力施設の状況等が含まれる。

総合的な評定の単位（原則として事業等の許可又は指定の単位、原子炉設置者については原子炉の単位）を踏まえ、同一の単位ごとに検査計画を作成する。その際、1つの事業者において複数の事業の許可又は指定を受けている場合や、複数の原子炉又は原子力発電所の運転等を行っている場合等、総合的な評定の単位を超えて事業者が同一の組織で安全活動を行っている場合には、一体的に検査を行う計画を立て、効率的かつ効果的な検査の実施に努める。そのため、検査計画の作成においては、主にチーム検査の計画について、事業者の安全活動計画を踏まえて、原子力検査官の配置等を考慮して検査時期の調整を行う。また、日常検査については、事業者の日々の安全活動状況等を踏まえて適時検査を行う必要があるため、年間を通して、検査ガイドに規定する検査量が事業者の安全活動状況に応じて適切に配分できるように随時調整する。その際、複数の監視領域に共通する検査ガイドを用いて検査を実施する場合や、複数の検査ガイドを併用して一体的に検査を実施する場合等は、それぞれに検査量を配分する。また、法定確認行為等に係る検査は事業者からの申請等に基づいて行うこととなるため、申請等の内容を踏まえて設定された検査項目に係る検査の実施計画を立てる。

検査計画を作成後、事業者の安全活動計画が大幅に変更となった場合は、適宜検査計画を変更し、変更後の事業者の安全活動計画に即した検査が実施できるよう調整する。

3.2 検査の実施

作成した検査計画に基づき、基本検査、追加検査及び特別検査を行う際には、事業者の日々の活動状況を踏まえて検査内容の詳細を設定していく必要があるため、日常検査や日々の監視、事業者会議への参加等を通じて、検査前に事業者の安全活動状況及び活動予定を把握し、チーム検査の具体的な検査内容を設定して検査を実施する。原子力検査官は、法第61条の2の2第3項並びに第68条第1項及び第2項の規定に基づく検査を、事業者又は事業者の調達先の者（以下「事業者等」という。）が安全活動を行う場所（以下「検査場所」という。）への立入り、必要な物件の検査、関係者に対する質問及び事業者から必要な試料の提出を受けての試験等を通じて、効率的かつ効果的に実施するため、必要な事前準備を行った上で検査を実施する。

(1) 立入りに関する事前準備

検査場所では、放射線管理や核物質防護管理等を目的に立入りを制限している場合があるため、事業者等がその責務を遵守することを阻害しないよう配慮し、事前に事業者等の運用状況を把握し、事業者等の行う必要な教育及び訓練を受け、検査のために立入りができるようにしておく。

なお、原子力検査官の立入りに関しては、立入先での事業者等の安全活動状況の実態が確実に観察できるようにするため、事業者等の職員等が原子力検査官の立入先への出入りや立入先での居場所を原子力検査官の許可なしに原則ほかの事業者等の職員等に連絡しないよう、事業者等において周知徹底されるよう準備する。

(2) 物件検査及び試料受理に関する事前準備

立入りと同様に、機密情報等の取扱いとして閲覧等を制限している場合があるため、事業者等がその責務を遵守することを阻害しないよう配慮し、事前に事業者等の運用状況を把握し、事業者等の行う必要な教育及び訓練を受け、検査のために必要な閲覧等ができるようにしておく。

(3) 関係者に対する質問に関する事前準備

関係者に対する質問は、事業者等の職員に限らず、事業者等の安全活動に関係している者に対して、原子力規制検査の実施に必要な範囲で、事業者の活動状況や当該活動に係るその者の認識等を把握するために行う。この際、事業者等の活動を阻害し安全上の影響を及ぼすことのないよう、質問時期等に配慮する。

質問への回答内容は、回答者の役職、責務等を踏まえて取り扱い、組織としての回答を求める場合には、質問に関する事項に責任を有する者を特定して質問を行う。

(4) 開始会議

チーム検査、追加検査及び特別検査では、検査対象とする事業者等の安全活動に責任を有する者を含めた関係者との打合せを実施し、検査目的、検査予定等を説明するとともに、効果的かつ効率的に検査が実施できるよう、事業者等の安全活動状況等の情報をあらかじめ聴取する。なお、非通知による検査を通じて事業者等の安全活動の実態を把握することを目的とする場合には、柔軟に検査を行う。

(5) 検査の実施

別に定める検査ガイドに規定する検査対象、検査対象数、検査量等を踏まえて検査を実施する。その際、これまでの検査結果を含めた事業者等の安全活動状況を確認した上で、リスク情報を活用して、検査対象を選定する。

事業者等の安全活動を全般的に監視するため、休日や平日通常勤務時間外の事業者等の安全活動に対して、検査ガイドで規定する範囲で当該活動の状況を確認する検査（以下「時間外検査」という。）を行うものとする。時間外検査は、異なる作業状態や多様な時間帯（炉停止、通常運転、週末、夜その他）の状況が確認できるように実施する。

検査における気付き事項がある場合は、関係する原子力検査官に情報を共有し意見交換を行うとともに、事実関係等を調査し、事業者等から見解を聴取するなど情報を収集した上で、検査指摘事項に該当するかどうかを判断する。こうした情報収集は、対象とする安全活動の重要度及び不明瞭な事項の程度に応じて実施するよう留意する。

検査指摘事項に該当するかどうかを判断するための詳細については、別途ガイドを定める。

(6) 締めくくり会議等

原子力検査官は、検査ガイドの単位、検査の一定期間等の終了時又は終了後において事業者の責任者との会議等※9を行い、検査結果並びに検査指摘事項に係る事実関係及び原子力検査官の認識（問題を指摘した視点等※10）を説明する。その際、必要に応じて事業者等の意見を確認する。

※9 指摘事項や気付き事項の有無によって会議の形態を調整してかまわない。

※10 事業者に期待する対応の提案等は、事業者自らの改善策の検討を阻害する可能性があるため、緊急を要すると考えられる場合、必要な対応が明白である場合に限る等、慎重に実施する必要がある。

3.3 検査報告書の作成

立入りと同様に、機密情報等の取扱いとして閲覧等を制限している場合があるため、事業者等がその責務を遵守することを阻害しないよう配慮し、事前に事業者等の運用状況を把握し、事業者等の行う必要な教育及び訓練を受け、検査のために必要な閲覧等ができるようにしておく。

(3) 関係者に対する質問に関する事前準備

関係者に対する質問は、事業者等の職員に限らず、事業者等の安全活動に関係している者に対して、原子力規制検査の実施に必要な範囲で、事業者の活動状況や当該活動に係るその者の認識等を把握するために行う。この際、事業者等の活動を阻害し安全上の影響を及ぼすことのないよう、質問時期等に配慮する。

質問への回答内容は、回答者の役職、責務等を踏まえて取り扱い、組織としての回答を求める場合には、質問に関する事項に責任を有する者を特定して質問を行う。

(4) 開始会議

チーム検査、追加検査及び特別検査では、検査対象とする事業者等の安全活動に責任を有する者を含めた関係者との打合せを実施し、検査目的、検査予定等を説明するとともに、効果的かつ効率的に検査が実施できるよう、事業者等の安全活動状況等の情報をあらかじめ聴取する。なお、非通知による検査を通じて事業者等の安全活動の実態を把握することを目的とする場合には、柔軟に検査を行う。

(5) 検査の実施

別に定める検査ガイドに規定する検査対象、検査対象数、検査量等を踏まえて検査を実施する。その際、これまでの検査結果を含めた事業者等の安全活動状況を確認した上で、リスク情報を活用して、検査対象を選定する。

事業者等の安全活動を全般的に監視するため、休日や平日通常勤務時間外の事業者等の安全活動に対して、検査ガイドで規定する範囲で当該活動の状況を確認する検査（以下「時間外検査」という。）を行うものとする。時間外検査は、異なる作業状態や多様な時間帯（炉停止、通常運転、週末、夜その他）の状況が確認できるように実施する。

検査における気付き事項がある場合は、関係する原子力検査官に情報を共有し意見交換を行うとともに、事実関係等を調査し、事業者等から見解を聴取するなど情報を収集した上で、検査指摘事項に該当するかどうかを判断する。こうした情報収集は、対象とする安全活動の重要度及び不明瞭な事項の程度に応じて実施するよう留意する。

検査指摘事項に該当するかどうかを判断するための詳細については、別途ガイドを定める。

(6) 締めくくり会議等

原子力検査官は、検査ガイドの単位、検査の一定期間等の終了時又は終了後において事業者の責任者との会議等※9を行い、検査結果並びに検査指摘事項に係る事実関係及び原子力検査官の認識（問題を指摘した視点等※10）を説明する。その際、必要に応じて事業者等の意見を確認する。

※9 指摘事項や気付き事項の有無によって会議の形態を調整してかまわない。

※10 事業者に期待する対応の提案等は、事業者自らの改善策の検討を阻害する可能性があるため、緊急を要すると考えられる場合、必要な対応が明白である場合に限る等、慎重に実施する必要がある。

3.3 検査報告書の作成

基本検査の検査報告書は、四半期の間に実施した基本検査をまとめて作成する。検査報告書には、当該四半期に実施した検査内容、検査指摘事項等を記載する。検査指摘事項は、その事案における問題が明確になるように事実を客観的に記載する。検査報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き公開する。当該申出と併せて基本検査の検査報告書を原子力規制委員会に報告する。

追加検査又は特別検査の検査報告書は、それぞれ個別に作成する。検査報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き公開する。当該申出と併せて追加検査又は特別検査の検査報告書を原子力規制委員会に報告する。

4 法定確認行為等と原子力規制検査の関係

核燃料物質等に関する事業所外廃棄の確認等の法定確認行為等を実施するに当たっては、事業者の一連の安全活動を記録等により確認することが必要となるが、原子力規制検査により関連する事業者の安全活動を適時確認することにより、当該記録等の適切性を確認することが可能であるため、法定確認行為等に係る事業者からの申請等があった場合には、申請等以前の関連する事業者の安全活動に対する原子力規制検査の結果を確認するとともに、申請等後の原子力規制検査による確認結果も含め、事業者の一連の安全活動を記録等により確認する。

4.1 申請等の受理

法定確認行為等の種別に応じて表8-1及び表8-2に示す各規則条文に対応した原子力規制委員会宛ての申請書等について、法定確認行為等を受けようとする事業者から提出された場合には、申請書等の記載事項が当該規則条文に対応していることを確認する。また、令別表第1で規定されている手数料の納付を納入告知書の交付により求めた上で、必要な手数料が納付されていることを確認するものとする。

受理した申請については、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の安全活動に対する原子力規制検査による検査項目（以下単に「検査項目」という。）を設定する。

4.2 原子力規制検査の結果の確認等

設定した検査項目について、申請以前の関連する事業者の安全活動の実施状況に係る原子力規制検査の結果を確認した上で、事業者の安全活動に対して確認すべき事項を特定し、原子力規制検査等を実施する。

法定確認行為等に必要な確認を実施し、設定した検査項目について検査指摘事項がないこと、又は検査指摘事項があった場合には内容が当該申請に係る確認対象となる事項に影響を及ぼさないことを確認した場合には、確認証の交付を行う。

図1-1 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素（実用発電用原子炉）

基本検査の検査報告書は、四半期の間に実施した基本検査をまとめて作成する。検査報告書には、当該四半期に実施した検査内容、検査指摘事項等を記載する。検査指摘事項は、その事案における問題が明確になるように事実を客観的に記載する。検査報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き公開する。当該申出と併せて基本検査の検査報告書を原子力規制委員会に報告する。

追加検査又は特別検査の検査報告書は、それぞれ個別に作成する。検査報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き公開する。当該申出と併せて追加検査又は特別検査の検査報告書を原子力規制委員会に報告する。

4 法定確認行為等と原子力規制検査の関係

核燃料物質等に関する事業所外廃棄の確認等の法定確認行為等を実施するに当たっては、事業者の一連の安全活動を記録等により確認することが必要となるが、原子力規制検査により関連する事業者の安全活動を適時確認することにより、当該記録等の適切性を確認することが可能であるため、法定確認行為等に係る事業者からの申請等があった場合には、申請等以前の関連する事業者の安全活動に対する原子力規制検査の結果を確認するとともに、申請等後の原子力規制検査による確認結果も含め、事業者の一連の安全活動を記録等により確認する。

4.1 申請等の受理

法定確認行為等の種別に応じて表8-1及び表8-2に示す各規則条文に対応した原子力規制委員会宛ての申請書等について、法定確認行為等を受けようとする事業者から提出された場合には、申請書等の記載事項が当該規則条文に対応していることを確認する。また、令別表第1で規定されている手数料の納付を納入告知書の交付により求めた上で、必要な手数料が納付されていることを確認するものとする。

受理した申請については、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の安全活動に対する原子力規制検査による検査項目（以下単に「検査項目」という。）を設定する。

4.2 原子力規制検査の結果の確認等

設定した検査項目について、申請以前の関連する事業者の安全活動の実施状況に係る原子力規制検査の結果を確認した上で、事業者の安全活動に対して確認すべき事項を特定し、原子力規制検査等を実施する。

法定確認行為等に必要な確認を実施し、設定した検査項目について検査指摘事項がないこと、又は検査指摘事項があった場合には内容が当該申請に係る確認対象となる事項に影響を及ぼさないことを確認した場合には、確認証の交付を行う。

図1-1 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素（実用発電用原子炉）

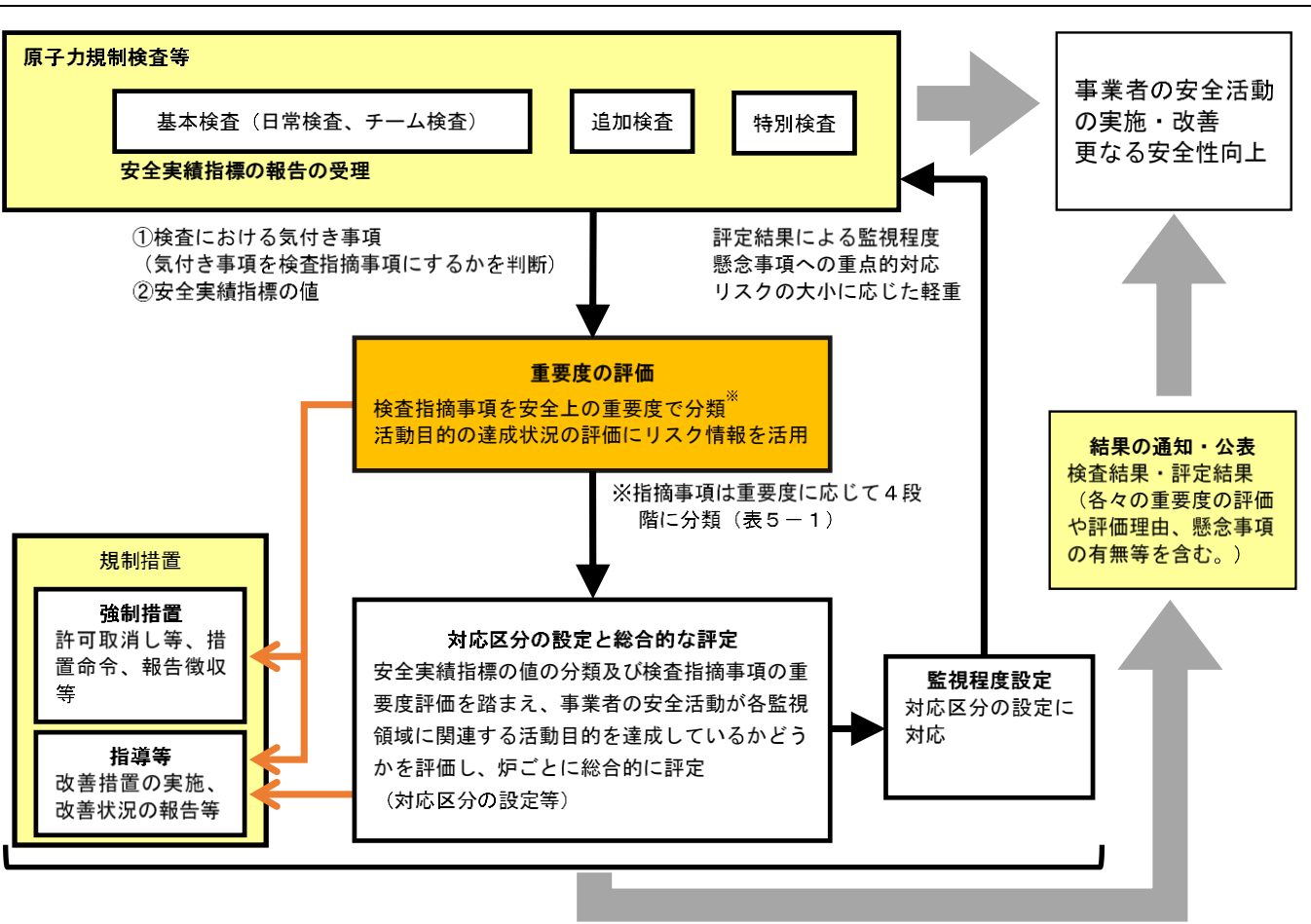
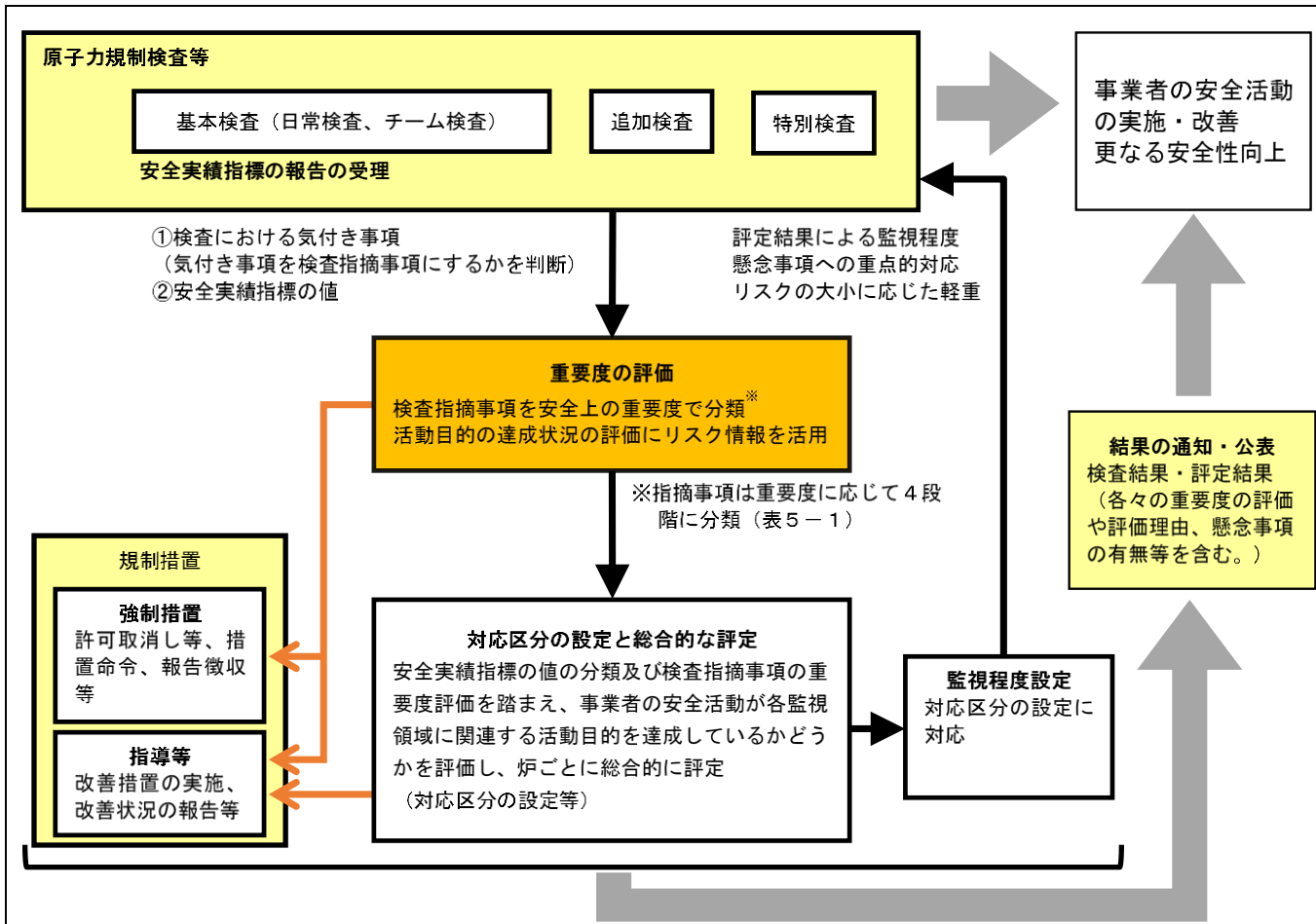


図1-2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素（核燃料施設等）

図1-2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素（核燃料施設等）

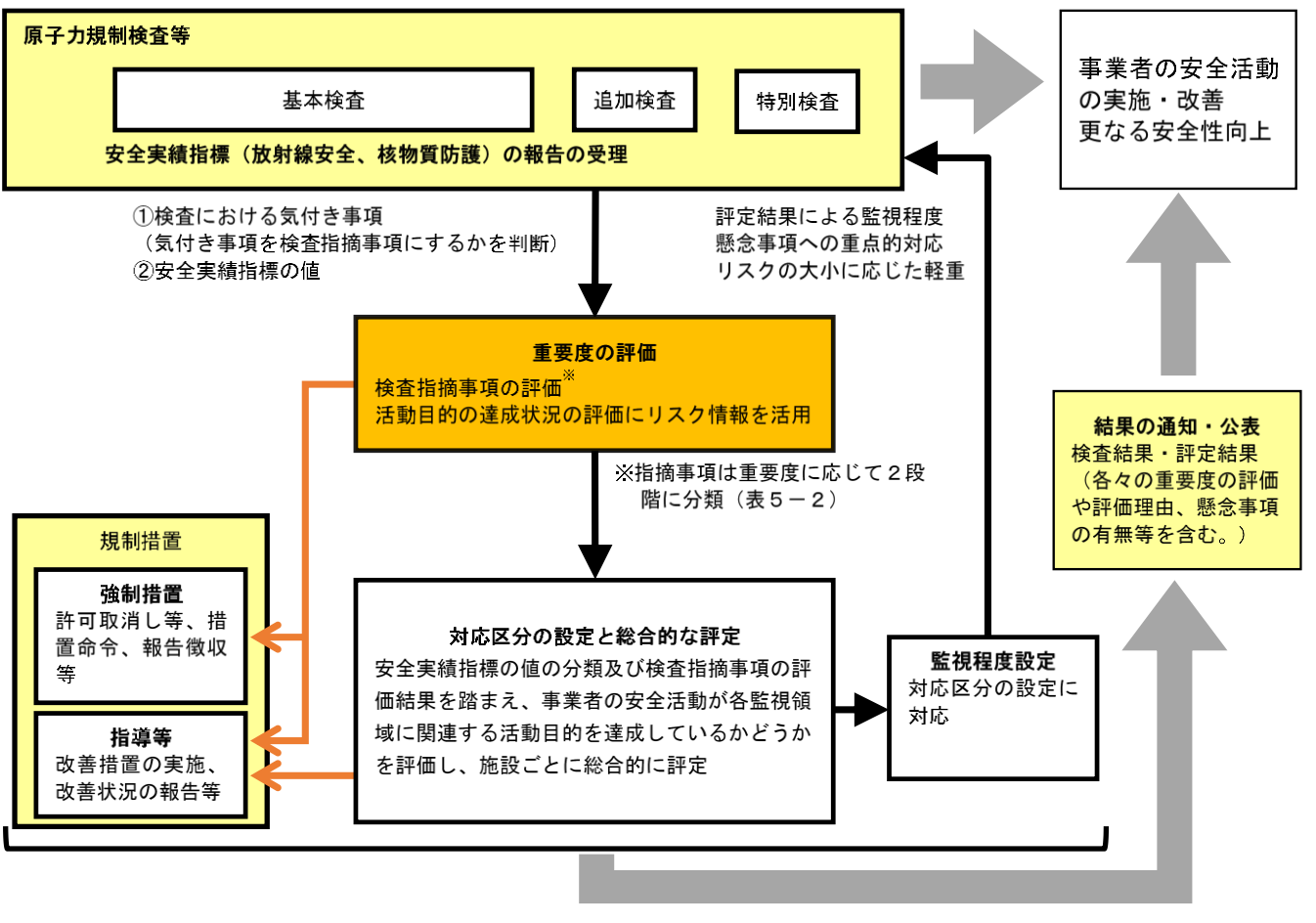
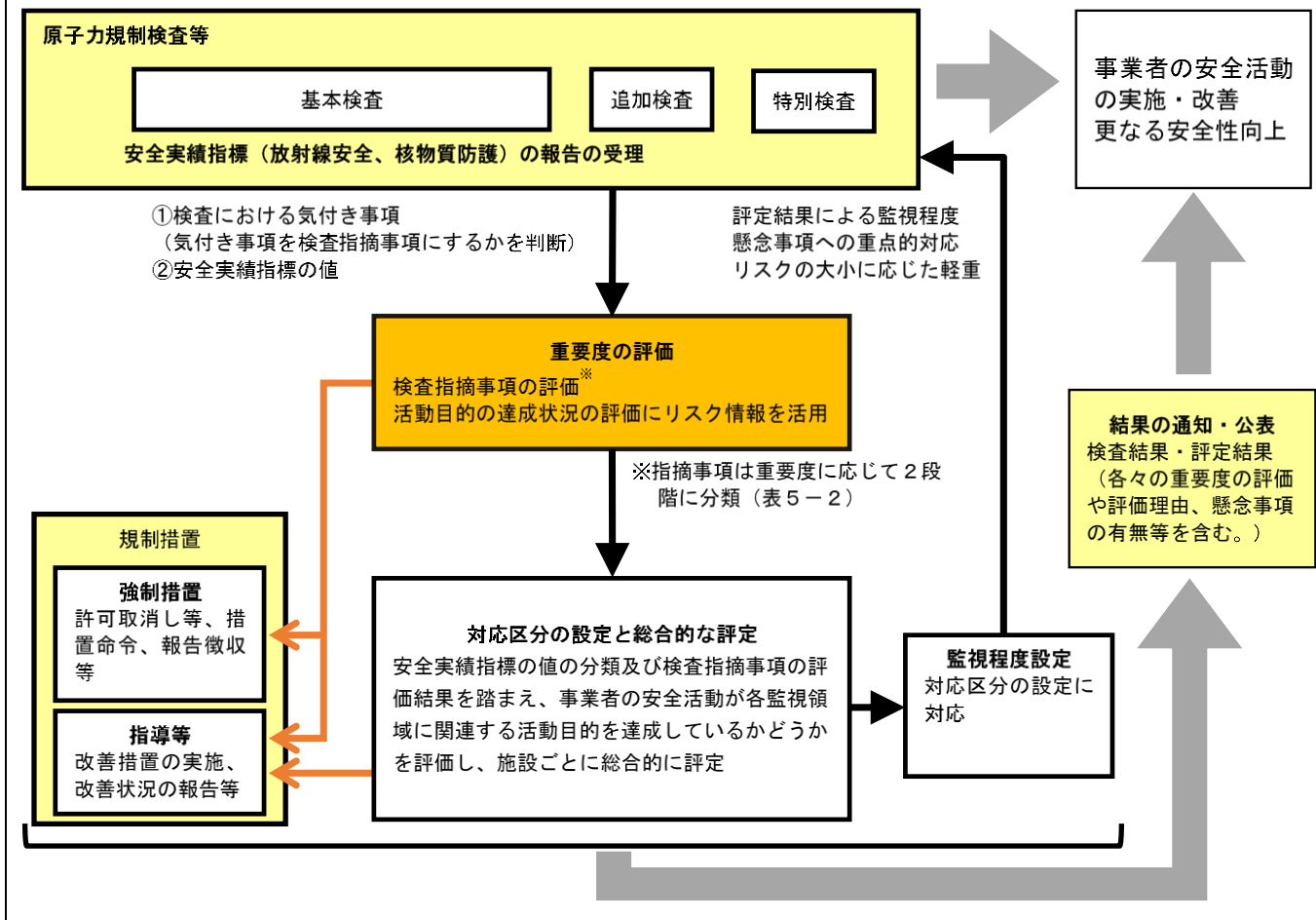


表1-1 原子力規制委員会の確認に関する事業等ごとの法令条文番号

	廃棄物埋設に関する確認	使用前事業者検査(使用前検査)についての原子力規制委員会の確認	定期事業者検査の判定期間に関する告示	坑道の閉鎖の工程ごとの原子力規制委員会が行う確認	廃止措置が終了したときの原子力規制委員会の確認	(旧原子力事業者等における)廃止措置が終了したときの原子力規制委員会の確認
製錬の事業	-	-	-	-	法第12条の6第8項	法第12条の7第9項
加工の事業	-	法第16条の3第3項	-	-	法第22条の8第3項	法第22条の9第5項
試験研究用等原子炉の設置、運転等	-	法第28条第3項	-	-	法第43条の3の2第3項	法第43条の3の3第4項
発電用原子炉の設置、運転等	-	法第43条の3の11第3項	実用炉則第55条第1項の表の上欄	-	法第43条の3の34第3項	法第43条の3の35第4項
貯蔵の事業	-	法第43条の9第3項	-	-	法第43条の27第3項	法第43条の28第4項
再処理の事業	-	法第46条第3項	-	-	法第50条の5第3項	法第51条第4項
廃棄の事業	法第51条の6第1項及び第2項	法第51条の8第3項	-	法第51条の24の2第2項	法第51条の25第3項	法第51条の26第4項
核燃料物質の使用等	-	法第55条の2第3項	-	-	法第57条の5第3項	法第57条の6第4項
核原料物質の使用	-	-	-	-	-	-

表1-2 原子力規制委員会の確認に関する原子力事業者等に共通する法律条文番号

廃棄に関する確認	法第58条
運搬に関する確認等	法第59条
放射能濃度についての確認	法第61条の2

表2 事業等ごとの検査対象事項の条文

	第61条の2の2第1項第1号		同項第2号	同項第3号					同項第4号			
	使用前事業者検査*	定期事業者検査		技術上の基準	保安規定	核物質防護規定	廃止措置計画	許可取消しによる廃止措置	閉鎖措置計画	放射能濃度の測定及び評価の方法	防護措置	保安措置
製錬事業者	-	-	-	第12条第1項	第12条の2第1項	第12条の6第2項	第12条の7第2項	-	第61条の2第2項	第11条の2第1項	-	第58条第1項・第59条第1項
加工事業者	第16条の	第16条の5第2項	第16条の4	第22条第1項	第22条の	第22条の	第22条の	-		第21条の	第21条の	

表1-1 原子力規制委員会の確認に関する事業等ごとの法令条文番号

	廃棄物埋設に関する確認	使用前事業者検査(使用前検査)についての原子力規制委員会の確認	定期事業者検査の判定期間に関する告示	坑道の閉鎖の工程ごとの原子力規制委員会が行う確認	廃止措置が終了したときの原子力規制委員会の確認	(旧原子力事業者等における)廃止措置が終了したときの原子力規制委員会の確認
製錬の事業	-	-	-	-	法第12条の6第8項	法第12条の7第9項
加工の事業	-	法第16条の3第3項	-	-	法第22条の8第3項	法第22条の9第5項
試験研究用等原子炉の設置、運転等	-	法第28条第3項	-	-	法第43条の3の2第3項	法第43条の3の3第4項
発電用原子炉の設置、運転等	-	法第43条の3の11第3項	実用炉則第55条第1項の表の上欄	-	法第43条の3の34第3項	法第43条の3の35第4項
貯蔵の事業	-	法第43条の9第3項	-	-	法第43条の27第3項	法第43条の28第4項
再処理の事業	-	法第46条第3項	-	-	法第50条の5第3項	法第51条第4項
廃棄の事業	法第51条の6第1項及び第2項	法第51条の8第3項	-	法第51条の24の2第2項	法第51条の25第3項	法第51条の26第4項
核燃料物質の使用等	-	法第55条の2第3項	-	-	法第57条の5第3項	法第57条の6第4項
核原料物質の使用	-	-	-	-	-	-

表1-2 原子力規制委員会の確認に関する原子力事業者等に共通する法律条文番号

廃棄に関する確認	法第58条
運搬に関する確認等	法第59条
放射能濃度についての確認	法第61条の2

表2 事業等ごとの検査対象事項の条文

	第61条の2の2第1項第1号		同項第2号	同項第3号					同項第4号			
	使用前事業者検査*	定期事業者検査		技術上の基準	保安規定	核物質防護規定	廃止措置計画	許可取消しによる廃止措置	閉鎖措置計画	放射能濃度の測定及び評価の方法	防護措置	保安措置
製錬事業者	-	-	-	第12条第1項	第12条の2第1項	第12条の6第2項	第12条の7第2項	-	第61条の2第2項	第11条の2第1項	-	第58条第1項・第59条第1項
加工事業者	第16条の	第16条の5第2項	第16条の4	第22条第1項	第22条の	第22条の	第22条の	-		第21条の	第21条の	

	3第2項				6第1項	8第2項	9第2項			2第2項	2第1項	
試験研究用等原子炉設置者	第28条第2項	第29条第2項	第28条の2	第37条第1項	第43条の2第1項	第43条の3の2第2項	第43条の3の3第2項	—		第35条第2項	第35条第1項	
外国原子力船運航者	—	—	—	—	—	—	—	—		第35条第2項	第35条第1項	
発電用原子炉設置者	第43条の3の11第2項	第43条の3の16第2項	第43条の3の14	第43条の3の24第1項	第43条の3の27第1項	第43条の3の34第2項	第43条の3の35第2項	—		第43条の3の22第2項	第43条の3の22第1項	
使用済燃料貯蔵事業者	第43条の9第2項	第43条の11第2項	第43条の10	第43条の20第1項	第43条の25第1項	第43条の27第2項	第43条の28第2項	—		第43条の18第2項	第43条の18第1項	
再処理事業者	第46条第2項	第46条の2第2項	第46条の2	第50条第1項	第50条の3第1項	第50条の5第2項	第51条第2項	—		第48条第2項	第48条第1項	
廃棄事業者	第51条の8第2項	第51条の10第2項	第51条の9	第51条の18第1項	第51条の23第1項	第51条の25第2項	第51条の26第2項	第51条の24の2第1項		第51条の16第4項	第51条の16第1～3項	
使用者	第55条の2第2項	—	—	第57条第1項	第57条の2第1項	第57条の5第2項	第57条の7第2項	—		第56条の3第2項	第56条の3第1項	
核原料物質を使用する者	—	—	第57条の7第4項	—	—	—	—	—	—	—	—	—

※使用者は使用前検査

表3 監視領域の分類

	3第2項				6第1項	8第2項	9第2項			2第2項	2第1項	
試験研究用等原子炉設置者	第28条第2項	第29条第2項	第28条の2	第37条第1項	第43条の2第1項	第43条の3の2第2項	第43条の3の3第2項	—		第35条第2項	第35条第1項	
外国原子力船運航者	—	—	—	—	—	—	—	—		第35条第2項	第35条第1項	
発電用原子炉設置者	第43条の3の11第2項	第43条の3の16第2項	第43条の3の14	第43条の3の24第1項	第43条の3の27第1項	第43条の3の34第2項	第43条の3の35第2項	—		第43条の3の22第2項	第43条の3の22第1項	
使用済燃料貯蔵事業者	第43条の9第2項	第43条の11第2項	第43条の10	第43条の20第1項	第43条の25第1項	第43条の27第2項	第43条の28第2項	—		第43条の18第2項	第43条の18第1項	
再処理事業者	第46条第2項	第46条の2第2項	第46条の2	第50条第1項	第50条の3第1項	第50条の5第2項	第51条第2項	—		第48条第2項	第48条第1項	
廃棄事業者	第51条の8第2項	第51条の10第2項	第51条の9	第51条の18第1項	第51条の23第1項	第51条の25第2項	第51条の26第2項	第51条の24の2第1項		第51条の16第4項	第51条の16第1～3項	
使用者	第55条の2第2項	—	—	第57条第1項	第57条の2第1項	第57条の5第2項	第57条の7第2項	—		第56条の3第2項	第56条の3第1項	
核原料物質を使用する者	—	—	第57条の7第4項	—	—	—	—	—	—	—	—	—

※使用者は使用前検査

表3 監視領域の分類

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

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

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

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

表4 安全実績指標

監視領域	安全実績指標		時期	規則
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		<ul style="list-style-type: none"> ・四半期ごと ・評価期間は過去4四半期（1年）
		②7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数		
		③追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数		
	影響緩和	④安全系の使用不能時間割合		<ul style="list-style-type: none"> ・四半期ごと ・評価期間は過去12四半期（3年）
		BWR	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧注入系（高圧炉心スプレイ系（BWR-5）、高圧炉心注水系（ABWR）） ・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 	
		PWR	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧注入系 ・補助給水系 ・低圧注入系 ・非常用交流電源 ・原子炉補機冷却水系・海水系 	
		⑤安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）		
	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）		<ul style="list-style-type: none"> ・四半期ごと ・評価期間は過去4四半期（1年）
		⑦原子炉冷却材中のヨウ素131濃度（基準値に対する割合）		
	重大事故等対処及び大	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		<ul style="list-style-type: none"> ・訓練サイクルごと ・評価期間は過去1年以内
⑨重大事故等対策における操作の成立性（想定時間を満足した割合）				

	規模損壊対 処	⑩重大事故等対処設備の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)	・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	⑪放射性廃棄物の過剰放出件数	・年度ごと	第5条 第2号
	従業員	⑫被ばく線量が線量限度を超えた件数 ⑬事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超え た計画外の被ばく発生件数		
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。)	・四半期ごと ・評価期間は過去4四半 期(1年)	第5条 第3号

規則：原子力規制検査等に関する規則

表5-1 検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の値の分類(実用発電用原子炉施設)

緑	安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準 (安全実績指標については、安全確保の機能又は性能に影響のない場合も含む。)
白	安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準
黄	安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下が大きい水準
赤	安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

表5-2 検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の値の分類(核燃料施設等)

「追加対応なし」	安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準 (安全実績指標については、安全確保の機能又は性能に影響のない場合も含む。)
「追加対応あり」	安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準
	安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下が大きい水準
	安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

表6-1 対応区分(実用発電用原子炉施設)

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
施設の状態	各監視領域における活動目的は満足しており、事業者の自律的な改善が見込める状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態	監視領域における活動目的を満足していないため、プラントの運転が許容されない状態

	規模損壊対 処	⑩重大事故等対処設備の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)	・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	⑪放射性廃棄物の過剰放出件数	・年度ごと	第5条 第2号
	従業員	⑫被ばく線量が線量限度を超えた件数 ⑬事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超え た計画外の被ばく発生件数		
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。)	・四半期ごと ・評価期間は過去4四半 期(1年)	第5条 第3号

規則：原子力規制検査等に関する規則

表5-1 検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の値の分類(実用発電用原子炉施設)

緑	安全確保の機能又は性能への影響があるが限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準 (安全実績指標については、安全確保の機能又は性能に影響のない場合も含む。)
白	安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準
黄	安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下が大きい水準
赤	安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

表5-2 検査指摘事項及び安全実績指標の値の分類(核燃料施設等)

指摘事項 (追加対応なし)	安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善すべき水準 (安全実績指標については、安全確保の機能又は性能に影響のない場合も含む。)
指摘事項 (追加対応あり)	安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準
	安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下が大きい水準
	安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

表6-1 対応区分(実用発電用原子炉施設)

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
施設の状態	各監視領域における活動目的は満足しており、事業者の自律的な改善が見込める状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態	監視領域における活動目的を満足していないため、プラントの運転が許容されない状態

評価基準	全ての安全実績指標が緑*1であって、かつ、検査指摘事項がない場合又は検査指摘事項がある場合においてその全ての評価が緑のとき					一つの監視領域（大分類）において白が1又は2生じている	一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1生じている（以下「監視領域（小分類）の劣化」という。）又は、 一つの監視領域（大分類）において白が3生じている	一つの監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている*2又は、 一つの監視領域（小分類）の劣化が2以上生じている又は、 黄が2以上又は赤が1生じている	事業者が国民の健康と安全性の保護を確保するための安全活動を実施し、又は実施することができるといふ妥当な確信が原子力規制委員会にない状況（施設の許認可、技術基準その他規制要求又は命令の違反が複数あり、悪化している場合等）
	項目	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・追加検査はなし	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項1号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第2号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第3号に係る追加検査				
検査対応	視点等	・事業者の是正処置の状況を確認する	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、それに関連するQMS要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・全体的な事業者の安全活動と、全てのQMS要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候（第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。）の特定				

規則：原子力規制検査等に関する規則

- ※1 全ての安全実績指標に係る安全活動の実績がなく、報告すべき安全実績指標の値がない場合を含める。
- ※2 「監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている」とは、5四半期を超えて監視領域（小分類）の劣化が生じている状態で、更にいずれかの監視領域（小分類）において白が生じた場合をいう。

表6-2 対応区分（核燃料施設等）

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
(削除)	(削除)	(削除)			

評価基準	全ての安全実績指標が緑*1であって、かつ、検査指摘事項がない場合又は検査指摘事項がある場合においてその全ての評価が緑のとき					一つの監視領域（大分類）において白が1又は2生じている	一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1生じている（以下「監視領域（小分類）の劣化」という。）又は、 一つの監視領域（大分類）において白が3生じている	一つの監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている*2又は、 一つの監視領域（小分類）の劣化が2以上生じている又は、 黄が2以上又は赤が1生じている	事業者が国民の健康と安全性の保護を確保するための安全活動を実施し、又は実施することができるといふ妥当な確信が原子力規制委員会にない状況（施設の許認可、技術基準その他規制要求又は命令の違反が複数あり、悪化している場合等）
	項目	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・追加検査はなし	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項1号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第2号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第3号に係る追加検査				
検査対応	視点等	・事業者の是正処置の状況を確認する	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、それに関連するQMS要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候（第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。）の特定	・全体的な事業者の安全活動と、全てのQMS要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候（第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。）の特定				

規則：原子力規制検査等に関する規則

- ※1 全ての安全実績指標に係る安全活動の実績がなく、報告すべき安全実績指標の値がない場合を含める。
- ※2 「監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている」とは、5四半期を超えて監視領域（小分類）の劣化が生じている状態で、更にいずれかの監視領域（小分類）において白が生じた場合をいう。

表6-2 対応区分（核燃料施設等）

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
評価基準	指摘事項（追加対応なし）*1 又は検査指摘事項がない場合		指摘事項（追加対応あり）*2		

施設の状態		各監視領域における活動目的は満足しており、事業者の自律的な改善が見込める状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態	監視領域における活動目的を満足していないため、プラントの運転が許容されない状態	施設の状態	各監視領域における活動目的は満足しており、事業者の自律的な改善が見込める状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態	監視領域における活動目的を満足していないため、プラントの運転が許容されない状態
評価基準		全ての安全実績指標が「追加対応なし」*1であつて、かつ、検査指摘事項がない場合又は検査指摘事項がある場合においてその全ての評価が「追加対応なし」のとき	「追加対応あり」*2が1以上生じている			事業者が国民の健康と安全性の保護を確保するための安全活動を実施し、又は実施することができるといふ妥当な確信が原子力規制委員会にない状況(施設の許認可、技術基準その他規制要求又は命令の違反が複数あり、悪化している場合等)	(新設)	(新設)	(新設)		(新設)	
検査対応	項目	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・追加検査はなし	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項1号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第2号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第3号に係る追加検査		項目	・追加検査はなし	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項1号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第2号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第3号に係る追加検査	
	視点等	・事業者の是正処置の状況を確認する	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、それに関連するQMS要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・全体的な事業者の安全活動と、全てのQMS要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候(第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。)の特定		視点等	・事業者の是正処置の状況を確認する	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、それに関連するQMS要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・全体的な事業者の安全活動と、全てのQMS要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価並びに安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候(第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。)の特定	
規則：原子力規制検査等に関する規則						規則：原子力規制検査等に関する規則						
※1 全ての安全実績指標に係る安全活動の実績がなく、報告すべき安全実績指標の値がない場合を含める。						※1 全ての安全実績指標に係る安全活動の実績がなく、報告すべき安全実績指標の値がない場合を含める。						
※2 「追加対応あり」については、重要度評価・規制措置の検討会議において、施設状態の評価及び追加検査の程度を決定する。 なお、本検討会議の運用については、別途ガイドを定める。						※2 指摘事項(追加対応あり)については、重要度評価・規制措置の検討会議において、施設状態の評価及び追加検査の程度を決定する。 なお、本検討会議の運用については、別途ガイドを定める。						

表7 規制措置に関する主な法条文

	許可又は指 定の取消し 等	施設の使用 の停止等の 措置の命令	是正措置等 の命令	保安規定の 変更の命令	核燃料取扱 主任者、原子 炉主任技術 者等の解任 の命令	核物質防護 規定の変更 の命令	核物質防護 管理者の解 任の命令
製錬の事業	法第10条	—	法第11条の 2第2項	法第12条第 3項	—	法第12条の 2第3項	法第12条の 5
加工の事業	法第20条	法第21条の 3第1項	法第21条の 3第2項	法第22条第 3項	法第22条の 5	法第22条の 6第2項(製 錬の準用)	法第22条の 7第2項(製 錬の準用)
試験研究用 等原子炉の 設置、運転等	法第33条	法第36条第 1項 法第36条の 2第3項	法第36条第 2項	法第37条第 3項	法第43条	法第43条の 2第2項(製 錬の準用)	法第43条の 2の2第2 項(製錬の準 用)
発電用原子 炉の設置、運 転等	法第43条の 3の20	法第43条の 3の23第1 項	法第43条の 3の23第2 項	法第43条の 3の24第3 項	法第43条の 3の26第2 項(試験炉の 準用)	法第43条の 3の27第2 項(製錬の準 用)	法第43条の 3の28第2 項(製錬の準 用)
貯蔵の事業	法第43条の 16	法第43条の 19第1項	法第43条の 19第2項	法第43条の 20第3項	法第43条の 24	法第43条の 25第2項(製 錬の準用)	法第43条の 26第2項(製 錬の準用)
再処理の事 業	法第46条の 7	法第49条第 1項	法第49条第 2項	法第50条第 3項	法第50条の 2第2項(加 工の準用)	法第50条の 3第2項(製 錬の準用)	法第50条の 4第2項(製 錬の準用)
廃棄の事業	法第51条の 14	法第51条の 17第1項	法第51条の 17第2項	法第51条の 18第3項	法第51条の 22	法第51条の 23第2項(製 錬の準用)	法第51条の 24第2項(製 錬の準用)
核燃料物質 の使用等	法第56条	法第56条の 4第1項	法第56条の 4第2項	法第57条第 3項	—	法第57条の 2第2項(製 錬の準用)	法第57条の 3第2項(製 錬の準用)
核原料物質 の使用	—	法第57条の 7第5項(是 正の命令)	—	—	—	—	—

表8-1 法定確認行為等の手続に係る事業等ごとの各規則条文

	規則名	廃棄物埋設 に関する確 認	使用前事業 者検査(使用 前検査)につ いての原子 力規制委員 会の確認	定期事業 者検査の判 定期間に関 する告示	坑道の閉鎖 の工程ごと の原子力規 制委員会が 行う確認	廃止措置が 終了したと きの原子力 規制委員 会の確認	(旧原子力 事業者等 における)廃 止措置が終 了したとき の原子力規 制委員 会の確認
製錬の事業	製錬の事業 に関する規 則	—	—	—	—	第7条の5 の10~第7 条の5の12	第7条の5 の10~第7 条の5の12
加工の事業	核燃料物質 の加工の事 業に関する 規則	—	第3条の5、 第3条の6、 第3条の7	—	—	第9条の9 ~第9条の 10の2	第9条の9 ~第9条の 10の2
試験研究用 等原子炉の 設置、運転等 に関する規 則	試験研究の 用に供する 原子炉等の 設置、運転等 に関する規 則	—	第3条の3、 第3条の4、 第3条の6	—	—	第16条の10 ~第16条の 11の2	第16条の12

表7 規制措置に関する主な法条文

	許可又は指 定の取消し 等	施設の使用 の停止等の 措置の命令	是正措置等 の命令	保安規定の 変更の命令	核燃料取扱 主任者、原子 炉主任技術 者等の解任 の命令	核物質防護 規定の変更 の命令	核物質防護 管理者の解 任の命令
製錬の事業	法第10条	—	法第11条の 2第2項	法第12条第 3項	—	法第12条の 2第3項	法第12条の 5
加工の事業	法第20条	法第21条の 3第1項	法第21条の 3第2項	法第22条第 3項	法第22条の 5	法第22条の 6第2項(製 錬の準用)	法第22条の 7第2項(製 錬の準用)
試験研究用 等原子炉の 設置、運転等	法第33条	法第36条第 1項 法第36条の 2第3項	法第36条第 2項	法第37条第 3項	法第43条	法第43条の 2第2項(製 錬の準用)	法第43条の 2の2第2 項(製錬の準 用)
発電用原子 炉の設置、運 転等	法第43条の 3の20	法第43条の 3の23第1 項	法第43条の 3の23第2 項	法第43条の 3の24第3 項	法第43条の 3の26第2 項(試験炉の 準用)	法第43条の 3の27第2 項(製錬の準 用)	法第43条の 3の28第2 項(製錬の準 用)
貯蔵の事業	法第43条の 16	法第43条の 19第1項	法第43条の 19第2項	法第43条の 20第3項	法第43条の 24	法第43条の 25第2項(製 錬の準用)	法第43条の 26第2項(製 錬の準用)
再処理の事 業	法第46条の 7	法第49条第 1項	法第49条第 2項	法第50条第 3項	法第50条の 2第2項(加 工の準用)	法第50条の 3第2項(製 錬の準用)	法第50条の 4第2項(製 錬の準用)
廃棄の事業	法第51条の 14	法第51条の 17第1項	法第51条の 17第2項	法第51条の 18第3項	法第51条の 22	法第51条の 23第2項(製 錬の準用)	法第51条の 24第2項(製 錬の準用)
核燃料物質 の使用等	法第56条	法第56条の 4第1項	法第56条の 4第2項	法第57条第 3項	—	法第57条の 2第2項(製 錬の準用)	法第57条の 3第2項(製 錬の準用)
核原料物質 の使用	—	法第57条の 7第5項(是 正の命令)	—	—	—	—	—

表8-1 法定確認行為等の手続に係る事業等ごとの各規則条文

	規則名	廃棄物埋設 に関する確 認	使用前事業 者検査(使用 前検査)につ いての原子 力規制委員 会の確認	定期事業 者検査の判 定期間に関 する告示	坑道の閉鎖 の工程ごと の原子力規 制委員会が 行う確認	廃止措置が 終了したと きの原子力 規制委員 会の確認	(旧原子力 事業者等 における)廃 止措置が終 了したとき の原子力規 制委員 会の確認
製錬の事業	製錬の事業 に関する規 則	—	—	—	—	第7条の5 の10~第7 条の5の12	第7条の5 の10~第7 条の5の12
加工の事業	核燃料物質 の加工の事 業に関する 規則	—	第3条の5、 第3条の7	—	—	第9条の9 ~第9条の 10の2	第9条の9 ~第9条の 10の2
試験研究用 等原子炉の 設置、運転等 に関する規 則	試験研究の 用に供する 原子炉等の 設置、運転等 に関する規 則	—	第3条の3 ~第3条の 6	—	—	第16条の10 ~第16条の 11の2	第16条の12

船舶に関する原子炉(研究開発段階にあるものを除く。)の設置、運転等に関する規則	船舶に関する原子炉(研究開発段階にあるものを除く。)の設置、運転等に関する規則	-	第9条～第10条の2	-	-	第32条の10～第32条の12	第33条
発電用原子炉の設置、運転等	实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	-	第15条、 <u>第17条</u> 、第21条	第55条	-	第120条～第121条の2	第120条～第121条の2
	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	-	第15条、 <u>第17条</u> 、第21条	-	-	第115条～第116条の2	第115条～第116条の2
貯蔵の事業	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	-	第7条、 <u>第8条</u> 、第10条	-	-	第43条の7～第43条の8の2	第43条の7～第43条の8の2
再処理の事業	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	-	第5条～第7条	-	-	第19条の9～第19条の10の2	第19条の9～第19条の10の2
廃棄の事業	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	<u>第5条、第6条、第11条、第13条</u>	第18条、 <u>第19条</u> 、第24条	-	第76条～第76条の2	第83条～第84条の2	第83条～第84条の2
	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	<u>第4条、第5条、第7条、第9条</u>	-	-	-	第22条の11～第22条の12の2	第22条の11～第22条の12の2
	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	-	第7条、 <u>第8条</u> 、第10条	-	-	第35条の10～第35条の11の2	第35条の10～第35条の11の2
核燃料物質の使用等	核燃料物質の使用等に関する規則	-	第2条の <u>5</u> ～第2条の <u>7</u>	-	-	第6条の6～第6条の7の2	第6条の8
核原料物質の使用	核原料物質の使用に関する規則	-	-	-	-	-	-

表8-2 法定確認行為等の手続に係る原子力事業者等に共通する各規則条文

廃棄に関する確認	核燃料物質等の工場又は事業所の外における廃棄に関する規則	第3条及び第5条
----------	------------------------------	----------

船舶に関する原子炉(研究開発段階にあるものを除く。)の設置、運転等に関する規則	船舶に関する原子炉(研究開発段階にあるものを除く。)の設置、運転等に関する規則	-	第9条～第10条の2	-	-	第32条の10～第32条の12	第33条
発電用原子炉の設置、運転等	实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	-	第15条～ <u>第21条</u>	第55条	-	第120条～第121条の2	第120条～第121条の2
	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	-	第15条～ <u>第21条</u>	-	-	第115条～第116条の2	第115条～第116条の2
貯蔵の事業	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	-	第7条～ <u>第10条</u>	-	-	第43条の7～第43条の8の2	第43条の7～第43条の8の2
再処理の事業	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	-	第5条～第7条	-	-	第19条の9～第19条の10の2	第19条の9～第19条の10の2
廃棄の事業	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	<u>第5、6、11、13条</u>	第18条～ <u>第24条</u>	-	第76条～第76条の2	第83条～第84条の2	第83条～第84条の2
	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	<u>第4、5、7、9条</u>	-	-	-	第22条の11～第22条の12の2	第22条の11～第22条の12の2
	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	-	第7条～ <u>第10条</u>	-	-	第35条の10～第35条の11の2	第35条の10～第35条の11の2
核燃料物質の使用等	核燃料物質の使用等に関する規則	-	第2条の <u>3</u> ・ <u>第2条の4</u>	-	-	第6条の6～第6条の7の2	第6条の8
核原料物質の使用	核原料物質の使用に関する規則	-	-	-	-	-	-

表8-2 法定確認行為等の手続に係る原子力事業者等に共通する各規則条文

廃棄に関する確認	核燃料物質等の工場又は事業所の外における廃棄に関する規則	第3条及び第5条
----------	------------------------------	----------

運搬に関する確認等	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	第 19 条及び第 20 条	運搬に関する確認等	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	第 19 条及び第 20 条
放射能濃度についての確認	製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度について確認等に関する規則	第 3 条及び第 4 条	放射能濃度についての確認	製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度について確認等に関する規則	第 3 条及び第 4 条
	試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則	第 3 条及び第 4 条		試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則	第 3 条及び第 4 条

共通事項に係る検査運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">共通事項に係る検査運用ガイド (GI0001_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 目的 1</p> <p>2 検査の概要 1</p> <p>2.1 関係者の役割 1</p> <p>2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度 4</p> <p>3 検査の計画 8</p> <p>4 検査の実施 9</p> <p>4.1 検査準備 9</p> <p>4.2 検査運用ガイド活用の考え方 9</p> <p>4.3 フリーアクセス 10</p> <p>4.4 インタビュー 11</p> <p>4.5 サンプル数 12</p> <p>4.6 気付き事項の評価 13</p> <p>4.7 会議の開催 14</p> <p>4.8 検査実施者、検査実施人数及び検査時間 15</p> <p>5 検査報告書の作成 18</p> <p>6 深刻度の評価及び規制措置の立案 18</p> <p>7 検査結果の取りまとめ 18</p> <p>7.1 基本検査結果の報告等 18</p> <p>7.2 原子力規制委員会での決定 18</p> <p>付録1 用語の定義 19</p> <p>付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視 20</p> <p>付録3 動作可能性の確認 22</p> <p>付録4 事前調整の妥当性確認 24</p>	<p style="text-align: center;">共通事項に係る検査運用ガイド (GI0001_r2)</p> <p style="text-align: center;">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 検査の概要 1</p> <p>2.1 関係者の役割 1</p> <p>2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度 4</p> <p>3 検査の計画 8</p> <p>4 検査の実施 9</p> <p>4.1 検査準備 9</p> <p>4.2 検査運用ガイド活用の考え方 9</p> <p>4.3 フリーアクセス 10</p> <p>4.4 インタビュー 11</p> <p>4.5 サンプル数 12</p> <p>4.6 気付き事項の評価 13</p> <p>4.7 会議の開催 14</p> <p>4.8 検査実施者、検査実施人数及び検査時間 15</p> <p>5 検査報告書の作成 18</p> <p>6 深刻度の評価及び規制措置の立案 18</p> <p>7 検査結果の取りまとめ 18</p> <p>7.1 基本検査結果の報告等 18</p> <p>7.2 原子力規制委員会での決定 18</p> <p>付録1 用語の定義 19</p> <p>付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視 20</p> <p>付録3 動作可能性の確認 22</p> <p>付録4 事前調整の妥当性確認 24</p>	<p>改正に伴う修正</p>
<p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1 令和元年 12 月 25 日 原子力規制庁長官決定）に基づき、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 第 1 項の規定による原子力規制検査及び法第 68 条の規定による立入検査^{*1}（以下「検査」という。）の共通的な事項（検査全体の流れ、実施方法、各部署の役割など）について定めたものである。基本検査、追加検査及び特別検査の具体的な実施方法、検査内容等については、それぞれのガイドに定める。</p>	<p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1 令和元年 12 月 25 日 原子力規制庁長官決定）に基づき、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 第 1 項の規定による原子力規制検査及び原子力規制検査に<u>関連して実施する</u>法第 68 条の規定による立入検査^{*1}（以下「検査」という。）の共通的な事項（検査全体の流れ、実施方法、各部署の役割など）について定めたものである。基本検査、追加検査及び特別検査の具体的な実施方法、検査内容等については、それぞれのガイドに定める。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>

※1 法第 68 条第 1 項に基づく原子力事業者等の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査、関係者への質問又は試験のための試料の収去並びに同条第 2 項に基づく原子力施設の設計若しくは工事又は原子力施設の設備の製造を行う者その他の関係者の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査及び関係者への質問

2 検査の概要

2.1 関係者の役割

関係者の役割は、以下のとおりとする。

(1) 検査監督総括課（検査評価室を含む。）

- ・原子力規制検査に係る各種法令及び規程、原子力規制検査業務システム、サーベイメータ等の計測器等、検査に必要なインフラ（特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に係るものを除く。）について整備し、制度の運用に合わせて改善する。その際には、必要に応じて人事課地方事務所班、情報システム室等と連絡調整を行う。
- ・「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等^{※2}にあつては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）について、当該検査指摘事項の取扱いに責任を有する部門と協力して、所定のガイドに従って重要度評価及び深刻度評価を実施する。
- ・原子力検査官（以下「検査官」という。）同士の情報共有の場を設置する。
- ・原子力安全人材育成センターと協力して検査官の資格に係る教育・訓練（OJT を含む。）を統括する。
- ・実用炉監視部門、核燃料施設等監視部門、専門検査部門及び事務所の検査官に対し、法第 61 条の 2 の 2 第 4 項及び法第 68 条第 5 項に基づく身分証明書の発行、抹消・破棄、所在の確認等の管理を行う。

※2 製錬施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設

(2) 実用炉監視部門／核燃料施設等監視部門（以下「担当監視部門」という。）

- ・基本検査のうち、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が行う日常検査を総括する。また、実用炉監視部門は取替炉心の安全性及び運転員能力、核燃料施設等監視部門は燃料体管理（運搬・貯蔵）及び放射性固体廃棄物等の管理に係るチーム検査^{※3}を行うとともに、追加検査及び特別検査を実施する。
- ・これらの検査で特定した検査指摘事項が「緑」（核燃料施設等にあつては、「追加対応なし」）かどうかの最終判断を行う。（この判断に当たっては、当面の間、事前に検査監督総括課と調整を行う。）
- ・「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等にあつては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）については、検査監督総括課と協力して重要度評価及び深刻度評価を行い、その結果を基に規制措置を立案する。その際、他部門及び事務所と緊密に連携する。
- ・担当監視部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。
- ・担当監視部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並

※1 法第 68 条第 1 項に基づく原子力事業者等の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査、関係者への質問又は試験のための試料の収去並びに同条第 2 項に基づく原子力施設の設計若しくは工事又は原子力施設の設備の製造を行う者その他の関係者の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査及び関係者への質問

2 検査の概要

2.1 関係者の役割

関係者の役割は、以下のとおりとする。

(1) 検査監督総括課（検査評価室を含む。）

- ・原子力規制検査に係る各種法令及び規程、原子力規制検査業務システム、サーベイメータ等の計測器等、検査に必要なインフラ（特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に係るものを除く。）について整備し、制度の運用に合わせて改善する。その際には、必要に応じて人事課地方事務所班、情報システム室等と連絡調整を行う。
- ・「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等^{※2}にあつては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）について、当該検査指摘事項の取扱いに責任を有する部門と協力して、所定のガイドに従って重要度評価及び深刻度評価を実施する。
- ・原子力検査官（以下「検査官」という。）同士の情報共有の場を設置する。
- ・原子力安全人材育成センターと協力して検査官の資格に係る教育・訓練（OJT を含む。）を統括する。

※2 製錬施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設

(2) 実用炉監視部門／核燃料施設等監視部門（以下「担当監視部門」という。）

- ・基本検査のうち、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が行う日常検査を総括する。また、実用炉監視部門は運転管理（炉心管理及び運転員能力）、核燃料施設等監視部門は運転管理（燃料体管理（運搬・貯蔵））及び放射線管理（放射線固体廃棄物等の管理）に係るチーム検査^{※3}を行うとともに、追加検査及び特別検査を実施する。
- ・これらの検査で特定した検査指摘事項が「緑」（核燃料施設等にあつては、「追加対応なし」）かどうかの最終判断を行う。（この判断に当たっては、当面の間、事前に検査監督総括課と調整を行う。）
- ・「緑」を超える可能性のある検査指摘事項（核燃料施設等にあつては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項）については、検査監督総括課と協力して重要度評価及び深刻度評価を行い、その結果を基に規制措置を立案する。その際、他部門及び事務所と緊密に連携する。
- ・担当監視部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。
- ・担当監視部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並

運用の明確化

- ・検査官の身分証明書の携帯及び発行管理等について運用の明確化

記載の適正化（誤記）

びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。

- ・事務所との日常の情報共有の場を設置運営し、事務所からの報告に対し、必要な指示・支援を行う。事務所からの報告のうち検査の実施状況（特に検査気付き事項）について、適宜、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内で共有する。
- ・事故対処室や審査グループとの連携も図りつつ事業者等の安全活動の監視を行う。
- ・検査官の教育・訓練（OJT を含む。）を専門検査部門及び原子力安全人材育成センターと協力して実施する。

(3) 専門検査部門

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

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

(4) 放射線防護グループ核セキュリティ部門

- ・核物質防護に係る検査を実施する。同検査に係る文書等の整備、検査指摘事項の重要度評価及び深刻度評価を行う。
- ・本部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。
- ・本部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。

びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。

- ・事務所との日常の情報共有の場を設置運営し、事務所からの報告に対し、必要な指示・支援を行う。事務所からの報告のうち検査の実施状況（特に検査気付き事項）について、適宜、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内で共有する。
- ・事故対処室や審査グループとの連携も図りつつ事業者等の安全活動の監視を行う。
- ・検査官の教育・訓練（OJT を含む。）を専門検査部門及び原子力安全人材育成センターと協力して実施する。

(3) 専門検査部門

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

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

(4) 放射線防護グループ核セキュリティ部門

- ・核物質防護に係る検査を実施する。同検査に係る文書等の整備、検査指摘事項の重要度評価及び深刻度評価を行う。
- ・本部門のチーム検査において確認した検査指摘事項となる可能性がある検査気付き事項を特定した場合は、チーム検査の検査官は速やかに本部門の管理職に報告する。
- ・本部門の管理職は、チーム検査または事務所からの報告等を受け、検査指摘事項に該当する可能性があるとして判断した検査気付き事項について、速やかに原子力規制委員会委員長及び委員並びに関係する原子力規制庁幹部にその状況を報告する。

(5) 事務所

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

2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度

(1) 検査で確認する範囲

a. 直接的な確認対象

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

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

b. 間接的な確認対象

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

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

こうした確認には専門的知識を必要とする場合があり、検査官は本庁の支援を得ることが必要である。基本的には、本庁の各担当部門に相談し、そこを經由して、審査グループ、技術基盤グ

(5) 事務所

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

2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度

(1) 検査で確認する範囲

a. 直接的な確認対象

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

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

b. 間接的な確認対象

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

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

こうした確認には専門的知識を必要とする場合があり、検査官は本庁の支援を得ることが必要である。基本的には、本庁の各担当部門に相談し、そこを經由して、審査グループ、技術基盤グ

記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）
記載の適正化（誤記）

ループ等から必要な助言を受けることとするが、直接専門知識を有する職員に連絡して助言を受けても構わない。

(解説1)

事業者等は、ASME、JIS等原子力規制委員会が承認していない民間規格等又は他法令の規制基準を根拠又は準拠として設計等を行う場合もあり、こうした活動を検査気付き事項としてとらえ評価する際には、こうした設計等が法の規制要求に適合しているかという観点で確認することが必要になり、審査グループや技術基盤グループの支援が必要になると考えられる。

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

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

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

(解説2)

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

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

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

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

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

(例4) 事業所外運搬に係る安全上の問題（国土交通省／海上保安庁）

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

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

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

消防庁特殊災害室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携につい

ループ等から必要な助言を受けることとするが、直接専門知識を有する職員に連絡して助言を受けても構わない。

(解説1)

事業者等は、ASME、JIS等原子力規制委員会が承認していない民間規格等又は他法令の規制基準を根拠又は準拠として設計等を行う場合もあり、こうした活動を検査気付き事項としてとらえ評価する際には、こうした設計等が法の規制要求に適合しているかという観点で確認することが必要になり、審査グループや技術基盤グループの支援が必要になると考えられる。

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

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

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

(解説2)

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

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

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

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

(例3) 労働安全（特に従業員被ばく）ヤクレーン・ボイラーの機能検査に係る問題（厚生労働省／各地域の労働局）

(例4) 事業所外運搬に係る安全上の問題（国土交通省／海上保安庁）

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

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

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

消防庁特殊災害室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携につい

運用の明確化
・労働基準監督署と原子力規制事務所の連携を追加

て」(消防特第 26 号 令和元年 6 月 21 日)

※5 厚生労働省との間で以下の文書のやり取りをしている。

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

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

て」(消防特第 26 号 令和元年 6 月 21 日)

運用の明確化

・労働基準監督署と原子力規制事務所との連携を追加

(2) 検査官の関与する程度

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

安全上重要な懸念を有する検査気付き事項を特定した場合、検査官は他に計画していた検査活動を取りやめてでも、その事項に最優先に取り組み、十分な時間をかけて事実関係や規制要求適合性等の確認を行わなければならない。その場合、上司や本庁は必要に応じて、検査官の追加投入等の対応を講じなければならない。

図 1 及び図 2 に概念図を示す。

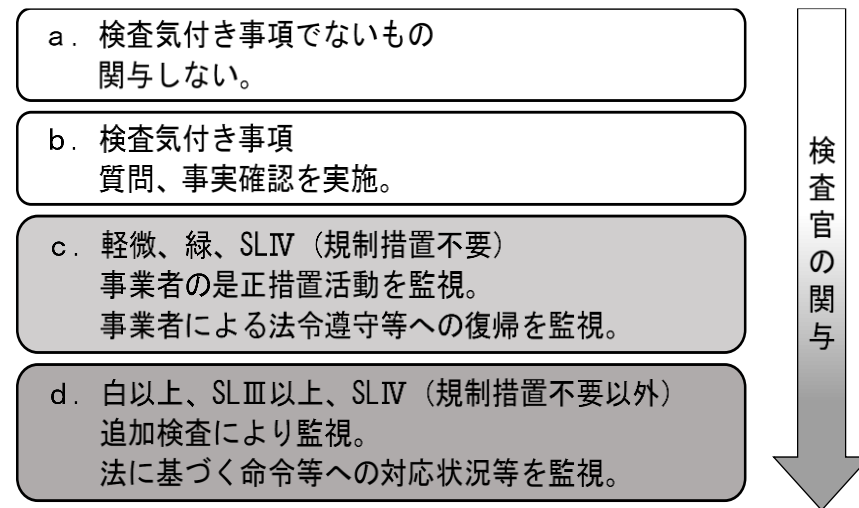


図 1 検査の深さ (実用発電用原子炉施設)

(2) 検査官の関与する程度

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

安全上重要な懸念を有する検査気付き事項を特定した場合、検査官は他に計画していた検査活動を取りやめてでも、その事項に最優先に取り組み、十分な時間をかけて事実関係や規制要求適合性等の確認を行わなければならない。その場合、上司や本庁は必要に応じて、検査官の追加投入等の対応を講じなければならない。

図 1 及び図 2 に概念図を示す。

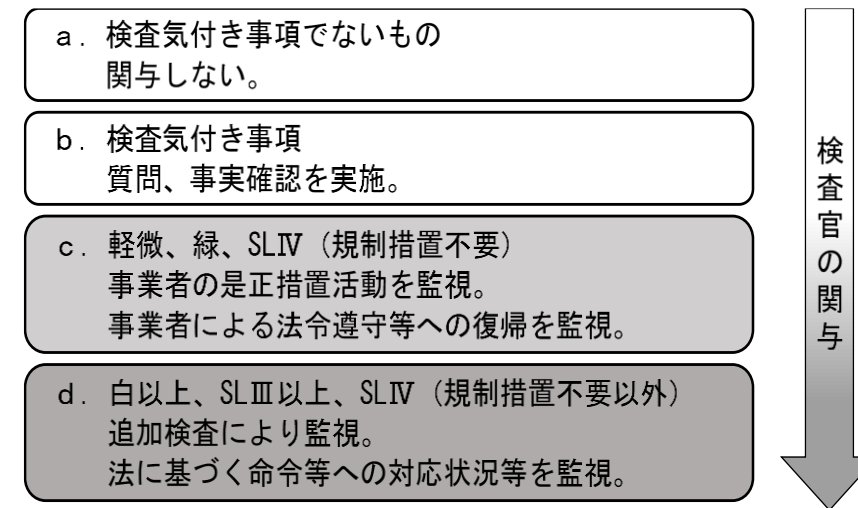
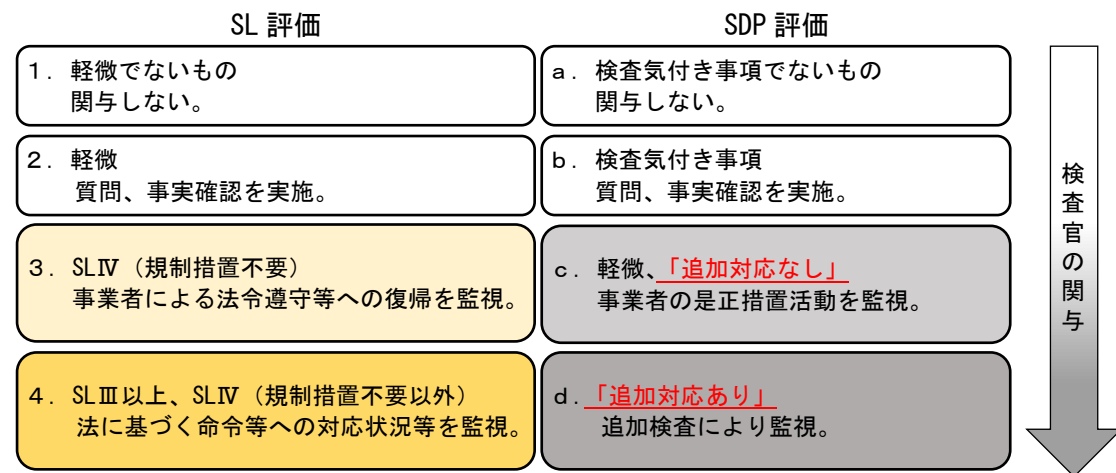


図 1 検査の深さ (実用発電用原子炉施設)



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

図2 検査の深さ（核燃料施設等）

a. 検査気付き事項※6でないもの

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

※6 「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」参照。

（解説）

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

b. 検査気付き事項

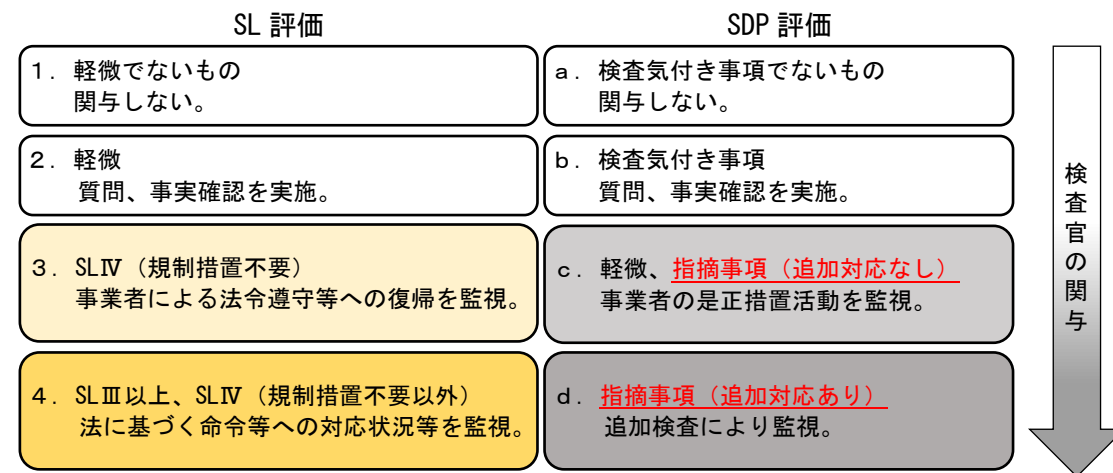
検査気付き事項については、検査指摘事項に該当するかどうか判定するに当たって、事業者等に事実確認等を行う。事実確認等は、できるだけ当該事項に関係する図面や規程類、点検記録、現場写真などを用いることで、客観的な事実に基づき確認し、認識の齟齬が生じないようにする。

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

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

（解説）

以下の例について疑問が生じた場合においても、原子力安全や核物質防護上の問



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

図2 検査の深さ（核燃料施設等）

a. 検査気付き事項※5でないもの

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

※5 「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」参照。

（解説）

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

b. 検査気付き事項

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

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

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

（解説）

以下の例について疑問が生じた場合においても、原子力安全や核物質防護上の問

記載の適正化

・核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更

記載の適正化

記載の適正化

<p>題が「〇〇するべきだ。」といった発言をし、何らかの対応を事業者等に求めては いけない。</p> <p>(例1) CAP 会議の運営方法</p> <p>(例2) 残業時間が所内ルールを上回った</p> <p>(例3) インフルエンザ対策(うがい、手洗い)が徹底されていない</p>	<p>題が「〇〇するべきだ。」といった発言をし、何らかの対応を事業者等に求めては いけない。</p> <p>(例1) CAP 会議の運営方法</p> <p>(例2) 残業時間が所内ルールを上回った</p> <p>(例3) インフルエンザ対策(うがい、手洗い)が徹底されていない</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> 核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更
<p>c. 軽微、緑、SLIV(規制措置不要)(核燃料施設等にあつては、軽微、「追加対応なし」)</p> <p>検査官は自らの見解を示すことは構わないが、関連する安全活動は事業者等が一義的な責任の下で対応し、CAP等において是正されるべきものであることから、検査官はその状況を適宜確認することとする。(十分な対応が取られていない場合には、改めて検査指摘事項として取り上げ ることを検討する。)</p> <p>なお、検査指摘事項は、検査報告書に記載される。</p>	<p>c. 軽微、緑、SLIV(規制措置不要)(核燃料施設等にあつては、軽微、指摘事項(追加対応なし))</p> <p>検査官は自らの見解を示すことは構わないが、関連する安全活動は事業者等が一義的な責任の下で対応し、CAP等において是正されるべきものであることから、検査官はその状況を適宜確認することとする。(十分な対応が取られていない場合には、改めて検査指摘事項として取り上げ ることを検討する。)</p> <p>なお、検査指摘事項は、検査報告書に記載される。</p>	
<p>3 検査の計画</p> <p>(1) 基本検査の計画</p> <p>a. 日常検査</p> <p>日常検査の計画については、年間に実施する検査のサンプル数や施設の状況を踏まえ、各事務所に おいて作成する。また、検査は事前に検査内容を事業者等に通知しないで行うことを基本とする。</p> <p>なお、事業者等の安全活動は、例えば、プラントの起動停止やトラブル対応等、必ずしも通常勤務 時間内に行われるものではないことから、休日や平日夜間の事業者等の安全活動について確認する ため、勤務時間外の検査についても、担当監視部門があらかじめ提示する方針を踏まえて一定時間行 う。</p> <p>b. チーム検査</p> <p>担当部門において、当該チーム検査の体制を検討し、チーム長及びチーム員を選定する。チーム長 (又はその代理のチーム員)が中心となり事業者と連絡調整し、また、必要に応じて事務所の協力も 得て、具体的な検査計画を作成する。</p> <p>チーム員には、原則として、検査を実施する原子力施設を担当している事務所の検査官を含める。 また、同一の施設に対して関連する検査を連続して実施する場合などは、同一のチーム長及びチーム 員となるように配慮する。</p>	<p>3 検査の計画</p> <p>(1) 基本検査の計画</p> <p>a. 日常検査</p> <p>日常検査の計画については、年間に実施する検査のサンプル数や施設の状況を踏まえ、各事務所に おいて作成する。また、検査は事前に検査内容を事業者等に通知しないで行うことを基本とする。</p> <p>なお、事業者等の安全活動は、例えば、プラントの起動停止やトラブル対応等、必ずしも通常勤務 時間内に行われるものではないことから、休日や平日夜間の事業者等の安全活動について確認する ため、勤務時間外の検査についても、担当監視部門があらかじめ提示する方針を踏まえて一定時間行 う。</p> <p>b. チーム検査</p> <p>担当部門において、当該チーム検査の体制を検討し、チーム長及びチーム員を選定する。チーム長 (又はその代理のチーム員)が中心となり事業者と連絡調整し、また、必要に応じて事務所の協力も 得て、具体的な検査計画を作成する。</p> <p>チーム員には、原則として、検査を実施する原子力施設を担当している事務所の検査官を含める。 また、同一の施設に対して関連する検査を連続して実施する場合などは、同一のチーム長及びチーム 員となるように配慮する。</p>	
<p>(解説) 検査対象の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> 検査官は、検査に当たって、法令、許認可図書、保安規定、技術基準等の関連する 事項を確認する。確認する事項の例としては、事業規則における施設の運転や管理、 施設、放射線、廃棄物、運搬、貯蔵等の管理などの保安規定に係る記載事項や、設 置変更許可申請書における本文及び添付書類の実施する検査に関連する記載事項、 技術基準における検査対象の設備が要求されている技術的根拠など、その解釈図書 も含めて内容を確認し理解する。 	<p>(解説) 検査対象の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> 検査官は、検査に当たって、法令、許認可図書、保安規定、技術基準等の関連する 事項を確認する。確認する事項の例としては、事業規則における施設の運転や管理、 施設、放射線、廃棄物、運搬、貯蔵等の管理などの保安規定に係る記載事項や、設 置変更許可申請書における本文及び添付書類の実施する検査に関連する記載事項、 技術基準における検査対象の設備が要求されている技術的根拠など、その解釈図書 も含めて内容を確認し理解する。 	

・検査官は、上記を踏まえた上でリスク情報を考慮して検査対象を選定する。検査対象の選定に当たっては、過去に発生した事象や他施設でのトラブルの情報を活用する。

(2) 追加検査の計画

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

(3) 特別検査の計画

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

4 検査の実施

4.1 検査準備

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

4.2 検査運用ガイド活用の考え方

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

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

(解説)

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

・検査官は、上記を踏まえた上でリスク情報を考慮して検査対象を選定する。検査対象の選定に当たっては、過去に発生した事象や他施設でのトラブルの情報を活用する。

(2) 追加検査の計画

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

(3) 特別検査の計画

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

4 検査の実施

4.1 検査準備

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

4.2 検査運用ガイド活用の考え方

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

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

(解説)

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

4.3 フリーアクセス

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

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

この際、(1)から(5)までについて留意すること。

(解説)

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

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

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

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

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

(4) 機密情報の取扱いに十分に注意する。

- a. 検査官は、検査に必要なものとして事業者等から貸与を受けた資料については、当該検査が終了した時点で、原則として、事業者等に返却する。
- b. 検査において作成し、又は取得した行政文書は、その取扱いを特別に定めたものでない限り、原子力規制委員会行政文書管理規則（原規総発第120919003号。以下「文書管理規則」という。）

4.3 フリーアクセス

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

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

この際、(1)から(5)までについて留意すること。

(解説)

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

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

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

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

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

(4) 機密情報の取扱いに十分に注意する。

- a. 検査官は、検査に必要なものとして事業者等から貸与を受けた資料については、当該検査が終了した時点で、原則として、事業者等に返却する。
- b. 検査において作成し、又は取得した行政文書は、その取扱いを特別に定めたものでない限り、原子力規制委員会行政文書管理規則（原規総発第120919003号。以下「文書管理規則」という。）

記載の適正化

記載の適正化

に従って保存・管理を行う。

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

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

4.4 インタビュー

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

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

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

4.5 サンプル数

(1) サンプル数の基本的な考え方

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

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

（解説）

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

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

(2) サンプルの数え方

サンプルの数え方は各検査運用ガイドに従うが、以下のような数え方でもよい。

（例1）通常のカウント

に従って保存・管理を行う。

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

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

4.4 インタビュー

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

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

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

4.5 サンプル数

(1) サンプル数の基本的な考え方

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

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

（解説）

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

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

(2) サンプルの数え方

サンプルの数え方は各検査運用ガイドに従うが、以下のような数え方でもよい。

（例1）通常のカウント

運用の明確化
・検査計画の策定時に事務所の関与について運用の明確化

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

(例2) 異なる視点でのカウント

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

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

(例3) 異なる区域でのカウント

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

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

4.6 気付き事項の評価

(1) 実用発電用原子炉施設

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

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

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

(2) 核燃料施設等

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

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

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

(解説)

検査を実施した検査官は、検査気付き事項を特定した場合、事務所長又はチーム長と相談しつつ、責任を持って評価を行わなければならない。検査官は、評価の際にどのような情報が必要になるかを理解することにより、検査の際に適切に情報を

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

(例2) 異なる視点でのカウント

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

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

(例3) 異なる区域でのカウント

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

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

4.6 気付き事項の評価

(1) 実用発電用原子炉施設

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

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

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

(2) 核燃料施設等

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

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

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

(解説)

検査を実施した検査官は、検査気付き事項を特定した場合、事務所長又はチーム長と相談しつつ、責任を持って評価を行わなければならない。検査官は、評価の際にどのような情報が必要になるかを理解することにより、検査の際に適切に情報を

記載の適正化

- ・核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更

収集することができる。例えば、原子力安全に係る設備が故障した場合、重要度評価ではその設備の安全機能が維持されていたかどうかや、故障がいつ発生し、安全機能がどの程度の期間劣化又は喪失していたかが重要な情報である。

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

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

4.7 会議の開催

検査の実施に当たり、以下の会議を開催する。

(1) 開始会議

チーム検査においては、事業者等と開始会議を実施し、検査目的、検査予定等を説明する。

日常検査については、事前に検査予定を事業者等に通知しないで通年実施するため、開始会議を実施せずに検査を行うものとする。

(2) 締めくくり会議

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

(解説1)

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

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

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

(解説2)

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

収集することができる。例えば、原子力安全に係る設備が故障した場合、重要度評価ではその設備の安全機能が維持されていたかどうかや、故障がいつ発生し、安全機能がどの程度の期間劣化又は喪失していたかが重要な情報である。

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

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

4.7 会議の開催

検査の実施に当たり、以下の会議を開催する。

(1) 開始会議

チーム検査においては、事業者等と開始会議を実施し、検査目的、検査予定等を説明する。

日常検査については、事前に検査予定を事業者等に通知しないで通年実施するため、開始会議を実施せずに検査を行うものとする。

(2) 締めくくり会議

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

(解説1)

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

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

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

(解説2)

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

4.8 検査実施者、検査実施人数及び検査時間

(1) 検査実施者

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

(2) 検査実施人数

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

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

(解説)

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

(3) 検査時間

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

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

表1 建設及び廃止措置段階の施設の検査量目安

	建設段階	廃止措置段階		
		廃止措置計画認可の次の年度以降		
	その年度において核燃料物質／使用済燃料／核燃料物質等の取扱いを開始しないもの	全ての核燃料物質を原子炉から取り出した年度まで	全ての核燃料物質を工場又は事業所から搬出した年度まで	全ての核燃料物質を工場又は事業所から搬出した次の年度以降
実用炉	0.04	—	0.35	0.07

4.8 検査実施者、検査実施人数及び検査時間

(1) 検査実施者

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

(2) 検査実施人数

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

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

(解説)

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

(3) 検査時間

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

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

表1 建設及び廃止措置段階の施設の検査量目安

	建設段階	廃止措置段階		
		廃止措置計画認可の次の年度以降		
	その年度において核燃料物質／使用済燃料／核燃料物質等の取扱いを開始しないもの	全ての核燃料物質を原子炉から取り出した年度まで	全ての核燃料物質を工場又は事業所から搬出した年度まで	全ての核燃料物質を工場又は事業所から搬出した次の年度以降
実用炉	0.04	—	0.35	0.07

	研開炉	0.04	0.7	0.35	0.07
試験炉	熱出力 500kw以上※ 1	0.02	0.5	0.25	0.05
	熱出力 500kw以上※ 2	0.008	0.2	0.1	0.02
	熱出力 500kw未満	0.004	0.05		0.01
再処理		0.04	1.0 (特定廃液の固型化等を 終了した年度まで)	0.1 (特定廃液の固型化等 を終了した次の年度以 降)	
加工	MOX	0.03	0.07		
	ウラン	0.02	0.05		
貯蔵		0.004	0.01		
管理		0.004	0.01		
埋設	坑道の閉鎖 措置を伴わ ないもの(2 種ピット処分 施設及びト レンチ処分 施設)	0.002	0.05 (覆土終了確認をした年 度まで)	0.005 (覆土終了確認をした 次の年度以降)	
	使用(令第41条該 当)	0.002	0.005		

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

5 検査報告書の作成

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

6 深刻度の評価及び規制措置の立案

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

7 検査結果の取りまとめ

検査結果については、四半期ごとに取りまとめ検査報告書を作成し、以下のとおり原子力規制委員会に報告等を行うとともに、検査報告書及び検査指摘事項の一覧を原子力規制委員会のホームページにおい

	研開炉	0.04	0.7	0.35	0.07
試験炉	熱出力 500kw以上※ 1	0.02	0.5	0.25	0.05
	熱出力 500kw以上※ 2	0.008	0.2	0.1	0.02
	熱出力 500kw未満	0.004	0.05		0.01
再処理		0.04	1.0 (特定廃液の固型化等を 終了した年度まで)	0.1 (特定廃液の固型化等 を終了した次の年度以 降)	
加工	MOX	0.03	0.07		
	ウラン	0.02	0.05		
貯蔵		0.004	0.01		
管理		0.004	0.01		
埋設	坑道の閉鎖 措置を伴わ ないもの(2 種ピット処分 施設及びト レンチ処分 施設)	0.002	0.05 (覆土終了確認をした年 度まで)	0.005 (覆土終了確認をした 次の年度以降)	
	使用(令第41条該 当)	0.002	0.005		

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

5 検査報告書の作成

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

6 深刻度の評価及び規制措置の立案

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

7 検査結果の取りまとめ

検査結果については、四半期ごとに取りまとめ検査報告書を作成し、以下のとおり原子力規制委員会に報告等を行うとともに、検査報告書及び検査指摘事項の一覧を原子力規制委員会のホームページにおい

て公表する（核物質防護に係る検査結果については非公表とする。）。

7.1 基本検査結果の報告等

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

7.2 原子力規制委員会での決定

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

7.3 被規制者向け情報通知文書

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

付録 1 用語の定義

(1) パフォーマンスベース検査

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

（解説）

原子力安全を守ることは事業者等の一義的責任であることから、その安全活動における具体的なプロセスは事業者等が検討し、規制側はその安全活動が総体として適切になされていたかに着目して検査を行う。

具体的には、検査官は、設備・機器が実際に機能するかどうかや現場の職員等が適切に活動しているかどうかを現場で確認し、これらに劣化状態が確認された場合には、その直接的な原因となる事業者等の安全活動（パフォーマンス）の劣化を事業者が適切に特定し、是正しているどうかを確認する。

て公表する（核物質防護に係る検査結果については非公表とする。）。

7.1 基本検査結果の報告等

担当部門及び核セキュリティ部門は、基本検査の結果を四半期ごとに取りまとめる。検査報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き原子力規制委員会のホームページにおいて公表する。当該申出と併せて基本検査の検査報告書を原子力規制委員会に報告するとともに、発電所長、事業所長等に通知し、原子力規制委員会のホームページにおいて公表する。これらの報告、通知及び公表は、原則、報告対象の四半期が終了してから 1か月以内 に行う。

7.2 原子力規制委員会での決定

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

（新設）

付録 1 用語の定義

(1) パフォーマンスベース検査

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

（解説）

原子力安全を守ることは事業者等の一義的責任であることから、その安全活動における具体的なプロセスは事業者等が検討し、規制側はその安全活動が総体として適切になされていたかに着目して検査を行う。

具体的には、検査官は、設備・機器が実際に機能するかどうかや現場の職員等が適切に活動しているかどうかを現場で確認し、これらに劣化状態が確認された場合には、その直接的な原因となる事業者等の安全活動（パフォーマンス）の劣化を事業者が適切に特定し、是正しているどうかを確認する。

運用の明確化

・検査報告書の案について事業者からの意見を聴取する手続が追加されたことを踏まえ、検査報告書の報告等の時期を見直し

記載の適正化

・核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更

運用の明確化

・「被規制者向け情報通知文書」発出要領の施行に伴う運用の追加
（7.3 被規制者向け情報通知文書）

(2) リスクインフォームド (Risk informed) 検査

検査活動においてリスク情報を活用する検査のこと。リスク情報には、実用発電用原子炉施設に対して用いられる確率論的リスク評価のような定量的な情報のほか、従来から考慮されている安全上の重要度（重要度分類など）、運転経験及び不適合情報等の定性的な情報も含まれる。検査においてはリスクの高さも考慮して設備・機器等を検査対象としてサンプリングし、重点的に確認し、検査指摘事項の評価においてはリスク情報を考慮してその安全上の重要度を評価する。

(3) フリーアクセス

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

付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視

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

(1) 巡視エリア

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

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

(2) リスク情報の活用

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

(3) 事業者等の会議体の傍聴

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

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

(4) 核物質防護関連事項

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

また、核物質防護上の対策と原子力安全上の対策が相互に干渉するような状況が確認された場合、検査

(2) リスクインフォームド (Risk informed) 検査

検査活動においてリスク情報を活用する検査のこと。リスク情報には、実用発電用原子炉施設に対して用いられる確率論的リスク評価のような定量的な情報のほか、従来から考慮されている安全上の重要度（重要度分類など）、運転経験及び不適合情報等の定性的な情報も含まれる。検査においてはリスクの高さも考慮して設備・機器等を検査対象としてサンプリングし、重点的に確認し、検査指摘事項の評価においてはリスク情報を考慮してその安全上の重要度を評価する。

(3) フリーアクセス

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

付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視

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

(1) 巡視エリア

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

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

(2) リスク情報の活用

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

(3) 事業者等の会議体の傍聴

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

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

(4) 核物質防護関連事項

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

また、核物質防護上の対策と原子力安全上の対策が相互に干渉するような状況が確認された場合、検査

官は、担当監視部門又は核セキュリティ部門へ連絡し、確認を要請する。例えば、以下のような場合が考えられる。

- a. 核物質防護措置として実施した施錠、障壁の追加又はその他の措置によって、運転員が緊急時の運転操作手順書に記載されている措置が妨げられる場合
- b. メンテナンス作業又は建設工事を行ったため、核物質防護措置として設置されている障壁や侵入検知装置の機能が妨げられる場合
- c. 緊急時対応計画に影響を及ぼすサイト配置の変更、入退出ルートの変更又は保安手順書の変更が行われた場合

(5) 注意事項

- a. 日常巡視において確認した気付き事項に対する調査が約 30 分を超えそうな場合、検査官は、その調査を検査として実施することが望ましい。
- b. 検査官は、検査に必要なものとして事業者等から貸与を受けた資料については、当該検査が終了した時点で、原則として、事業者等に返却する。
- c. 検査において作成し、又は取得した行政文書は、その取扱いを特別に定めたものでない限り、文書管理規則に従って保存・管理を行う。
- d. 特定重大事故等対処施設及び核物質防護に関する資料については、その情報管理を徹底する。なお、現場においては閲覧のみとする。

付録 3 動作可能性の確認

動作可能性（英語では、operability や functionality と表現されている。）とは、システム、補助システム、部品及び装置が、必要なときに設計上の機能要求を満足して動作することが可能であるかどうかを意味する。

(1) 確認の目的

事業者等が動作可能性の確認を行う目的は、原子力安全に影響を及ぼす構造物、系統及び機器（Structures, Systems and Components。以下「SSC」という。）の動作可能性を正しく把握し、遅滞なく適切な処置を行い、原子力施設の安全を確保することである。例えば、保安規定に定める運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）を逸脱しているにもかかわらず、適切な処置を実施せずに原子力施設を運転することは許容されない。

(2) 確認対象

検査官は、事業者等が実施する動作可能性の確認が適切かどうかについて監視を行う。監視の対象は、安全上重要な SSC を中心とする。

また、これらの SSC に対する設計上の機能要求を満足する上で必要な動力、計装制御、冷却媒体、シール水、潤滑油、環境条件等の設計上の機能要求を満足して動作するための前提となる機能を提供する関連 SSC 及び条件についても確認の対象である。

(3) 確認方法

官は、担当監視部門又は核セキュリティ部門へ連絡し、確認を要請する。例えば、以下のような場合が考えられる。

- a. 核物質防護措置として実施した施錠、障壁の追加又はその他の措置によって、運転員が緊急時の運転操作手順書に記載されている措置が妨げられる場合
- b. メンテナンス作業又は建設工事を行ったため、核物質防護措置として設置されている障壁や侵入検知装置の機能が妨げられる場合
- c. 緊急時対応計画に影響を及ぼすサイト配置の変更、入退出ルートの変更又は保安手順書の変更が行われた場合

(5) 注意事項

- a. 日常巡視において確認した気付き事項に対する調査が約 30 分を超えそうな場合、検査官は、その調査を検査として実施することが望ましい。
- b. 検査官は、検査に必要なものとして事業者等から貸与を受けた資料については、当該検査が終了した時点で、原則として、事業者等に返却する。
- c. 検査において作成し、又は取得した行政文書は、その取扱いを特別に定めたものでない限り、文書管理規則に従って保存・管理を行う。
- d. 特定重大事故等対処施設及び核物質防護に関する資料については、その情報管理を徹底する。なお、現場においては閲覧のみとする。

付録 3 動作可能性の確認

動作可能性（英語では、operability や functionality と表現されている。）とは、システム、補助システム、部品及び装置が、必要なときに設計上の機能要求を満足して動作することが可能であるかどうかを意味する。

(1) 確認の目的

事業者等が動作可能性の確認を行う目的は、原子力安全に影響を及ぼす構造物、系統及び機器（Structures, Systems and Components。以下「SSC」という。）の動作可能性を正しく把握し、遅滞なく適切な処置を行い、原子力施設の安全を確保することである。例えば、保安規定に定める運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）を逸脱しているにもかかわらず、適切な処置を実施せずに原子力施設を運転することは許容されない。

(2) 確認対象

検査官は、事業者等が実施する動作可能性の確認が適切かどうかについて監視を行う。監視の対象は、安全上重要な SSC を中心とする。

また、これらの SSC に対する設計上の機能要求を満足する上で必要な動力、計装制御、冷却媒体、シール水、潤滑油、環境条件等の設計上の機能要求を満足して動作するための前提となる機能を提供する関連 SSC 及び条件についても確認の対象である。

(3) 確認方法

<p>検査官は、原子力施設の状態に応じ、SSC の動作可能性が確認されていることを以下の点に留意しながら監視を行う。</p> <p>a. 動作可能性の監視においては、必要に応じ、許認可申請書、事業者等の技術資料、規格等を確認し、当該 SSC が設計上の機能要求を満足して動作するための条件を把握する。</p> <p>b. 動作可能性に関連する不適合が発生した場合、事業者等は事態収束などの初動対応を実施後、CAP 活動を行い、安全上の重要度を考慮して、あらかじめ定められた時間内に適切な活動内容にて是正処置等を実施しているかを確認する。</p> <p>c. メンテナンス等により SSC の安全機能が維持できない場合、事業者等の代替処置が適切に行われているかを確認する。</p> <p>d. 保安規定に記載されている LCO 逸脱条件等、動作可能性に関係する許認可図書の記載を変更した際、変更内容が関係者に周知され理解されているかを確認する。</p> <p>e. 動作可能性が確認されない場合、LCO 逸脱に係る宣言が適切なタイミングで行われているかなど、事業者等による対応が適切に行われているかを確認する。</p> <p>f. 許容できない事前調整が実施されていないかを確認する（付録 4 参照）。</p> <p>(4) 報告</p> <p>検査官は、安全上重要な SSC の動作可能性が維持されていないと判断した場合（その可能性も含む。）は、直ちに担当監視部門に報告する。</p> <p>付録 4 事前調整の妥当性確認</p> <p>事前調整（英語では preconditioning と表現されている。）とは、安全上重要な SSC の定例試験等を実施する直前に、当該 SSC が試験でスムーズに動作することを確保するための作業であり、例えば DG 起動前にターニングを行うことや、ポンプ起動前にベント操作・ドレン操作等を実施することをいう。</p> <p>(1) 確認の目的</p> <p>事故・トラブル時において、安全上重要な SSC が許認可図書で定められている機能要求を満足すること、つまり動作可能性（付録 3 参照）を確実なものとするために事業者等が実施している事前調整について、その妥当性を確認する。</p> <p>(2) 確認の対象</p> <p>事業者等の保安規定で定められているサーベイランス試験、日本機械学会維持規格に基づく検査、重大事故等対応要員訓練等。</p> <p>(3) 許容できる事前調整及び許容できない事前調整</p> <p>a. 許容できる事前調整</p> <p>(a) 作業員の安全確保のための事前調整</p> <p>(b) 設備保護のための事前調整</p> <p>ただし、上記(a)及び(b)については、動作可能性に影響がないことを事前に評価していること。</p> <p>b. 許容できない事前調整</p> <p>(a) 合格基準を満足させるために実施する事前調整</p>	<p>検査官は、原子力施設の状態に応じ、SSC の動作可能性が確認されていることを以下の点に留意しながら監視を行う。</p> <p>a. 動作可能性の監視においては、必要に応じ、許認可申請書、事業者等の技術資料、規格等を確認し、当該 SSC が設計上の機能要求を満足して動作するための条件を把握する。</p> <p>b. 動作可能性に関連する不適合が発生した場合、事業者等は事態収束などの初動対応を実施後、CAP 活動を行い、安全上の重要度を考慮して、あらかじめ定められた時間内に適切な活動内容にて是正処置等を実施しているかを確認する。</p> <p>c. メンテナンス等により SSC の安全機能が維持できない場合、事業者等の代替処置が適切に行われているかを確認する。</p> <p>d. 保安規定に記載されている LCO 逸脱条件等、動作可能性に関係する許認可図書の記載を変更した際、変更内容が関係者に周知され理解されているかを確認する。</p> <p>e. 動作可能性が確認されない場合、LCO 逸脱に係る宣言が適切なタイミングで行われているかなど、事業者等による対応が適切に行われているかを確認する。</p> <p>f. 許容できない事前調整が実施されていないかを確認する（付録 4 参照）。</p> <p>(4) 報告</p> <p>検査官は、安全上重要な SSC の動作可能性が維持されていないと判断した場合（その可能性も含む。）は、直ちに担当監視部門に報告する。</p> <p>付録 4 事前調整の妥当性確認</p> <p>事前調整（英語では preconditioning と表現されている。）とは、安全上重要な SSC の定例試験等を実施する直前に、当該 SSC が試験でスムーズに動作することを確保するための作業であり、例えば DG 起動前にターニングを行うことや、ポンプ起動前にベント操作・ドレン操作等を実施することをいう。</p> <p>(1) 確認の目的</p> <p>事故・トラブル時において、安全上重要な SSC が許認可図書で定められている機能要求を満足すること、つまり動作可能性（付録 3 参照）を確実なものとするために事業者等が実施している事前調整について、その妥当性を確認する。</p> <p>(2) 確認の対象</p> <p>事業者等の保安規定で定められているサーベイランス試験、日本機械学会維持規格に基づく検査、重大事故等対応要員訓練等。</p> <p>(3) 許容できる事前調整及び許容できない事前調整</p> <p>a. 許容できる事前調整</p> <p>(a) 作業員の安全確保のための事前調整</p> <p>(b) 設備保護のための事前調整</p> <p>ただし、上記(a)及び(b)については、動作可能性に影響がないことを事前に評価していること。</p> <p>b. 許容できない事前調整</p> <p>(a) 合格基準を満足させるために実施する事前調整</p>	
--	--	--

- (b) 事前調整を実施しなかった場合に、合格基準を満足しないような事前調整
- (c) SSCの状態変更を伴う事前調整
- (d) サーベイランス試験の直前に定期的に行われている事前調整

(解説)

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

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

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

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

○ 改正履歴

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

- (b) 事前調整を実施しなかった場合に、合格基準を満足しないような事前調整
- (c) SSCの状態変更を伴う事前調整
- (d) サーベイランス試験の直前に定期的に行われている事前調整

(解説)

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

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

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

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

○ 改正履歴

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

		いに関する注意事項について、日常巡視の 注意事項と整合（4.3フリーアクセス） ⑦検査監督総括課による検査官会議や資格 制度の運用を明確化（2.1関係者の役割） ⑧事務所からの報告のうち検査の実施状況 （特に検査気付き事項）について、原子力 規制庁原子力規制部検査グループ内に共 有する運用を明確化（2.1関係者の役割） ⑨事務所の役割として、チーム検査や日常巡 視において核物質防護に関する事項も含 め、核セキュリティ部門と連携する運用を 明確化（2.1関係者の役割、付録2） ○記載の適正化	
2	2021/07/21	○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実 誤認に関する申出を受ける場合の手続を 明確化（7.1 基本検査結果の報告等） ②核物質防護に関する資料の情報管理につ いて、注意事項に明記（4.3 フリーアク セス、付録1） ○記載の適正化	
<u>3</u>			

		いに関する注意事項について、日常巡視の 注意事項と整合（4.3フリーアクセス） ⑦検査監督総括課による検査官会議や資格 制度の運用を明確化（2.1関係者の役割） ⑧事務所からの報告のうち検査の実施状況 （特に検査気付き事項）について、原子力 規制庁原子力規制部検査グループ内に共 有する運用を明確化（2.1関係者の役割） ⑨事務所の役割として、チーム検査や日常巡 視において核物質防護に関する事項も含 め、核セキュリティ部門と連携する運用を 明確化（2.1関係者の役割、付録2） ○記載の適正化	
2		○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実 誤認に関する申出を受ける場合の手続を 明確化（7.1 基本検査結果の報告等） ②核物質防護に関する資料の情報管理につ いて、注意事項に明記（4.3 フリーアク セス、付録1） ○記載の適正化	

(新設)

改正に伴う修正

原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド (GI0002_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 目的 1</p> <p>2 適用範囲 1</p> <p>3 検査計画及び実施 1</p> <p>4 検査報告 2</p> <p>5 その他 3</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）について、原子力規制庁（以下「本庁」という。）が取りまとめる検査計画及び検査結果の報告書（以下単に「報告書」という。）の作成について定めたものである。</p> <p>2 適用範囲</p> <p>本ガイドは、検査のうち基本検査に係る検査計画の立案及び報告書の作成について適用し、追加検査及び特別検査に係るものについては適用しない。特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）については、担当部門が、核物質防護に係る報告書を別途作成するが、様式は同様のものを使用する。</p> <p>3 検査計画及び実施</p> <p>法第 61 条の 2 の 2 第 2 項及び原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。）第 3 条第 1 項に基づき検査を実施するため、次年度開始までに検査計画を策定する。</p> <p>3.1 日常検査の検査計画</p> <p>日常検査の検査計画は、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が法第 57 条の 8 で規定されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の安全活動の状況に応じて原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1。以下「実施要領」という。）「3.1 検査計画」に基づき策定する。</p> <p>原子力施設ごと（原則として事業の許可又は指定の単位、原子炉設置者の場合は原子炉の単位）の各年度におけるサンプル数は、本庁担当部門が総合評定の結果等を踏まえて調整し、周知されるた</p>	<p style="text-align: center;">原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド (GI0002_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 目的 1</p> <p>2 適用範囲 1</p> <p>3 検査計画及び実施 1</p> <p>4 検査報告 2</p> <p>5 その他 3</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）について、原子力規制庁（以下「本庁」という。）が取りまとめる検査計画及び検査結果の報告書（以下単に「報告書」という。）の作成について定めたものである。</p> <p>2 適用範囲</p> <p>本ガイドは、検査のうち基本検査に係る検査計画の立案及び報告書の作成について適用し、追加検査及び特別検査に係るものについては適用しない。特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）については、担当部門が、核物質防護に係る報告書を別途作成するが、様式は同様のものを使用する。</p> <p>3 検査計画及び実施</p> <p>法第 61 条の 2 の 2 第 2 項及び原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。）第 3 条第 1 項に基づき検査を実施するため、次年度開始までに検査計画を策定する。</p> <p>3.1 日常検査の検査計画</p> <p>日常検査の検査計画は、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が法第 57 条の 8 で規定されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の安全活動の状況に応じて原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1。以下「実施要領」という。）「3.1 検査計画」に基づき策定する。</p> <p>原子力施設ごと（原則として事業の許可又は指定の単位、原子炉設置者の場合は原子炉の単位）の各年度におけるサンプル数は、本庁担当部門が総合評定の結果等を踏まえて調整し、周知されるた</p>	<p>改正に伴う修正</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>め、事務所は、決められたサンプル数を確認し、適切に配分する必要がある。</p> <p>プラントの起動停止等で通常の勤務時間帯では対応できない検査対象については、原子力検査官の体制を十分に考慮して計画することが必要である。事務所が専門知識を有する原子力検査官の支援を必要とする検査を計画する際は、関係する本庁担当部門に派遣要請を行う。また、検査計画は、チーム検査の実施時期を確認した上で策定し、適切な対応ができるようにする。</p> <p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号）第 41 条に規定する核燃料物質を取り扱わない使用者及び核原料物質使用者（以下「非該当使用者等」という。）については、その年度に検査対象とする非該当使用者等を本庁担当部門が前年度に決定し、関係する事務所と共有する。</p> <p>原子力施設の運転計画や事業者の安全活動計画の変更が発生した場合は、その都度、検査計画を適切に変更する。</p> <p>なお、核物質防護は、日常検査の対象外である。</p> <p>3.2 チーム検査の検査計画</p> <p>チーム検査については、本庁担当部門が、実施要領「3.1 検査計画」並びに各検査運用ガイドに定められた検査頻度及びサンプル数に基づき、検査計画を策定する。</p> <p>本庁担当部門は、計画したチーム検査項目に従い、検査ごとの詳細な計画を策定するとともにチーム長及びチーム員を選定し、関係する事務所と共有する。</p> <p>各チーム長は、関係事務所及び検査対象の事業者チーム検査の日程、体制等を連絡して、検査が適切に行えるよう調整を行う。</p> <p>3.3 検査の実施</p> <p>日常検査及びチーム検査において、検査気付き事項が確認された場合は、スクリーニングを実施し、全ての検査指摘事項について、その理由とともに本庁担当部門に連絡する。原子力検査官は、検査指摘事項が「<u>緑</u>」(核燃料施設等の場合は「<u>追加対応なし</u>」)の判断を行うとともに、並行して深刻度が「SLIV（通知なし）」までの評価を行う。</p> <p>4 検査報告</p> <p>法第 61 条の 2 の 2 第 2 項及び規則第 3 条第 1 項に基づき検査を実施し、報告書を作成する。</p> <p>報告書は、実施要領「3.3 検査報告書の作成」に基づき作成することとし、事務所は四半期の検査終了後、日常検査及びチーム検査の結果を取りまとめて作成する。チーム検査結果は、検査チームが作成して関係する事務所と共有する。</p> <p>なお、核燃料施設等の検査に係る報告書については、1 つの事業者が複数の事業の許可又は指定を受けている場合であって、複数の施設の運転を 1 つの事業所で行っている場合には、複数の検査結果を取りまとめて報告書を作成することができる。例えば、同一事業所内に設置された原子力発電所及び非該当使用者等の施設の検査を実施した場合、まとめて報告書を作成することができる。</p> <p>本庁担当部門が実施した非該当使用者等の検査については、当該本庁担当部門が報告書を作成する。事務所が非該当使用者等に係る検査を実施した場合は、非該当使用者等の本庁担当部門にも報告する。</p>	<p>め、事務所は、決められたサンプル数を確認し、適切に配分する必要がある。</p> <p>プラントの起動停止等で通常の勤務時間帯では対応できない検査対象については、原子力検査官の体制を十分に考慮して計画することが必要である。事務所が専門知識を有する原子力検査官の支援を必要とする検査を計画する際は、関係する本庁担当部門に派遣要請を行う。また、検査計画は、チーム検査の実施時期を確認した上で策定し、適切な対応ができるようにする。</p> <p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号）第 41 条に規定する核燃料物質を取り扱わない使用者及び核原料物質使用者（以下「非該当使用者等」という。）については、その年度に検査対象とする非該当使用者等を本庁担当部門が前年度に決定し、関係する事務所と共有する。</p> <p>原子力施設の運転計画や事業者の安全活動計画の変更が発生した場合は、その都度、検査計画を適切に変更する。</p> <p>なお、核物質防護は、日常検査の対象外である。</p> <p>3.2 チーム検査の検査計画</p> <p>チーム検査については、本庁担当部門が、実施要領「3.1 検査計画」並びに各検査運用ガイドに定められた検査頻度及びサンプル数に基づき、検査計画を策定する。</p> <p>本庁担当部門は、計画したチーム検査項目に従い、検査ごとの詳細な計画を策定するとともにチーム長及びチーム員を選定し、関係する事務所と共有する。</p> <p>各チーム長は、関係事務所及び検査対象の事業者チーム検査の日程、体制等を連絡して、検査が適切に行えるよう調整を行う。</p> <p>3.3 検査の実施</p> <p>日常検査及びチーム検査において、検査気付き事項が確認された場合は、スクリーニングを実施し、全ての検査指摘事項について、その理由とともに本庁担当部門に連絡する。原子力検査官は、検査指摘事項が「<u>緑</u>」又は核燃料施設等にあつては「<u>指摘事項（追加対応なし）</u>」の判断を行うとともに、並行して深刻度が「SLIV（通知なし）」までの評価を行う。</p> <p>4 検査報告</p> <p>法第 61 条の 2 の 2 第 2 項及び規則第 3 条第 1 項に基づき検査を実施し、報告書を作成する。</p> <p>報告書は、実施要領「3.3 検査報告書の作成」に基づき作成することとし、事務所は四半期の検査終了後、日常検査及びチーム検査の結果を取りまとめて作成する。チーム検査結果は、検査チームが作成して関係する事務所と共有する。</p> <p>なお、核燃料施設等の検査に係る報告書については、1 つの事業者が複数の事業の許可又は指定を受けている場合であって、複数の施設の運転を 1 つの事業所で行っている場合には、複数の検査結果を取りまとめて報告書を作成することができる。例えば、同一事業所内に設置された原子力発電所及び非該当使用者等の施設の検査を実施した場合、まとめて報告書を作成することができる。</p> <p>本庁担当部門が実施した非該当使用者等の検査については、当該本庁担当部門が報告書を作成する。事務所が非該当使用者等に係る検査を実施した場合は、非該当使用者等の本庁担当部門にも報告する。</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更

改正後	改正前	改正理由
<p>法定確認行為等に係るチーム検査結果については、検査チームが報告書を作成して関係する事務所と共有する。</p> <p>事務所又は検査チームは、締めくり会議等で事業者と事実確認を実施、完了した上で、検査指摘事項が「緑」<u>(核燃料施設等の場合は「追加対応なし」)</u>又は深刻度が「SLIV（通知なし）」と評価した場合、報告書に記載する。</p> <p>本庁担当部門が規制措置において、違反等通知を必要とすると判定した場合には、本庁担当部門が違反等通知文を作成し、原子力規制委員会に諮った上で事業者へ通知するとともに関係する事務所又はチーム検査官に連絡する。</p> <p>検査指摘事項が「緑」を超える<u>(核燃料施設等の場合「追加対応あり」)</u>の場合は、報告書を確定する前に「<u>GI0009 重要度評価等の事務手順運用ガイド</u>」に定めるとおり、本庁担当部門が事業者へ通知するとともに関係する事務所に連絡する。</p> <p>検査が継続している事項については、締めくり会議等において事業者と事実確認を行う。</p> <p>5 その他</p> <p>5.1 第三者機関等報告書の取扱い</p> <p>検査において第三者機関等報告書を確認した場合は、その内容のみを根拠とした検査結果とはしない。</p> <p>5.2 図表、写真等</p> <p>図表、写真等を含めることにより、そうでない場合と比較して、状況の説明を短くすることができたり、複雑な状態の説明が容易になったりする場合は、報告書に使用してもよい。</p> <p>5.3 報告書の公表</p> <p>本庁担当部門は、検査指摘事項が「緑」<u>(核燃料施設等の場合は「追加対応なし」)</u>であり、深刻度が「SLIV（通知なし）」である場合は、当該案件の概要を含めて四半期における原子力規制検査等の実施結果として原子力規制委員会に報告し、その後、報告書を事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。</p> <p>なお、報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。</p> <p>核物質防護に係る報告書は、「核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報」を含むため、非公開とする。</p> <p>ホームページ掲載を行うに際して、報告書の内容に事業者の不開示情報が記載されていないことを十分に確認する。</p> <p>5.4 報告書に使用するフォント等</p> <p>報告書に使用するフォント等は以下のとおりとする。なお、フォントは原則全角とするが、アラビア数字が2文字以上の場合は半角を<u>用いる。また、ガイド番号のアルファベットについては半角を用いる。</u></p> <p>和文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント</p>	<p>法定確認行為等に係るチーム検査結果については、検査チームが報告書を作成して関係する事務所と共有する。</p> <p>事務所又は検査チームは、締めくり会議等で事業者と事実確認を実施、完了した上で、検査指摘事項が「緑」<u>又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応なし）」若しくは</u>深刻度が「SLIV（通知なし）」と評価した場合、報告書に記載する。</p> <p>本庁担当部門が規制措置において、違反等通知を必要とすると判定した場合には、本庁担当部門が違反等通知文を作成し、原子力規制委員会に諮った上で事業者へ通知するとともに関係する事務所又はチーム検査官に連絡する。</p> <p>検査指摘事項が「緑」を超える<u>又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応あり）」</u>の場合は、報告書を確定する前に「<u>GI0009 安全重要度評価等に係る事務手順運用ガイド</u>」に定めるとおり、本庁担当部門が事業者へ通知するとともに関係する事務所に連絡する。</p> <p>検査が継続している事項については、締めくり会議等において事業者と事実確認を行う。</p> <p>5 その他</p> <p>5.1 第三者機関等報告書の取扱い</p> <p>検査において第三者機関等報告書を確認した場合は、その内容のみを根拠とした検査結果とはしない。</p> <p>5.2 図表、写真等</p> <p>図表、写真等を含めることにより、そうでない場合と比較して、状況の説明を短くすることができたり、複雑な状態の説明が容易になったりする場合は、報告書に使用してもよい。</p> <p>5.3 報告書の公表</p> <p>本庁担当部門は、検査指摘事項が「緑」<u>又は核燃料施設等にあつては「指摘事項（追加対応なし）」</u>であり、深刻度が「SLIV（通知なし）」である場合は、当該案件の概要を含めて四半期における原子力規制検査等の実施結果として原子力規制委員会に報告し、その後、報告書を事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。</p> <p>なお、報告書の案は書面により事業者へ通知し、事業者から事実誤認に関する申出がある場合は、書面にて受け取る。これらの書面は、不開示情報を除き原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。</p> <p>核物質防護に係る報告書は、「核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報」を含むため、非公開とする。</p> <p>ホームページ掲載を行うに際して、報告書の内容に事業者の不開示情報が記載されていないことを十分に確認する。</p> <p>5.4 報告書に使用するフォント等</p> <p>報告書に使用するフォント等は以下のとおりとする。なお、フォントは原則全角とするが、アラビア数字が2文字以上の場合は半角を<u>用いる。</u></p> <p>和文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> 核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更 <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> 核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ガイド番号の記載要領を明確化

改正後	改正前	改正理由																																				
<p>欧文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 数字フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 用紙：A4用紙、縦方向 句読点：「。」 「、」 マージン：上端30mm/下端30mm/左端26mm/右端26mm</p> <p>別添1 事業所（施設）名及び記号 事業所（施設）名及び記号を別添1として示す。</p> <p>別添2 原子力規制検査報告書様式 報告書の様式を別添2として示す。</p> <p>別添3 原子力規制検査報告書記載要領 報告書の記載要領を別添3として示す。</p> <p><u>別添4 原子力規制検査報告書作成時チェックシート</u> <u>報告書作成時に注意すべき主な事項をチェックシートとしてまとめたものを別添4として示す。</u></p> <p>○ 改正履歴</p> <table border="1" data-bbox="100 995 1080 1898"> <thead> <tr> <th>改正</th> <th>改正日</th> <th>改正の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2021/04/21</td> <td>○運用の明確化 ①ガイド名を「報告作成」から「報告書作成」に修正 ②報告書記載要領を明確にするためガイドの構成を見直し（4. 検査報告、5. その他、別添2、別添3） ○記載の適正化</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>2021/07/21</td> <td>○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（5.3 報告書の公表） ②検査継続案件として報告書に記載する事案の対象を明確化（別添2、別添3） ○記載の適正化</td> <td></td> </tr> <tr> <td><u>3</u></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	○運用の明確化 ①ガイド名を「報告作成」から「報告書作成」に修正 ②報告書記載要領を明確にするためガイドの構成を見直し（4. 検査報告、5. その他、別添2、別添3） ○記載の適正化		2	2021/07/21	○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（5.3 報告書の公表） ②検査継続案件として報告書に記載する事案の対象を明確化（別添2、別添3） ○記載の適正化		<u>3</u>				<p>欧文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 数字フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 用紙：A4用紙、縦方向 句読点：「。」 「、」 マージン：上端30mm/下端30mm/左端26mm/右端26mm</p> <p>別添1 事業所（施設）名及び記号 事業所（施設）名及び記号を別添1として示す。</p> <p>別添2 原子力規制検査報告書様式 報告書の様式を別添2として示す。</p> <p>別添3 原子力規制検査報告書記載要領 報告書の記載要領を別添3として示す。</p> <p>(新規)</p> <p>○ 改正履歴</p> <table border="1" data-bbox="1383 995 2362 1856"> <thead> <tr> <th>改正</th> <th>改正日</th> <th>改正の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2021/04/21</td> <td>○運用の明確化 ①ガイド名を「報告作成」から「報告書作成」に修正 ②報告書記載要領を明確にするためガイドの構成を見直し（4. 検査報告、5. その他、別添2、別添3） ○記載の適正化</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>2021/07/21</td> <td>○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（5.3 報告書の公表） ②検査継続案件として報告書に記載する事案の対象を明確化（別添2、別添3） ○記載の適正化</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	○運用の明確化 ①ガイド名を「報告作成」から「報告書作成」に修正 ②報告書記載要領を明確にするためガイドの構成を見直し（4. 検査報告、5. その他、別添2、別添3） ○記載の適正化		2	2021/07/21	○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（5.3 報告書の公表） ②検査継続案件として報告書に記載する事案の対象を明確化（別添2、別添3） ○記載の適正化		<p>運用の明確化 ・わかりやすい報告書とするため記載要領の見直し</p> <p>改正に伴う修正</p>
改正	改正日	改正の概要	備考																																			
0	2020/04/01	施行																																				
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①ガイド名を「報告作成」から「報告書作成」に修正 ②報告書記載要領を明確にするためガイドの構成を見直し（4. 検査報告、5. その他、別添2、別添3） ○記載の適正化																																				
2	2021/07/21	○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（5.3 報告書の公表） ②検査継続案件として報告書に記載する事案の対象を明確化（別添2、別添3） ○記載の適正化																																				
<u>3</u>																																						
改正	改正日	改正の概要	備考																																			
0	2020/04/01	施行																																				
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①ガイド名を「報告作成」から「報告書作成」に修正 ②報告書記載要領を明確にするためガイドの構成を見直し（4. 検査報告、5. その他、別添2、別添3） ○記載の適正化																																				
2	2021/07/21	○運用の明確化 ①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（5.3 報告書の公表） ②検査継続案件として報告書に記載する事案の対象を明確化（別添2、別添3） ○記載の適正化																																				

改正後		改正前		改正理由
別添1 事業所（施設）名及び記号		別添1 事業所（施設）名及び記号		
【実用発電用原子炉施設】		【実用発電用原子炉施設】		
事業所（施設）	記号	事業所（施設）	記号	
泊発電所	J01	泊発電所	J01	
東北電力株式会社 東通原子力発電所	J02	東北電力株式会社 東通原子力発電所	J02	
東京電力ホールディングス株式会社 東通原子力発電所	J03	東京電力ホールディングス株式会社 東通原子力発電所	J03	
女川原子力発電所	J04	女川原子力発電所	J04	
柏崎刈羽原子力発電所	J05	柏崎刈羽原子力発電所	J05	
福島第二原子力発電所	J06	福島第二原子力発電所	J06	
東海発電所	J07	東海発電所	J07	
東海第二発電所	J08	東海第二発電所	J08	
浜岡原子力発電所	J09	浜岡原子力発電所	J09	
志賀原子力発電所	J10	志賀原子力発電所	J10	
敦賀発電所	J11	敦賀発電所	J11	
美浜発電所	J12	美浜発電所	J12	
大飯発電所	J13	大飯発電所	J13	
高浜発電所	J14	高浜発電所	J14	
島根原子力発電所	J15	島根原子力発電所	J15	
伊方発電所	J16	伊方発電所	J16	
玄海原子力発電所	J17	玄海原子力発電所	J17	
川内原子力発電所	J18	川内原子力発電所	J18	
大間建設所	J19	大間建設所	J19	
原子力発電所（その他）	J20	原子力発電所（その他）	J20	
【核燃料施設等】		【核燃料施設等】		
事業所（施設）	記号	事業所（施設）	記号	
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構		国立研究開発法人日本原子力研究開発機構		
高速増殖原型炉もんじゅ	K01	高速増殖原型炉もんじゅ	K01	
新型転換炉原型炉ふげん	K02	新型転換炉原型炉ふげん	K02	
大洗研究所	K03	大洗研究所	K03	
原子力科学研究所	K04	原子力科学研究所	K04	
核燃料サイクル工学研究所	K05	核燃料サイクル工学研究所	K05	
人形峠環境技術センター	K06	人形峠環境技術センター	K06	
青森研究開発センター	K07	青森研究開発センター	K07	
日本原燃株式会社		日本原燃株式会社		

改正後		改正前		改正理由
再処理事業所	K08	再処理事業所	K08	記載の適正化 ・社名変更
濃縮・埋設事業所	K09	濃縮・埋設事業所	K09	
原子燃料工業株式会社		原子燃料工業株式会社		
熊取事業所	K10	熊取事業所	K10	
東海事業所	K11	東海事業所	K11	
三菱原子燃料株式会社	K12	三菱原子燃料株式会社	K12	
株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	K13	株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	K13	
国立大学法人京都大学複合原子力科学研究所	K14	国立大学法人京都大学複合原子力科学研究所	K14	
リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センター	K15	リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センター	K15	
東芝エネルギーシステムズ株式会社	K16	東芝エネルギーシステムズ株式会社	K16	
学校法人近畿大学原子力研究所	K17	学校法人近畿大学原子力研究所	K17	
国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻	K18	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻	K18	
学校法人五島育英会東京都市大学原子力研究所	K19	学校法人五島育英会東京都市大学原子力研究所	K19	
株式会社日立製作所王禅寺センタ	K20	株式会社日立製作所王禅寺センタ	K20	
学校法人立教学院立教大学原子力研究所	K21	学校法人立教学院立教大学原子力研究所	K21	
MHI 原子力研究開発株式会社	K22	ニュークリア・デベロップメント株式会社	K22	
日本核燃料開発株式会社	K23	日本核燃料開発株式会社	K23	
公益財団法人核物質管理センター		公益財団法人核物質管理センター		
六ヶ所保障措置センター	K24	六ヶ所保障措置センター	K24	
東海保障措置センター	K25	東海保障措置センター	K25	
核燃料施設等（その他）	K26	核燃料施設等（その他）	K26	

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">別添2 原子力規制検査報告書様式</p> <p style="text-align: center;">〇〇株式会社〇〇〇発電所 令和〇年度(第〇四半期) 原子力規制検査報告書</p> <p style="text-align: center;">(原子力施設安全及び放射線安全に<u>係る基本検査</u>)</p> <p style="text-align: center;">令和〇年〇月 原子力規制委員会</p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p>1. 実施概要 2. 運転等の状況 3. 検査結果 4. 検査内容 5. 確認資料</p> <p>別添1 <u>検査指摘事項等</u>の詳細 別添 1- 別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細 別添 2-</p> <p>1. 実施概要 (1)事業者名: (2)事業所名:</p>	<p style="text-align: center;">別添2 原子力規制検査報告書様式</p> <p style="text-align: center;">〇〇株式会社〇〇〇発電所 令和〇年度(第〇四半期) 原子力規制検査報告書</p> <p style="text-align: center;">(原子力施設安全及び放射線安全に<u>関するもの</u>)</p> <p style="text-align: center;">令和〇年〇月 原子力規制委員会</p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p>1. 実施概要 2. 運転等の状況 3. 検査結果 4. 検査内容 5. 確認資料</p> <p>別添1 <u>指摘事項</u>の詳細 別添 1- 別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細 別添 2-</p> <p>1. 実施概要 (1)事業者名: (2)事業所名:</p>	<p>記載の適正化 ・基本検査の報告書であることを明示</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>運用の明確化 ・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について運用の明確化</p>

改正後	改正前	改正理由																																																						
<p>(3)検査期間: (4)検査実施者: <u>検査</u>補助者: <u>重要</u>度等評価者:</p> <p>2. 運転等の状況</p> <table border="1" data-bbox="121 478 1273 709"> <thead> <tr> <th>号機</th> <th>電気出力 (万 kW)</th> <th>検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td> </td><td> </td><td> </td></tr> <tr><td> </td><td> </td><td> </td></tr> <tr><td> </td><td> </td><td> </td></tr> </tbody> </table> <p>3. 検査結果 検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者の実際の保安活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。 第〇四半期は、以下のとおりである。</p> <p>3.1 <u>検査指摘事項等</u> 重要度<u>又は</u>規制措置が確定した検査指摘<u>事項等</u>は、以下のとおりである。 詳細は、別添1参照</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="121 1289 1308 1524"> <tbody> <tr><td>件名</td><td> </td></tr> <tr><td>検査運用ガイド</td><td> </td></tr> <tr><td><u>検査種別</u></td><td> </td></tr> <tr><td><u>事象の概要</u></td><td> </td></tr> <tr><td>重要度／深刻度</td><td> </td></tr> </tbody> </table> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p>	号機	電気出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況										件名		検査運用ガイド		<u>検査種別</u>		<u>事象の概要</u>		重要度／深刻度		<p>(3)検査<u>実施</u>期間: (4)検査実施者: <u>検査</u>補助者: <u>重要</u>度等評価者:</p> <p>2. 運転等の状況</p> <table border="1" data-bbox="1391 478 2543 709"> <thead> <tr> <th>号機</th> <th>出力 (万 kW)</th> <th>検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td> </td><td> </td><td> </td></tr> <tr><td> </td><td> </td><td> </td></tr> <tr><td> </td><td> </td><td> </td></tr> </tbody> </table> <p>3. 検査結果 検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者(<u>又は使用者</u>)の実際の保安活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。 第〇四半期は、以下のとおりである。</p> <p>3.1 <u>検査指摘事項</u> 重要度<u>及び</u>規制措置が確定した検査指摘<u>事項</u>は、以下のとおりである。 詳細は、別添1参照</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="1391 1289 2579 1524"> <tbody> <tr><td>件名</td><td> </td></tr> <tr><td>検査運用ガイド</td><td> </td></tr> <tr><td>(<u>新規</u>)</td><td>(<u>新規</u>)</td></tr> <tr><td>概要</td><td> </td></tr> <tr><td>重要度／深刻度</td><td> </td></tr> </tbody> </table> <p>3.2 <u>未決事項</u> <u>重要度及び規制措置が未決定である指摘事項は、以下のとおりである。</u></p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="1391 1703 2579 1934"> <tbody> <tr><td><u>件名</u></td><td> </td></tr> <tr><td><u>検査運用ガイド</u></td><td> </td></tr> <tr><td><u>確認された指摘事項</u></td><td> </td></tr> <tr><td><u>確認年月日</u></td><td> </td></tr> <tr><td><u>整理番号</u></td><td> </td></tr> </tbody> </table>	号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況										件名		検査運用ガイド		(<u>新規</u>)	(<u>新規</u>)	概要		重要度／深刻度		<u>件名</u>		<u>検査運用ガイド</u>		<u>確認された指摘事項</u>		<u>確認年月日</u>		<u>整理番号</u>		<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>本文 3.1 で定義済</p> <p>運用の明確化 ・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について運用の明確化</p> <p>記載の適正化 ・検査種別の明確化</p> <p>記載の適正化 ・検査継続案件と同じであるため、削除</p>
号機	電気出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況																																																						
件名																																																								
検査運用ガイド																																																								
<u>検査種別</u>																																																								
<u>事象の概要</u>																																																								
重要度／深刻度																																																								
号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況																																																						
件名																																																								
検査運用ガイド																																																								
(<u>新規</u>)	(<u>新規</u>)																																																							
概要																																																								
重要度／深刻度																																																								
<u>件名</u>																																																								
<u>検査運用ガイド</u>																																																								
<u>確認された指摘事項</u>																																																								
<u>確認年月日</u>																																																								
<u>整理番号</u>																																																								

改正後	改正前	改正理由																				
<p>3. 2 検査継続案件 検査でパフォーマンス劣化が確認された(その可能性があるものを含む)が、更なる事実確認等のため、検査を継続している事案は、以下のとおりである。</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="121 390 1308 663"> <tr><td>件名</td><td></td></tr> <tr><td>検査運用ガイド</td><td></td></tr> <tr><td>検査開始時期</td><td></td></tr> <tr><td>事象の概要</td><td></td></tr> </table> <p>4. 検査内容</p> <p>4.1 日常検査</p> <p>(1)ガイド名 検査項目 検査対象</p> <p>4.2 チーム検査</p> <p>(1)ガイド名 検査項目 検査対象</p> <p>5. 確認資料</p> <p>5.1 日常検査</p> <p>(1)ガイド名 検査項目 検査対象 ___資料名</p> <p>5.2 チーム検査</p> <p>(1)ガイド名 検査項目 検査対象 ___資料名</p> <p>別添1 検査指摘事項等の詳細</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="121 1919 1294 1967"> <tr><td>件名</td><td></td></tr> </table>	件名		検査運用ガイド		検査開始時期		事象の概要		件名		<p>3. 3 検査継続案件 検査でパフォーマンス劣化が確認された(その可能性があるものを含む)が、検査期間内にその事実関係が十分に確認できなかったために、検査を継続している事案は、以下のとおりである。</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="1391 390 2579 663"> <tr><td>件名</td><td></td></tr> <tr><td>検査運用ガイド</td><td></td></tr> <tr><td>(新規)</td><td>(新規)</td></tr> <tr><td>事象の概要</td><td></td></tr> </table> <p>4. 検査内容</p> <p>4.1 日常検査</p> <p>(1)ガイド名 _検査項目 _検査対象</p> <p>4.2 チーム検査</p> <p>(1)ガイド名 _検査項目 _検査対象</p> <p>5. 確認資料</p> <p>5.1 日常検査</p> <p>(1)ガイド名 _検査項目 _検査対象 資料名</p> <p>5.2 チーム検査</p> <p>(1)ガイド名 検査項目 検査対象 資料名</p> <p>別添1 指摘事項の詳細</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="1391 1919 2564 1967"> <tr><td>件名</td><td></td></tr> </table>	件名		検査運用ガイド		(新規)	(新規)	事象の概要		件名		<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 ・検査開始時期の明確化</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>運用の明確化 ・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について運用の明確化</p>
件名																						
検査運用ガイド																						
検査開始時期																						
事象の概要																						
件名																						
件名																						
検査運用ガイド																						
(新規)	(新規)																					
事象の概要																						
件名																						

改正後		改正前		改正理由
監視領域(小分類)		監視領域(小分類)		記載の適正化 ・検査種別の明確化 運用の明確化 ・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について運用の明確化 記載の適正化
検査運用ガイド 検査項目 検査対象		検査運用ガイド 検査項目 検査対象		
<u>検査種別</u>		(新設)	(新設)	
<u>検査指摘事項等</u> の重要度／深刻度		<u>指摘事項</u> の重要度／深刻度		
<u>検査指摘事項等</u> の概要		<u>指摘事項等</u> の概要		
事象の説明		事象の説明		
<u>検査指摘事項</u> の重要度評価等		<u>指摘事項</u> の重要度評価等		
規制措置		規制措置		
(削る) 整理番号		<u>指摘年月日</u> 整理番号		
別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細		別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細		
改善措置活動の実効性		改善措置活動の実効性		
他施設における運転経験及び知見の活用		他施設における運転経験及び知見の活用		
マネジメントレビュー等の自己評価及び監査		マネジメントレビュー等の自己評価及び監査		
安全文化の育成と維持に関する活動		安全文化の育成と維持に関する活動		

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">別添3 原子力規制検査報告書記載要領</p> <p style="text-align: center;">〇〇株式会社□¹〇〇発電所² 令和〇年度(第〇四半期) 原子力規制検査報告書 (原子力施設安全及び放射線安全に<u>係る基本検査</u>)³</p> <p style="text-align: center;">令和〇年〇月 原子力規制委員会</p> <hr/> <p>1 株式会社と発電所名の間は一字空ける。 2 使用者の検査を実施した場合には「使用者名と施設名」を記載する。原子力発電所及び非該当使用者等の施設の検査を実施した場合には「事業者名と施設名」又は「設置者名と施設名」を記載する。 3 表紙に使用するフォントは「MS UI Gothic」標準 20.0 ポイント (<u>ただし</u>、本箇所のみ 16.0 ポイント) とする。</p>	<p style="text-align: center;">別添3 原子力規制検査報告書記載要領</p> <p style="text-align: center;">〇〇株式会社□¹〇〇発電所² 令和〇年度(第〇四半期) 原子力規制検査報告書 (原子力施設安全及び放射線安全に<u>関するもの</u>)³</p> <p style="text-align: center;">令和〇年〇月 原子力規制委員会</p> <hr/> <p>1 株式会社と発電所名の間は一字空ける。 2 使用者の検査を実施した場合には「使用者名と施設名」を記載する。原子力発電所及び非該当使用者等の施設の検査を実施した場合には「事業者名と施設名」又は「設置者名と施設名」を記載する。 3 表紙に使用するフォントは「MS UI Gothic」標準 20.0 ポイント (<u>但し</u>、本箇所のみ 16.0 ポイント) とする。</p>	<p>記載の適正化 ・基本検査の報告書であることを明示</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;"><u>目次</u>⁴</p> <p>1. 実施概要..... 1</p> <p>2. 運転等の状況..... 2</p> <p>3. 検査結果..... 3</p> <p>4. 検査内容..... 4</p> <p>5. 確認資料..... 7</p> <p>別添1 <u>検査指摘事項等</u>の詳細..... 別添 1-1</p> <p>別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細..... 別添 2-1</p> <hr/> <p>4 報告書に使用するフォントは、「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイント <u>(ただし、本箇所のみ 16.0 ポイント) とする。</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>目次</u>⁴</p> <p>1. 実施概要..... 1</p> <p>2. 運転等の状況..... 2</p> <p>3. 検査結果..... 3</p> <p>4. 検査内容..... 4</p> <p>5. 確認資料..... 7</p> <p>別添1 <u>指摘事項</u>の詳細..... 別添 1-1</p> <p>別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細..... 別添 2-1</p> <hr/> <p>4 報告書に使用するフォントは、「MS UI Gothic」標準 12.0 ポイント <u>とする。</u></p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について運用の明確化 <p>記載の適正化</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>1. 実施概要</p> <p>(1) 事業者名⁵: ○○株式会社</p> <p>(2) 事業所名⁶: ○○発電所及び本店</p> <p>(3) 検査期間⁷: 令和○年○月○日～令和○年○月○日</p> <p>(4) 検査実施者⁸: ○○原子力規制事務所</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p style="padding-left: 20px;">原子力規制部検査グループ実用炉監視部門</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p>検査補助者⁹: ○○原子力規制事務所</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p>重要度等評価者¹⁰: 原子力規制部検査グループ検査監督総括課検査評価室</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <hr/> <p>5 設置許可申請書等に記載されている名称とする。</p> <p>6 発電所名等を正式名称で記載する。また、施設を判別する必要がある場合には施設名まで記載する。なお、本店、事業本部等で実施した場合には追加して記載する。</p> <p>7 検査期間⁷は、締めくり会議日にかかわらず、各四半期の初日及び最終日を記載する。ただし、非該当使用者等に係る検査については、その実施日を記載する。</p> <p>8 原子力検査官として期間中に検査に参加した者を部門別に記載する。</p> <p>9 検査補助者は、原子力検査官以外の者（原子力防災専門官、上席放射線防災専門官等）を記載する。</p> <p>10 重要度等評価者は、評価が「白」以上または「追加対応あり」となった場合、担当した本庁検査評価室員を記載する。</p>	<p>1. 実施概要</p> <p>(1) 事業者名⁵: ○○株式会社</p> <p>(2) 事業所名⁶: ○○発電所及び本店</p> <p>(3) 検査実施期間⁷: 令和○年○月○日～令和○年○月○日</p> <p>(4) 検査実施者⁸: ○○原子力規制事務所</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p style="padding-left: 20px;">原子力規制部検査グループ実用炉監視部門</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p>検査補助者⁹: ○○原子力規制事務所</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <p>重要度等評価者¹⁰: 原子力規制部検査グループ検査監督総括課検査評価室</p> <p style="padding-left: 40px;">○○ ○○</p> <hr/> <p>5 設置許可申請書等に記載されている名称とする。</p> <p>6 発電所名等を正式名称で記載する。また、施設を判別する必要がある場合には施設名まで記載する。なお、本店、事業本部等で実施した場合には追加して記載する。</p> <p>7 検査実施期間⁷は、締めくり会議日にかかわらず、各四半期の初日及び最終日を記載する。ただし、非該当使用者等に係る検査については、その実施日を記載する。</p> <p>8 原子力検査官として期間中に検査に参加した者を部門別に記載する。</p> <p>9 検査補助者は、原子力検査官以外の者（原子力防災専門官、上席放射線防災専門官等）を記載する。</p> <p>10 重要度等評価者は、評価が「白」以上または「規制対応あり」となった場合、担当した本庁検査評価室員を記載する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

改正後			改正前			改正理由																																										
2. 運転等の状況 <table border="1"> <thead> <tr> <th>号機</th> <th>電気出力 (万 kW)</th> <th>検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況¹¹</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>57.9</td> <td>廃止措置中(使用済燃料搬出済み)¹²</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>91.2</td> <td>停止中</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>91.2</td> <td>運転中</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>91.2</td> <td>停止中(○月○日発電停止)¹³</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>91.2</td> <td>運転中(○月○日発電開始)</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>130.0</td> <td>建設中(○月○日設置許可)¹⁴</td> </tr> </tbody> </table>			号機	電気出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況 ¹¹	1号機	57.9	廃止措置中(使用済燃料搬出済み) ¹²	2号機	91.2	停止中	3号機	91.2	運転中	4号機	91.2	停止中(○月○日発電停止) ¹³	5号機	91.2	運転中(○月○日発電開始)	6号機	130.0	建設中(○月○日設置許可) ¹⁴	2. 運転等の状況 <table border="1"> <thead> <tr> <th>号機</th> <th>出力 (万 kW)</th> <th>検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況¹¹</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>57.9</td> <td>廃止措置中(使用済燃料搬出済み)¹²</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>91.2</td> <td>停止中</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>91.2</td> <td>運転中</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>91.2</td> <td>停止中(○月○日発電停止)¹³</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>91.2</td> <td>運転中(○月○日発電開始)</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>130.0</td> <td>建設中(○月○日設置許可)¹⁴</td> </tr> </tbody> </table>			号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況 ¹¹	1号機	57.9	廃止措置中(使用済燃料搬出済み) ¹²	2号機	91.2	停止中	3号機	91.2	運転中	4号機	91.2	停止中(○月○日発電停止) ¹³	5号機	91.2	運転中(○月○日発電開始)	6号機	130.0	建設中(○月○日設置許可) ¹⁴	記載の適正化（誤記）
号機	電気出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況 ¹¹																																														
1号機	57.9	廃止措置中(使用済燃料搬出済み) ¹²																																														
2号機	91.2	停止中																																														
3号機	91.2	運転中																																														
4号機	91.2	停止中(○月○日発電停止) ¹³																																														
5号機	91.2	運転中(○月○日発電開始)																																														
6号機	130.0	建設中(○月○日設置許可) ¹⁴																																														
号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、停止、廃止措置及び建設の状況 ¹¹																																														
1号機	57.9	廃止措置中(使用済燃料搬出済み) ¹²																																														
2号機	91.2	停止中																																														
3号機	91.2	運転中																																														
4号機	91.2	停止中(○月○日発電停止) ¹³																																														
5号機	91.2	運転中(○月○日発電開始)																																														
6号機	130.0	建設中(○月○日設置許可) ¹⁴																																														
2. 運転等の状況 <table border="1"> <thead> <tr> <th>施設名</th> <th>検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等¹⁵</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加工施設</td> <td>停止中、操業中</td> </tr> <tr> <td>再処理施設</td> <td>運転中、廃止措置中(ガラス固化前)</td> </tr> <tr> <td>試験研究用等 原子炉施設</td> <td>停止中、実験中、実験中以外</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階炉</td> <td>運転中、停止中、廃止措置中（令和〇〇年〇〇月〇〇日～）</td> </tr> <tr> <td>使用施設</td> <td>核燃料物質使用中、使用停止中</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵施設</td> <td>操業中</td> </tr> <tr> <td>管理・埋設施設</td> <td>停止中、運転中</td> </tr> </tbody> </table>			施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵	加工施設	停止中、操業中	再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)	試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外	研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中（令和〇〇年〇〇月〇〇日～）	使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中	使用済燃料貯蔵施設	操業中	管理・埋設施設	停止中、運転中	2. 運転等の状況 <table border="1"> <thead> <tr> <th>施設名</th> <th>検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等¹⁵</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加工施設</td> <td>停止中、操業中</td> </tr> <tr> <td>再処理施設</td> <td>運転中、廃止措置中(ガラス固化前)</td> </tr> <tr> <td>試験研究用等 原子炉施設</td> <td>停止中、実験中、実験中以外</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階炉</td> <td>運転中、停止中、廃止措置中（令和〇〇年〇〇月〇〇日～）</td> </tr> <tr> <td>使用施設</td> <td>核燃料物質使用中、使用停止中</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵施設</td> <td>操業中</td> </tr> <tr> <td>管理・埋設施設</td> <td>停止中、運転中</td> </tr> </tbody> </table>			施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵	加工施設	停止中、操業中	再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)	試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外	研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中（令和〇〇年〇〇月〇〇日～）	使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中	使用済燃料貯蔵施設	操業中	管理・埋設施設	停止中、運転中	記載の適正化（誤記）										
施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵																																															
加工施設	停止中、操業中																																															
再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)																																															
試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外																																															
研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中（令和〇〇年〇〇月〇〇日～）																																															
使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中																																															
使用済燃料貯蔵施設	操業中																																															
管理・埋設施設	停止中、運転中																																															
施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵																																															
加工施設	停止中、操業中																																															
再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)																																															
試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外																																															
研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中（令和〇〇年〇〇月〇〇日～）																																															
使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中																																															
使用済燃料貯蔵施設	操業中																																															
管理・埋設施設	停止中、運転中																																															
<p>11 検査期間終了時の運転又は停止状況を記載する。検査期間中に運転、停止等があった場合にはその月日も記載する。</p> <p>12 廃止措置状況については、廃止措置中と記載し、燃料の状況（使用済燃料プールに貯蔵中等）について括弧書きで記載する。検査期間中に燃料の搬出が完了した場合や廃止措置計画の認可があった場合にはその月日を記載する。</p> <p>13 停止は解列日、運転（発電開始）は並列日とする。</p> <p>14 建設状況については、建設に着工した施設を建設中と記載し、検査期間中に建設着工や燃料の搬入等が行われた場合にはその月日を記載する。なお、建設着工は設置許可日を起点とする。</p> <p>15 非該当使用者等の施設については、運転等の状況を記載しない</p>			<p>11 検査期間終了時の運転又は停止状況を記載する。検査期間中に運転、停止等があった場合にはその月日も記載する。</p> <p>12 廃止措置状況については、廃止措置中と記載し、燃料の状況（使用済燃料プールに貯蔵中等）について括弧書きで記載する。検査期間中に燃料の搬出が完了した場合や廃止措置計画の認可があった場合にはその月日を記載する。</p> <p>13 停止は解列日、運転（発電開始）は並列日とする。</p> <p>14 建設状況については、建設に着工した施設を建設中と記載し、検査期間中に建設着工や燃料の搬入等が行われた場合にはその月日を記載する。なお、建設着工は設置許可日を起点とする。</p> <p>15 非該当使用者等の施設については、運転等の状況を記載しない</p>																																													

3. 検査結果

検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者の実際の保安活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。

第〇四半期の結果は、以下のとおりである。

3.1 検査指摘事項等¹⁶

重要度 又は 規制措置が確定した検査指摘事項 等は、以下のとおりである。¹⁷

詳細は、別添1参照

(1)¹⁸

件名 ¹⁹	〇〇発電所〇号機 <u>不適切な作業管理による鉛遮蔽板の設置に伴う1次冷却材モニタの指示値低下</u>
検査運用ガイド ²⁰	BM0110 作業管理
検査種別 ²¹	<u>日常検査</u>
事象の概要 ²²	<u>令和〇年〇月〇日、原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において、原子力運転検査官が中央制御室の巡視中に、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向を監視するために設置された1次冷却材モニタのチャートを確認したところ、通常運転時の値が低下していた。事業者を確認したところ、1次冷却材モニタの設置された〇〇室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事のために工事開始前に線量が高い配管に、鉛遮蔽板を設置していたことが原因と判明した。</u>
重要度/深刻度	緑/SLIV(通知なし ²³)

16 検査指摘事項及び深刻度評価のみを行った案件をまとめて「検査指摘事項等」という。

17 検査指摘事項等が認められなかった場合は、「検査指摘事項等なし」と記載する。

18 検査指摘事項等は、検査指摘事項等ごとに番号を付する。(以下「検査継続案件」も同様)

19 検査指摘事項等とした事象について、発生した事象の内容及び不適切な行為を分かりやすく簡潔に記載する。

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

21 検査指摘事項等を確認した検査について、「日常検査」又は「チーム検査」を記載する。

22 評価結果は記載せず、事象の概要のみを簡潔に記載する。

23 通知なし：法令違反又はそれに準ずる事業者の行為 に対する規制措置に係る 通知文書なし
通知あり：法令違反又はそれに準ずる事業者の行為 に対する規制措置に係る 通知文書あり

3. 検査結果

検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者 (又は使用者)の実際の保安活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。

第〇四半期の結果は、以下のとおりである。

3.1 検査指摘事項¹⁶

重要度 及び 規制措置が確定した検査指摘事項 は、以下のとおりである。

詳細は、別添1参照

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

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

(新規)

16 指摘事項が認められなかった場合は、「指摘事項なし」と記載する。

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

18 指摘事項とした事象について、発生した事象の内容及び不適切な行為を分かりやすく簡潔に記載する。

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

(新規)

20 概要を4～5行で記載する。

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

本文 3.1 で定義済

運用の明確化

- ・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について運用の明確化

記載の適正化

- ・検査種別の明確化

運用の明確化

- ・5W1Hなど、わかりやすい報告書とする記載要領の明確化

記載の適正化

改正後	改正前	改正理由																										
<p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>3. 2 検査継続案件²⁴ 検査でパフォーマンス劣化が確認された(その可能性があるものを含む。)が、<u>更なる事実確認等のため、検査を継続している事案は、以下のとおりである。</u>²⁵</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="100 926 1219 1251"> <tr> <td>件名</td> <td>〇〇室における廃棄物容器からの火災について</td> </tr> <tr> <td>検査運用ガイド</td> <td>BE0020 火災防護</td> </tr> <tr> <td>検査開始時期</td> <td>令和〇年度第〇四半期</td> </tr> <tr> <td>事象の概要</td> <td>令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。</td> </tr> </table> <p>なお、令和〇年度第〇四半期の原子力規制検査報告書の検査継続案件「〇〇〇」については、検査による事実確認等を実施した結果、<u>検査指摘事項等</u>に該当しないと判断した。²⁶</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>²⁴ 「GI0001 共通事項に係る検査運用ガイド」に記載されているとおり、検査期間の終了時点で、検査指摘事項となるかどうかの評価ができなかったものの、パフォーマンス劣化が認められる(その可能性があるものを含む)事案がある場合であって、締めくり会議等でその旨を事業者に伝え、当該事案については継続して検査をおこなうもの。</p> <p>²⁵ 検査継続案件がない場合は、「<u>検査継続案件なし</u>」と記載する。</p> <p>²⁶ 前四半期以前に検査継続案件として報告書に記載されているもののうち、<u>検査指摘事項等</u>に該当しないと判断した案件について記載する。</p>	件名	〇〇室における廃棄物容器からの火災について	検査運用ガイド	BE0020 火災防護	検査開始時期	令和〇年度第〇四半期	事象の概要	令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。	<p>3. 2 未決事項²² <u>重要度及び規制措置が未決定である指摘事項は、以下のとおりである。</u></p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="1377 344 2487 646"> <tr> <td>件名</td> <td>〇〇〇〇</td> </tr> <tr> <td>検査運用ガイド</td> <td>BM0110 作業管理</td> </tr> <tr> <td>確認された指摘事項</td> <td>〇〇〇〇</td> </tr> <tr> <td>確認年月日²³</td> <td>令和〇年〇月〇日</td> </tr> <tr> <td>整理番号²⁴</td> <td>Jxx-xxxxxx-xx</td> </tr> </table> <p>3. 3 検査継続案件²⁵ 検査でパフォーマンスの劣化が確認された(その可能性があるものを含む)が、<u>検査期間内にその事実関係が十分に確認できなかったために、検査を継続している事案は、以下のとおりである。</u>²⁶</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="1377 915 2487 1241"> <tr> <td>件名</td> <td>〇〇室における廃棄物容器からの火災について</td> </tr> <tr> <td>検査運用ガイド</td> <td>BE0020 火災防護</td> </tr> <tr> <td>(新規)</td> <td>(新規)</td> </tr> <tr> <td>事象の概要</td> <td>令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。</td> </tr> </table> <p>なお、令和〇年度第〇四半期の原子力規制検査報告書の検査継続案件「〇〇〇」については、検査による事実確認等を実施した結果、<u>指摘事項</u>に該当しないと判断した。²⁷</p> <p><u>22 未決事項がない場合は、「なし」と記載する。</u></p> <p><u>23 事務所等が指摘事項を確認した年月日とする。</u></p> <p><u>24 整理番号は、「事業所(施設)記号(別添1)ー確定年月一件数(2桁表示)」とする。</u></p> <p><u>25 検査継続案件がない場合は、「なし」と記載する。</u></p> <p>²⁶ 「GI0001 共通事項に係る検査運用ガイド」に記載されているとおり、検査期間の終了時点で、検査指摘事項となるかどうかの評価ができなかったものの、パフォーマンス劣化が認められる(その可能性があるものを含む)事案がある場合であって、締めくり会議等でその旨を事業者に伝え、当該事案については継続して検査をおこなうもの。</p> <p>(新規)</p> <p>²⁷ 前四半期以前に検査継続案件として報告書に記載されているもののうち、指摘事項に該当しない<u>ことが確認された</u>案件について記載する。</p>	件名	〇〇〇〇	検査運用ガイド	BM0110 作業管理	確認された指摘事項	〇〇〇〇	確認年月日 ²³	令和〇年〇月〇日	整理番号 ²⁴	Jxx-xxxxxx-xx	件名	〇〇室における廃棄物容器からの火災について	検査運用ガイド	BE0020 火災防護	(新規)	(新規)	事象の概要	令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。	<p>記載の適正化 ・検査継続案件と同じであるため、削除</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化 ・検査開始時期の明確化</p>
件名	〇〇室における廃棄物容器からの火災について																											
検査運用ガイド	BE0020 火災防護																											
検査開始時期	令和〇年度第〇四半期																											
事象の概要	令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。																											
件名	〇〇〇〇																											
検査運用ガイド	BM0110 作業管理																											
確認された指摘事項	〇〇〇〇																											
確認年月日 ²³	令和〇年〇月〇日																											
整理番号 ²⁴	Jxx-xxxxxx-xx																											
件名	〇〇室における廃棄物容器からの火災について																											
検査運用ガイド	BE0020 火災防護																											
(新規)	(新規)																											
事象の概要	令和〇年〇月〇日、〇〇室において廃棄物容器から出火し、その後、公設消防により鎮火が確認された。出火原因は調査中。																											

<p>4. 検査内容</p> <p>4.1 日常検査 ²⁷</p> <p>(1)BO1020 設備の系統構成 ²⁸</p> <p>検査項目 標準的系統構成 ²⁹</p> <p>検査対象 ^{30 31 32}</p> <p>1)○号機_化学体積制御系統(検査指摘事項等あり) ³³</p> <p>2)○号機_余熱除去系統</p> <p>検査項目 包括的系統構成 ³⁴</p> <p>検査対象</p> <p>1)○号機_原子炉補機冷却海水系統</p> <p>2)○号機_補助給水系統</p> <p>(2)BO1030 原子炉起動・停止</p> <p>検査項目 原子炉起動停止 ³⁵</p> <p>検査対象</p> <p>1)○号機 原子炉の起動操作に係る準備</p> <p>2)○号機 原子炉の起動操作</p> <p>(3)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用検査項目 ³⁶</p> <p>検査項目 半期検査</p> <p>検査対象</p> <p>1)不適合の傾向分析</p>	<p>4. 検査内容</p> <p>4.1 日常検査 ²⁸</p> <p>(1)BO1020 設備の系統構成</p> <p>検査項目 標準的系統構成 ²⁹</p> <p>検査対象 ^{30 31 32}</p> <p>1)○号機化学体積制御系統(指摘事項あり) ³³</p> <p>2)○号機余熱除去系統</p> <p>検査項目 包括的系統構成 ³⁴</p> <p>検査対象</p> <p>1)○号機原子炉補機冷却海水系統</p> <p>2)○号機補助給水系統</p> <p>(2)BO1030 原子炉起動・停止</p> <p>検査項目 原子炉起動停止 ³⁵</p> <p>検査対象</p> <p>1)○号機 原子炉の起動操作に係る準備</p> <p>2)○号機 原子炉の起動操作</p> <p>(3)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用検査項目 ³⁶</p> <p>検査項目 半期検査</p> <p>検査対象</p> <p>1)不適合の傾向分析</p>	<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について運用の明確化
<p>²⁷ サンプル数の最小単位である1サンプルに対して、検査が終了した日に該当する四半期の報告書に当該検査結果を記載する。</p> <p>²⁸ 検査運用ガイドは、BM、BO、BE、BR、BQの順及び下3桁の番号順に記載する。</p> <p>²⁹ 検査項目は、各検査運用ガイドの別紙「検査要件まとめ表」に掲載されているものを記載する。</p> <p>³⁰ 検査対象等に原子力略語を極力使用しない。例)×DG→○非常用ディーゼル発電機</p> <p>³¹ 検査項目に対して、適切な検査対象名となるように記載する。</p> <p>³² 検査対象である対象施設とサンプル数が原則一致するように記載する。</p> <p>³³ 検査対象に検査指摘事項等又は検査継続案件があった場合、「検査指摘事項等あり」「検査継続案件あり」を検査対象名に続けて括弧書きで記載する。</p> <p>³⁴ 検査項目が複数となる場合、並列して記載する。</p> <p>³⁵ 原子炉起動停止については、検査が長期に渡る可能性があるため、各検査対象が終了した四半期の報告書に記載する。ただし、サンプル数の計上は、検査がすべて終了した日の四半期に行う。</p> <p>³⁶ 日常観察について、検査指摘事項等がない場合は日常検査の項目への記載はしない。</p>	<p>²⁸ サンプル数の最小単位である1サンプルに対して、検査が終了した日に該当する四半期の報告書に当該検査結果を記載する。</p> <p>(新規)</p> <p>²⁹ 検査項目は、各検査運用ガイドの別紙「検査要件まとめ表」に掲載されているものを記載する。</p> <p>³⁰ 検査対象等に原子力略語を極力使用しない。例)×DG→○非常用ディーゼル発電機</p> <p>³¹ 検査項目に対して、適切な検査対象名となるように記載する。</p> <p>³² 検査対象である対象施設とサンプル数が原則一致するように記載する。</p> <p>³³ 検査対象に指摘事項があった場合、「指摘事項あり」を検査名に続けて括弧書きで記載する。なお、「未決事項」「検査継続案件」の場合は記載しない。</p> <p>³⁴ 検査項目が複数となる場合、並列して記載する。</p> <p>³⁵ 原子炉起動停止については、検査が長期に渡る可能性があるため、各検査対象が終了した四半期の報告書に記載する。ただし、サンプル数の計上は、検査がすべて終了した日の四半期に行う。</p> <p>³⁶ 日常観察について、指摘事項がない場合は日常検査の項目への記載はしない。</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載順の明確化

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

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

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

別添1 検査指摘事項等の詳細⁴⁶

(1)

件名	〇〇発電所〇号機 <u>不適切な作業管理による鉛遮蔽板の設置に伴う1次冷却材モニタの指示値低下</u>
監視領域(小分類)	<u>拡大防止・影響緩和</u>
検査運用ガイド	BM0110 作業管理
検査項目	作業管理
検査対象	<u>〇〇室におけるケーブルトレイサポート設置工事</u>
検査種別	<u>日常検査</u>
検査指摘事項等の重要度／深刻度	緑／SLIV(通知なし)
検査指摘事項等の概要 ⁴⁷	<p><u>令和〇年〇月〇日、原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において、原子力運転検査官が、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向を監視するために設置された1次冷却材モニタのチャートを確認したところ、通常時と比較して指示値が低下していた。⁴⁸</u></p> <p><u>[その他の記載例]</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・検査官が発見した例</u> 検査官が、1号機中間建屋地上3階にある高感度主蒸気管モニタ検出器温度制御盤を消火対象としたスプリンクラー消火設備作動用の熱感知器及び煙感知器が、ビニール袋で覆われた状態であることを確認した。 <u>・事業者が発見した例</u> 事業者による火災感知器の設置状況の調査において、壁からの距離や換気口の空気吹出し口からの距離に関する消防法の設置条件を満足していない不適切な箇所への火災感知器の設置が確認された。 <u>・機器故障等の例(必然と発見されるもの)</u> 6号機において、中央制御室外気取入れダンパ(A)の弁体が誤った角度で組み込まれていたため、全開操作したところ、中間開度で動作停止した。この誤った角度での弁体の組込みは、過去に運転経験情報として入力されていたにもかかわらず、適切に反映されていなかった。 <p><u>事業者を確認したところ、1次冷却材モニタの設置された〇〇室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事での被ばく低減のため、高線量配管に鉛遮蔽板を設置していたことが原因と判明した。指示値低下は、鉛遮蔽板を設置していた約4時間半の間継続していた。⁴⁹</u></p> <p><u>この鉛遮蔽板の設置作業は、当該作業に伴う他の設備への影響について十分検討がされておらず、保安規定第118条の3(作業</u></p>

別添1 指摘事項の詳細⁴⁶

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

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

・重要度評価がなく深刻度評価のみの事案について運用の明確化

運用の明確化
・わかりやすい報告書とするため記載要領の見直し

改正後		改正前		改正理由
	<p><u>管理)の規定を満足することに失敗している状態である。⁵⁰ この失敗は、合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当する。</u></p> <p><u>また、このパフォーマンス劣化による1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向監視機能の低下は、監視領域(小分類)「原子力施設安全－拡大防止・影響緩和」の「設備のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、当該監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。</u></p> <p><u>検査指摘事項に対し、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド」に従い評価を行った結果、重要度は「緑」と判定する。</u></p> <p><u>また、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果、「規制活動への影響」等の要素は確認されておらず、重要度評価の結果も踏まえ、深刻度は「SLIV」と判定する。また、本件は同ガイド「3. 3. (2)」の要件を満足することから、違反等の通知は実施しない。</u></p>			
<p>46 <u>検査</u>指摘事項の重要度評価等及び規制措置の内容が大部にわたる場合は、「補足情報」と題し添付書類としてまとめる。</p> <p>47 <u>事象の説明、検査指摘事項の重要度評価等及び規制措置の項の内容を簡潔に記載する。</u></p> <p>48 <u>いつ誰が事象を発見したかを記載する。また、必要に応じて発電所の運転状況を記載する。</u></p> <p>49 <u>事象が継続していた時期を確認可能な範囲で記載する。</u></p> <p>50 <u>検査指摘事項等が満足していない規制要求又は自主基準を記載する。</u></p>			<p>46 指摘事項の重要度評価及び規制措置の内容が大部にわたる場合は、「補足情報」と題し添付書類としてまとめる。</p> <p>47 <u>規制要求に適合しなかった機能要求又は規格の内容、指摘事項の重要度及び事業者が自ら発見したものの否かを記載する。また、「違反が発生した時期」、「違反が続いた期間(締めくくり会議の時点で進行中であればその旨を記載する。)」及び「違反に対して行った事業者の対応」について記載する。</u></p>	<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・わかりやすい報告書とするため記載要領の見直し
<p>事象の説明⁵¹</p>	<p><u>令和〇年〇月〇日 12 時頃、原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において、原子力運転検査官が中央制御室の巡視中に1次冷却材モニタのチャートを確認したところ、当日 10 時頃から指示値が約 $0.8 \times 10^2 \mu \text{Sv/h}$ に低下していたため業者に確認した。</u></p> <p><u>その結果、1次冷却材モニタの設置された〇〇室(高線量区域)において、ケーブルトレイサポート設置工事における被ばく低減のため、高線量配管に鉛遮蔽板が設置されており、1次冷却材モニタと配管の間にも鉛遮蔽板を設置していたことから、指示値が低下していることが判明した。</u></p> <p><u>本作業は保修第二課が担当しており、計画段階から作業管理要領に従い実施しており、安全・品質作業指示書には放射線作業であることは記載されていた。その後、作業エリア内にある非再生冷却器出口配管の表面線量が高く、作業位置が当該配管に近いことから、被ばく低減策としての鉛遮蔽板の設置を安全管理第二課が許可したものだ。</u></p> <p><u>1次冷却材モニタは、通常運転時の変動からの逸脱を早期検</u></p>	<p>事象の説明⁴⁸</p>	<p><u>令和〇年〇月〇日、定期検査のため原子炉停止中の〇〇発電所〇号機において、安全系母線4-3Dの電圧検出回路に関するテスト用配線の接続作業を実施していた担当者が、本来、作業計画書に基づき、養生等を実施して対象の4-3D母線側の端子を明確にしてから配線作業を行うべきところ、これを実施せず、誤って作業対象でない4-3C母線側の端子に配線を接続した。その結果、4-3C母線電圧検出回路の回線保護用ヒューズが溶断し、母線電圧の低下を示す警報「4-3C、D母線電圧低(UV動作)」が発信した。この警報が発信したことにより、4-3C母線から給電していた、A及びB海水ポンプ、A原子炉補機冷却水ポンプ、A燃料ピットポンプ等の設備が停止し、燃料ピット冷却系による燃料ピットの除熱機能が約〇分間喪失した。</u></p>	

改正後		改正前		改正理由
	<p>知する目的で、バックグラウンドの倍数で注意報、警報が設定されているが、鉛遮蔽板を設置していた約4時間半の間は、指示値が通常運転時と比較し約 62%低下し、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向監視に悪影響を与え、異常の検知が遅れる可能性があった。</p> <p>また、事業者からは、本件についてCAP会議にて審議中であり、本件に関する根本原因の究明、是正処置を行う予定であることを聴取している。⁵²</p>			
<p>51 検査指摘事項等や規制措置又はその両方に関連する状況を説明し、検査指摘事項の重要度評価等及び規制措置の項で説明される判断を裏付け、原子力安全及び放射線安全への影響を理解するのに十分な事実情報を記載する。</p> <p>52 事象に対する事業者の対応を記載する。</p>		<p>48 原子力検査官と事業者が問題に気付いた時期を記載する。指摘事項や違反又はその両方に関連する状況を説明し、指摘事項の重要度評価等及び規制措置の項で説明される判断を裏付け、原子力安全及び核物質防護への影響を理解するのに十分な事実情報を記載する。また、必要があれば、その指摘事項や違反に関連する他の検査活動の記録や文書名も記載する。それまで把握されていなかった弱点を原子力検査官が発見したと判断される指摘事項や違反の場合、事前に事業者が問題を発見し、分析、評価又は是正処置を行っていても、事業者は適切に問題を分析、評価又は是正しなかったという証拠を記載する。</p>		<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・わかりやすい報告書とするため記載要領の見直し <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・わかりやすい報告書とするため記載要領の見直し
検査指摘事項の重要度評価等	<p>[パフォーマンス劣化]⁵³</p> <p>関係者間でケーブルトレイサポート設置工事の情報共有がなされず、配管とモニタの間に鉛遮蔽板を設置したため、指示値が通常運転時の値に比べ約 62%が低下し、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向監視に悪影響を与えた。</p> <p>当該鉛遮蔽板の設置作業に伴う他の設備への影響について十分検討がされていないことは、保安規定第 118 条の3(作業管理)の規定を満足することに失敗している状態である。また遮蔽板を設置すれば、指示値が低下することは合理的に予測可能であり、作業管理等において予防措置を講ずることは可能であったことから、この失敗はパフォーマンス劣化に該当する。</p> <p>[スクリーニング]⁵⁴</p> <p>1次冷却材モニタは1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向監視のために施設された設備であり、配管とモニタの間に鉛遮蔽板を設置したことで、指示値が低下した。また当直員は本事象について把握しておらず、1次冷却材中の放射性物質の濃度が上昇した場合に検知が遅れる可能性があった。</p> <p>このパフォーマンス劣化は監視領域(小分類)「原子力施設安全一拡大防止・影響緩和」の「設備のパフォーマンス」の属性に関連</p>	指摘事項の重要度評価等	<p>[パフォーマンスの劣化]⁴⁹</p> <p>4-3D母線電圧検出回路に係る点検の作業計画書では、作業誤りを防止するために養生等を実施することが規定されており、作業員が養生等を実施せずに配線接続作業を行ったことは、業務が管理された状態で実施されていたとは言えないことから、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の要求事項に対する違反であり、パフォーマンスの劣化に該当する。</p> <p>[スクリーニング]⁵⁰</p> <p>このパフォーマンスの劣化により、4-3C母線から電源を供給されているA系統の設備、特に、燃料ピット冷却系の機能が〇分間停止した。使用済燃料の冷却は被覆管による放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要であることから、パフォーマンスの劣化は「閉じ込めの維持」の監視領域(小分類)の「評価領域(使用済燃料プール冷却系の機能維持)」、「ヒューマン・パフォーマンス」の属性に関係付けられ、当該監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼ</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p><u>付けられ、当該監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。</u></p> <p>[重要度評価]⁵⁵</p> <p><u>検査指摘事項に対し、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「附属書1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド」に従い評価を行った。影響緩和設備(MS-3)である1次冷却材モニタの設備のパフォーマンスに悪影響を与えているものの、「別紙2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問」「A.緩和系の構築物・系統・機能(SSC)及び機能性(反応度制御系統を除く)」の全ての質問に対する回答が「いいえ」となるため、重要度は「緑」と判定する。</u></p>	<p><u>しており、検査指摘事項に該当する。</u></p> <p>[重要度評価]⁵¹</p> <p><u>当該原子炉は定期検査のため停止中であり、燃料集合体は全て炉心から燃料ピットに移動され、燃料ピット冷却系により残留熱の除去が行われていた。</u></p> <p><u>この状態を踏まえると、リスク評価上着眼すべき対象は使用済燃料の冷却状態であり、その指摘事項の重要度を評価するため「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」、「附属書1 出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド」、「別紙3-閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問」を適用した。この結果、詳細リスク評価の要否を判断するための「D.使用済燃料プール」の質問に対する答えが全て「いいえ」となることから詳細リスク評価は不要と判断し、重要度は「緑」と判定する。</u></p>	<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・わかりやすい報告書とするため記載要領の見直し
<p>53 パフォーマンス劣化に該当する理由として、以下の事項を説明する。</p> <p>(1) <u>検査指摘事項等が満足していない規制要求又は自主基準</u></p> <p>(2) <u>当該事象がどのように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</u></p> <p>54 記載されたパフォーマンス劣化に対して「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき「軽微」を超える根拠を特定し、特定されたスクリーニングの理由を説明する(例えば、監視領域の目的にどのように悪影響を及ぼしたのかについて説明する、是正しないまま放置された場合に、より大きな原子力安全及び放射線安全上の懸念につながる可能性について説明する等)。</p> <p>55 <u>検査指摘事項</u>の重要度を決定するために使用された論理について、以下のとおり記載する。</p> <p>(1) 全ての重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。</p> <p>a. GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド <u>(削る)</u></p> <p>b. 決定に使用された a のガイドの附属書</p> <p>c. 決定に使用された仮定(これらの仮定は報告書の添付書類で参照し説明することができる。)</p> <p>d. 結果(実用発電用原子炉施設の場合は色、核燃料施設等の場合は追加対応の有無)</p> <p>(2) PRA を活用した場合の重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。</p> <p>a. <u>検査指摘事項</u>を「緑」と評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」と判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、<u>検査指摘事項</u>の重要度と不適切な状況が継続した時間を制限した最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和能力や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。</p> <p>b. <u>検査指摘事項</u>を「緑」を超えると評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」を超えると判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、<u>検査指摘事項</u>の重要度と不適切な状態が継続した時間が最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和機能や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。</p> <p>(3) 定性的重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。</p> <p>a. 定性的な評価により付された点数の算出の根拠</p> <p>b. 結論に達するために使用された点数 <u>について</u>、事務所は「緑」又は「<u>追加対応なし</u>」を超えるかどうかの初期評価を行う。</p>	<p>49 パフォーマンスの劣化について説明する。<u>適合しなかった規制要件や基準を特定し、事業者がどのように要件を満たさなかったかを説明する。</u></p> <p>50 記載されたパフォーマンスの劣化に対して「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき「軽微」を超える根拠を特定し、特定されたスクリーニングの理由を説明する(例えば、監視領域の目的にどのように悪影響を及ぼしたのかについて説明する、是正しないまま放置された場合に、より大きな原子力安全及び核物質防護上の懸念につながる可能性について説明する等)。</p> <p>51 <u>指摘事項</u>の重要度を決定するために使用された論理について、以下のとおり記載する。</p> <p>(1) 全ての重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。</p> <p>a. GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド <u>(核物質防護については「核物質防護に係る重要度評価に関するガイド」)</u></p> <p>b. 決定に使用された a のガイドの附属書</p> <p>c. 決定に使用された仮定(これらの仮定は報告書の添付書類で参照し説明することができる。)</p> <p>d. 結果(実用発電用原子炉施設の場合は色、核燃料施設等の場合は追加対応の有無)</p> <p>(2) PRA を活用した場合の重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。</p> <p>a. <u>指摘事項</u>を「緑」と評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」と判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、<u>指摘事項</u>の重要度と不適切な状況が継続した時間を制限した最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和能力や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。</p> <p>b. <u>指摘事項</u>を「緑」を超えると評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」を超えると判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、<u>指摘事項</u>の重要度と不適切な状態が継続した時間が最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和機能や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。</p> <p>(3) 定性的重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。</p> <p>a. 定性的な評価により付された点数の算出の根拠</p> <p>b. 結論に達するために使用された点数事務所は「緑」又は「<u>指摘事項(追加対応なし)</u>」を超えるかどうかの初期評価を行う。</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更

改正後		改正前		改正理由
規制措置	<p>[深刻度評価]⁵⁶ <u>検査指摘事項は、原子炉施設の点検及び工事を行う場合、原子炉施設の安全性を確保するために、供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止を考慮した作業管理を行うことを求める保安規定第 118 条の3(作業管理)に抵触しており、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果、深刻度の評価において考慮する「規制活動への影響」等の要素は確認されていないことから、検査指摘事項の重要度の評価結果を踏まえ、事象の深刻度は「SLIV」と判定する。</u> <u>また、事業者からは、本件についてCAP会議にて審議中であり、本件に関する根本原因の究明、是正処置を行う予定であると聴取しており、同ガイド「3. 3(2)」の要件を満足することから、違反等の通知は実施しない。</u></p>	規制措置	<p>[深刻度評価]⁵² <u>検査指摘事項は、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の違反であり、「原子力規制検査における規制措置ガイド」に基づき評価を行った結果、深刻度の評価において考慮する「規制活動への影響」等の要素は確認されていないことから、指摘事項の重要度の評価結果を踏まえ、事象の深刻度は「SLIV」と判定する。また、当該事象は同ガイド「3. 3(2)」の要件を満足することから、違反等の通知は実施しない。</u></p>	<p>運用の明確化 ・わかりやすい報告書とするため記載要領の見直し</p>
(削る) 整理番号 ⁵⁷	(削る) Jxx-xxxxxx-xx	指摘年月日 ⁵³ 整理番号 ⁵⁴	令和〇年〇月〇日 Jxx-xxxxxx-xx	
<p>⁵⁶ 「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行う。事務所は SLIV を超えるかどうかの初期評価を行う。 (削る)</p> <p>⁵⁷ 整理番号は、「事業所（施設）記号（別添1）－確定年月－件数（2桁表示）」とする。</p>		<p>⁵² 「GI0004 原子力規制検査における規制措置ガイド」に基づき評価を行う。事務所は SLIV を超えるかどうかの初期評価を行う。 ⁵³ 指摘年月日は、評価が確定した年月日とする。（例：「緑」の場合は事務所が判断した日、「緑を超える」場合は本庁が評価を決定した日） ⁵⁴ 整理番号は、「事業所（施設）記号（別添1）－確定年月－件数（2桁表示）」とする。</p>		

改正後	改正前	改正理由																
<p>別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細</p> <table border="1" data-bbox="103 254 1199 667"> <tr> <td data-bbox="103 254 439 392">改善措置活動の実効性</td> <td data-bbox="439 254 1199 392">(1)問題の特定⁵⁸ (2)問題の重要度分類及び評価⁵⁹ (3)是正処置⁶⁰</td> </tr> <tr> <td data-bbox="103 392 439 483">他施設における運転経験及び知見の活用⁶¹</td> <td data-bbox="439 392 1199 483"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="103 483 439 573">マネジメントレビュー等の自己評価及び監査⁶²</td> <td data-bbox="439 483 1199 573">(1)マネジメントレビューの実施状況 (2)内部監査の実施状況</td> </tr> <tr> <td data-bbox="103 573 439 667">安全文化の育成と維持に関する活動⁶³</td> <td data-bbox="439 573 1199 667">(1)安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 (2)安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価</td> </tr> </table>	改善措置活動の実効性	(1)問題の特定 ⁵⁸ (2)問題の重要度分類及び評価 ⁵⁹ (3)是正処置 ⁶⁰	他施設における運転経験及び知見の活用 ⁶¹		マネジメントレビュー等の自己評価及び監査 ⁶²	(1)マネジメントレビューの実施状況 (2)内部監査の実施状況	安全文化の育成と維持に関する活動 ⁶³	(1)安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 (2)安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価	<p>別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細</p> <table border="1" data-bbox="1371 254 2466 667"> <tr> <td data-bbox="1371 254 1706 392">改善措置活動の実効性</td> <td data-bbox="1706 254 2466 392">(1)問題の特定⁵⁵ (2)問題の重要度分類及び評価⁵⁶ (3)是正処置⁵⁷</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1371 392 1706 483">他施設における運転経験及び知見の活用⁵⁸</td> <td data-bbox="1706 392 2466 483"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1371 483 1706 573">マネジメントレビュー等の自己評価及び監査⁵⁹</td> <td data-bbox="1706 483 2466 573">(1)マネジメントレビューの実施状況 (2)内部監査の実施状況</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1371 573 1706 667">安全文化の育成と維持に関する活動⁶⁰</td> <td data-bbox="1706 573 2466 667">(1)安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 (2)安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価</td> </tr> </table>	改善措置活動の実効性	(1)問題の特定 ⁵⁵ (2)問題の重要度分類及び評価 ⁵⁶ (3)是正処置 ⁵⁷	他施設における運転経験及び知見の活用 ⁵⁸		マネジメントレビュー等の自己評価及び監査 ⁵⁹	(1)マネジメントレビューの実施状況 (2)内部監査の実施状況	安全文化の育成と維持に関する活動 ⁶⁰	(1)安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 (2)安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価	<p></p> <p style="text-align: center;">記載の適正化</p> <p></p> <p style="text-align: right;">運用の明確化</p>
改善措置活動の実効性	(1)問題の特定 ⁵⁸ (2)問題の重要度分類及び評価 ⁵⁹ (3)是正処置 ⁶⁰																	
他施設における運転経験及び知見の活用 ⁶¹																		
マネジメントレビュー等の自己評価及び監査 ⁶²	(1)マネジメントレビューの実施状況 (2)内部監査の実施状況																	
安全文化の育成と維持に関する活動 ⁶³	(1)安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 (2)安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価																	
改善措置活動の実効性	(1)問題の特定 ⁵⁵ (2)問題の重要度分類及び評価 ⁵⁶ (3)是正処置 ⁵⁷																	
他施設における運転経験及び知見の活用 ⁵⁸																		
マネジメントレビュー等の自己評価及び監査 ⁵⁹	(1)マネジメントレビューの実施状況 (2)内部監査の実施状況																	
安全文化の育成と維持に関する活動 ⁶⁰	(1)安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 (2)安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価																	
<p>⁵⁸ 問題の特定における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。</p> <p>⁵⁹ 問題の重要度分類及び評価における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。 ・ 評価及び技術の適切性（必要な場合は根本原因分析を含む。） ・ 動作可能性及びその逸脱等の報告に関する適切な検討 ・ 問題解決のための重要度分類及び評価に係るリスクの適切な検討</p> <p>⁶⁰ 事業者が行う効果的な是正処置の策定及び実施に関する評価を行う。品質に悪影響を与える重大な事象については、再発防止のために講じられた是正処置に関連する観察事項を記載する。</p> <p>⁶¹ 事業者が他施設の運転経験及び知見について、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らして適切な未然防止処置を明確にして、対策を講じているか否かを確認し、その実施状況を記載する。</p> <p>⁶² 事業者が実施した是正処置、安全活動の自己評価及び内部監査が事業者のパフォーマンスを適切に評価し、改善が必要な分野を特定し、かつ、改善の活動が実施されているか否かを確認し、その実施状況を記載する。</p> <p>⁶³ 事業者の活動計画及び活動評価（マネジメントレビューの安全文化に関する事項のほか、根本原因分析を実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む。）について、以下の a 及び b の確認を行う。なお、報告書の記載は、「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用(附属書 1 安全文化の育成と維持に関するガイド)」を参照する。 a. 安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 b. 安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価</p>	<p>⁵⁵ 問題の特定における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。</p> <p>⁵⁶ 問題の重要度分類及び評価における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。 ・ 評価及び技術の適切性（必要な場合は根本原因分析を含む。） ・ オペラビリティ及びその逸脱等の報告に関する適切な検討 ・ 問題解決のための重要度分類及び評価に係るリスクの適切な検討</p> <p>⁵⁷ 事業者が行う効果的な是正処置の策定及び実施に関する評価を行う。品質に悪影響を与える重大な事象については、再発防止のために講じられた是正処置に関連する観察事項を記載する。</p> <p>⁵⁸ 事業者が他施設の運転経験及び知見について、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らして適切な未然防止処置を明確にして、対策を講じているか否かを確認し、その実施状況を記載する。</p> <p>⁵⁹ 事業者が実施した是正処置、安全活動の自己評価及び内部監査が事業者のパフォーマンスを適切に評価し、改善が必要な分野を特定し、かつ、改善の活動が実施されているか否かを確認し、その実施状況を記載する。</p> <p>⁶⁰ 事業者の活動計画及び活動評価（マネジメントレビューの安全文化に関する事項のほか、根本原因分析を実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む。）について、以下の a 及び b の確認を行う。なお、報告書の記載は、「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用(附属書 1 安全文化の育成と維持に関するガイド)」を参照する。 a. 安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 b. 安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価</p>	<p></p> <p></p>																

改正後	改正前	改正理由																																																		
<p style="text-align: center;"><u>別添4 原子力規制検査報告書作成時チェックシート</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 80%; text-align: center;"><u>確認項目</u></th> <th style="width: 20%; text-align: center;"><u>確認</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2" style="background-color: #cccccc;">全般</td> </tr> <tr> <td>・ <u>最新版のガイドに基づいた記載となっているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>フォント・全角・半角は適切か</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>行頭位置など、体裁は整っているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>公用文用字用語に従っているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>誤字脱字はないか</u> (例: 確認資料の名称、検査運用ガイドの番号 等)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>5W1Hを意識した記載になっているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="background-color: #cccccc;">4. 検査内容、5. 確認資料</td> </tr> <tr> <td>・ <u>4. 検査内容及び5. 確認資料は、検査対象名などが一致しているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>検査運用ガイドの番号順に並んでいるか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>検査項目は、各検査運用ガイドの別紙「検査要件まとめ表」に掲載されているものを記載しているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>当該四半期に行った検査をもれなく記載しているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>検査対象に検査指摘事項等又は継続案件があった場合、「検査指摘事項等あり」「検査継続案件あり」を検査名に続けて括弧書きで記載しているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>確認資料に許認可図書や保安規定など、既に規制庁に提出されており検査において確実に確認する書類を記載していないか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>非公表資料について、該当する検査対象の資料名に※をつけ、注釈を記載しているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>確認資料の記載は正しいか</u> (例: 同一の資料を検査対象により異なった資料名で記載、資料の二重記載、資料の転記ミス等)</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="background-color: #cccccc;">別添1 検査指摘事項等の詳細</td> </tr> <tr> <td>・ <u>検査対象は、4. 検査内容及び5. 確認資料と一致しているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>3. 1 検査指摘事項等の内容と相違ないか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>① <u>事象の説明に、必要に応じて事象発生時の施設の状況を記載しているか</u> (例: 原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>② <u>事象の説明に、いつ誰が発見した事象かを記載しているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>③ <u>事象の説明に、事象が継続していた時期を確認可能な範囲で記載しているか</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>④ <u>検査指摘事項の重要度評価等及び規制措置に、満足していない規制要求又は自主基準を記載しているか</u> (例: 保安規定第〇〇条に違反)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>・ <u>検査指摘事項等の概要に、事象の説明から規制措置までを①～④を含めて簡潔に記載しているか</u></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	<u>確認項目</u>	<u>確認</u>	全般		・ <u>最新版のガイドに基づいた記載となっているか</u>		・ <u>フォント・全角・半角は適切か</u>		・ <u>行頭位置など、体裁は整っているか</u>		・ <u>公用文用字用語に従っているか</u>		・ <u>誤字脱字はないか</u> (例: 確認資料の名称、検査運用ガイドの番号 等)		・ <u>5W1Hを意識した記載になっているか</u>		4. 検査内容、5. 確認資料		・ <u>4. 検査内容及び5. 確認資料は、検査対象名などが一致しているか</u>		・ <u>検査運用ガイドの番号順に並んでいるか</u>		・ <u>検査項目は、各検査運用ガイドの別紙「検査要件まとめ表」に掲載されているものを記載しているか</u>		・ <u>当該四半期に行った検査をもれなく記載しているか</u>		・ <u>検査対象に検査指摘事項等又は継続案件があった場合、「検査指摘事項等あり」「検査継続案件あり」を検査名に続けて括弧書きで記載しているか</u>		・ <u>確認資料に許認可図書や保安規定など、既に規制庁に提出されており検査において確実に確認する書類を記載していないか</u>		・ <u>非公表資料について、該当する検査対象の資料名に※をつけ、注釈を記載しているか</u>		・ <u>確認資料の記載は正しいか</u> (例: 同一の資料を検査対象により異なった資料名で記載、資料の二重記載、資料の転記ミス等)		別添1 検査指摘事項等の詳細		・ <u>検査対象は、4. 検査内容及び5. 確認資料と一致しているか</u>		・ <u>3. 1 検査指摘事項等の内容と相違ないか</u>		① <u>事象の説明に、必要に応じて事象発生時の施設の状況を記載しているか</u> (例: 原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において)		② <u>事象の説明に、いつ誰が発見した事象かを記載しているか</u>		③ <u>事象の説明に、事象が継続していた時期を確認可能な範囲で記載しているか</u>		④ <u>検査指摘事項の重要度評価等及び規制措置に、満足していない規制要求又は自主基準を記載しているか</u> (例: 保安規定第〇〇条に違反)		・ <u>検査指摘事項等の概要に、事象の説明から規制措置までを①～④を含めて簡潔に記載しているか</u>		<p>(新規)</p>	<p>・ わかりやすい報告書とするため記載要領の見直し</p>
<u>確認項目</u>	<u>確認</u>																																																			
全般																																																				
・ <u>最新版のガイドに基づいた記載となっているか</u>																																																				
・ <u>フォント・全角・半角は適切か</u>																																																				
・ <u>行頭位置など、体裁は整っているか</u>																																																				
・ <u>公用文用字用語に従っているか</u>																																																				
・ <u>誤字脱字はないか</u> (例: 確認資料の名称、検査運用ガイドの番号 等)																																																				
・ <u>5W1Hを意識した記載になっているか</u>																																																				
4. 検査内容、5. 確認資料																																																				
・ <u>4. 検査内容及び5. 確認資料は、検査対象名などが一致しているか</u>																																																				
・ <u>検査運用ガイドの番号順に並んでいるか</u>																																																				
・ <u>検査項目は、各検査運用ガイドの別紙「検査要件まとめ表」に掲載されているものを記載しているか</u>																																																				
・ <u>当該四半期に行った検査をもれなく記載しているか</u>																																																				
・ <u>検査対象に検査指摘事項等又は継続案件があった場合、「検査指摘事項等あり」「検査継続案件あり」を検査名に続けて括弧書きで記載しているか</u>																																																				
・ <u>確認資料に許認可図書や保安規定など、既に規制庁に提出されており検査において確実に確認する書類を記載していないか</u>																																																				
・ <u>非公表資料について、該当する検査対象の資料名に※をつけ、注釈を記載しているか</u>																																																				
・ <u>確認資料の記載は正しいか</u> (例: 同一の資料を検査対象により異なった資料名で記載、資料の二重記載、資料の転記ミス等)																																																				
別添1 検査指摘事項等の詳細																																																				
・ <u>検査対象は、4. 検査内容及び5. 確認資料と一致しているか</u>																																																				
・ <u>3. 1 検査指摘事項等の内容と相違ないか</u>																																																				
① <u>事象の説明に、必要に応じて事象発生時の施設の状況を記載しているか</u> (例: 原子炉運転中の〇〇発電所〇号機において)																																																				
② <u>事象の説明に、いつ誰が発見した事象かを記載しているか</u>																																																				
③ <u>事象の説明に、事象が継続していた時期を確認可能な範囲で記載しているか</u>																																																				
④ <u>検査指摘事項の重要度評価等及び規制措置に、満足していない規制要求又は自主基準を記載しているか</u> (例: 保安規定第〇〇条に違反)																																																				
・ <u>検査指摘事項等の概要に、事象の説明から規制措置までを①～④を含めて簡潔に記載しているか</u>																																																				

改正後	改正前	改正理由						
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="77 201 1130 258"> <u>(④については、検査指摘事項の重要度評価等の箇所にのみ記載する。)</u> </td> <td data-bbox="1130 201 1359 258"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="77 258 1130 302"> <u>・ 事象の説明に、事象に対して行った事業者の対応を記載しているか。</u> </td> <td data-bbox="1130 258 1359 302"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="77 302 1130 394"> <u>・ 検査指摘事項の重要度評価等に、パフォーマンス劣化に該当する理由を適切に記載しているか</u> </td> <td data-bbox="1130 302 1359 394"></td> </tr> </table>	<u>(④については、検査指摘事項の重要度評価等の箇所にのみ記載する。)</u>		<u>・ 事象の説明に、事象に対して行った事業者の対応を記載しているか。</u>		<u>・ 検査指摘事項の重要度評価等に、パフォーマンス劣化に該当する理由を適切に記載しているか</u>			
<u>(④については、検査指摘事項の重要度評価等の箇所にのみ記載する。)</u>								
<u>・ 事象の説明に、事象に対して行った事業者の対応を記載しているか。</u>								
<u>・ 検査指摘事項の重要度評価等に、パフォーマンス劣化に該当する理由を適切に記載しているか</u>								

原子力規制検査における規制措置に関するガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力規制検査における規制措置に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(G10004_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 目的 3</p> <p>2 適用範囲 4</p> <p>3 規制措置プロセス 4</p> <p>3.1 事案に対する規制措置のスクリーニング 4</p> <p>3.2 事案の深刻度の評価 5</p> <p>3.3 規制措置の立案 6</p> <p>4 規制措置後の検査による対応状況等の確認 7</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、<u>原子力規制検査において特定された法令違反（以下「違反」という。）</u>について、意図的な不正行為の有無、原子力安全への実影響の有無及び原子力規制委員会の規制活動への影響の有無を踏まえて、原子力規制庁において<u>違反</u>の深刻度を評価し、<u>検査指摘事項となった場合の重要度及び違反の深刻度を踏まえた規制措置（※1）</u>を立案するための基本的な考え方及びプロセスを示したものである（図1参照）。</p> <p>規制措置は原子力規制委員会において決定されるものであり、原子力規制庁は本ガイドを適用して<u>違反</u>の深刻度の評価及び規制措置を立案することにより、この決定に資する。<u>違反</u>の特定から規制措置の決定に至るまでのプロセスの明確化により、被規制者が法令遵守の重要性を認識し、違反に対する是正処置を迅速かつ適切に実施することが期待される。</p> <p>※1 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第61条の2の2第1項の規定による原子力規制検査、原子力規制検査に関連して実施する法第67条の規定による報告徴収及び原子力規制検査に関連して実施する法第68条の規定による立入検査（以下「検査等」という。）の結果に基づき実施する法第61条の2の2第10項の規定を踏まえて実施する措置で、命令や原子力規制委員会として実施する行政指導を含む。</p>	<p style="text-align: center;">原子力規制検査における規制措置に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(G10004_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 適用範囲 4</p> <p>3 規制措置プロセス 4</p> <p>3.1 事案に対する規制措置のスクリーニング 4</p> <p>3.2 事案の深刻度の評価 5</p> <p>3.3 規制措置の立案 6</p> <p>4 規制措置後の検査による対応状況等の確認 7</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、<u>法令違反等が特定された検査指摘事項及び軽微（以下、「検査指摘事項等」という。）</u>について、意図的な不正行為の有無、原子力安全への実影響の有無及び原子力規制委員会の規制活動への影響の有無を踏まえて、原子力規制庁において<u>検査指摘事項等</u>の深刻度を評価し、<u>重要度及び深刻度を踏まえた規制措置（※1）</u>を立案するための基本的な考え方及びプロセスを示したものである（図1参照）。</p> <p>規制措置は原子力規制委員会において決定されるものであり、原子力規制庁は本ガイドを適用して<u>検査指摘事項等</u>の深刻度の評価及び規制措置を立案することにより、この決定に資する。<u>法令違反等</u>の特定から規制措置の決定に至るまでのプロセスの明確化により、被規制者が法令遵守の重要性を認識し、違反に対する是正処置を迅速かつ適切に実施することが期待される。</p> <p>※1 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第61条の2の2第1項の規定による原子力規制検査、原子力規制検査に関連して実施する法第67条の規定による報告徴収及び原子力規制検査に関連して実施する法第68条の規定による立入検査（以下「検査等」という。）の結果に基づき実施する法第61条の2の2第10項の規定を踏まえて実施する措置で、命令や原子力規制委員会として実施する行政指導を含む。</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>運用の明確化 ・深刻度は法令違反の有無に基づき評価する運用であることを明確化</p>

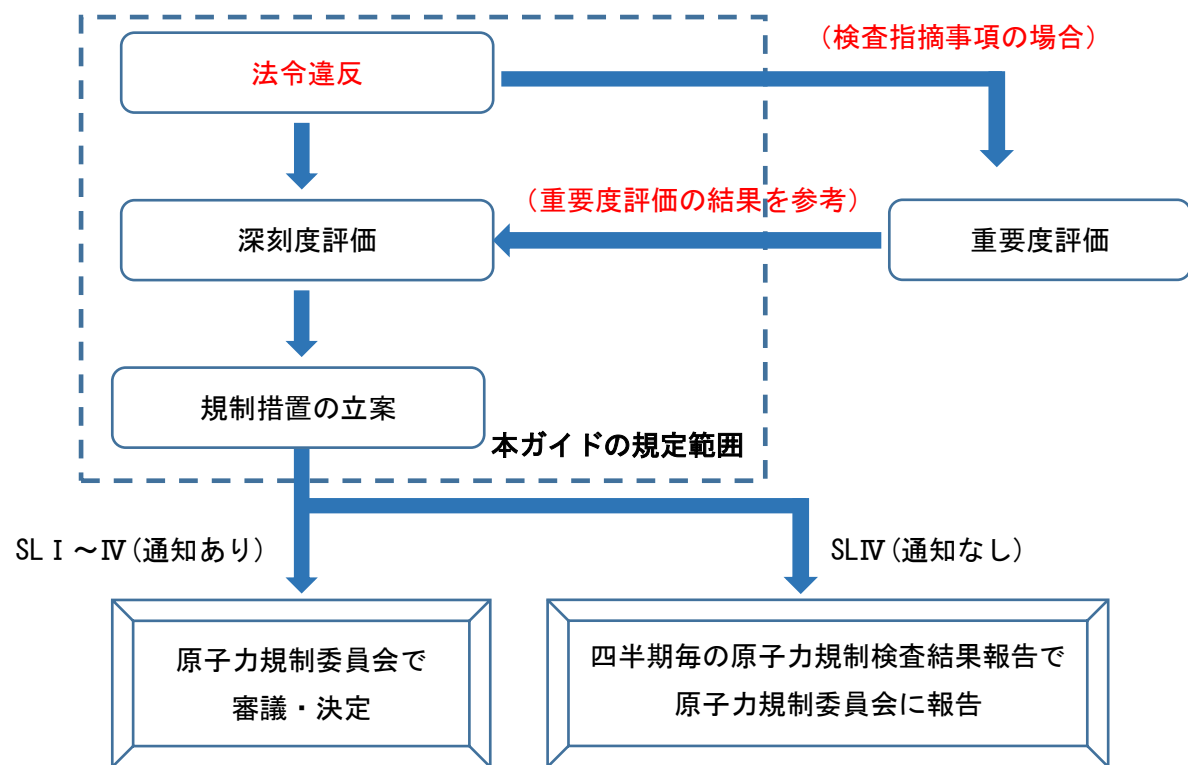


図1 規制措置の決定フロー

2 適用範囲

本ガイドは、法第57条の8で定義されている原子力事業者等（※2）及び核原料物質を使用する者（※3）（以下「事業者」と総称する。）を対象とする。

※2 製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者（旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。）

※3 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。以下「令」という。）第44条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第57条の7第1項の規定による届出をした者及び法第61条の3第1項の許可を受けて核原料物質を使用する者（令第44条で定める限度を超えない場合を除く。）が該当する。（以下「核原料物質使用者」という。）

3 規制措置プロセス

規制措置の検討プロセスは、以下のステップで行う。

- ① 事案に対する規制措置のスクリーニング
（規制措置の要否を検討すべき事案の特定）
- ② 事案の深刻度の評価
- ③ 規制措置の立案、決定及び事業者への通知

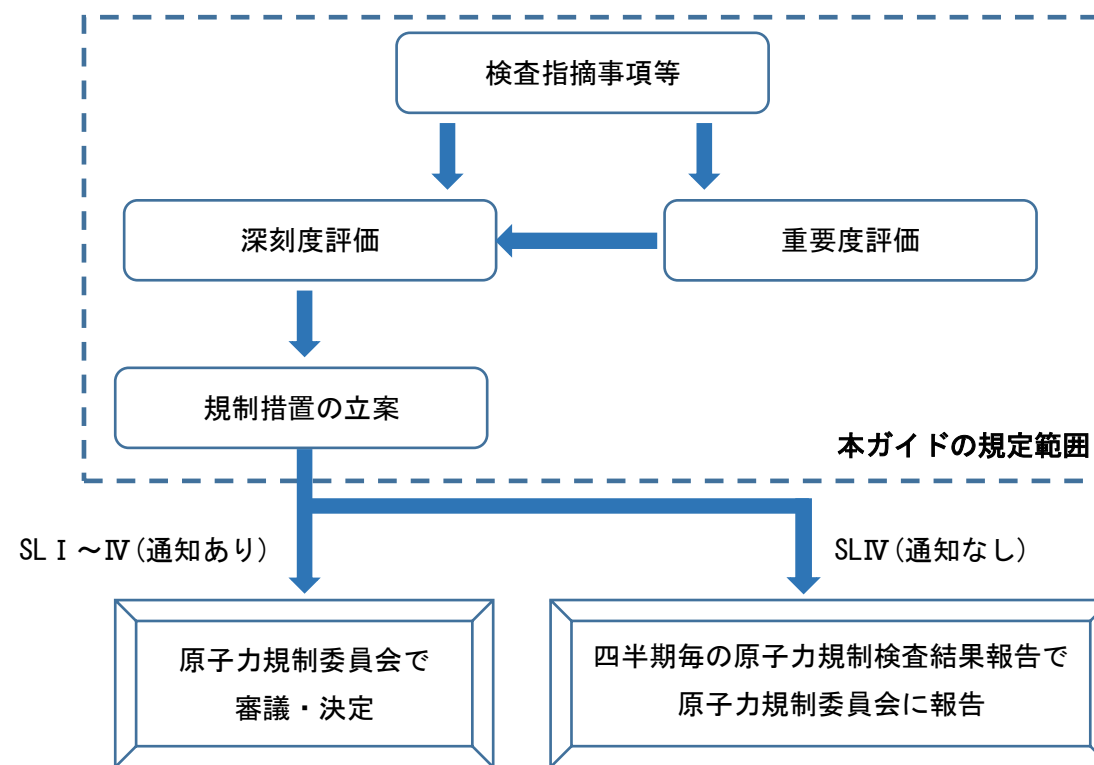


図1 規制措置の決定フロー

2 適用範囲

本ガイドは、法第57条の8で定義されている原子力事業者等（※2）及び核原料物質を使用する者（※3）（以下「事業者」と総称する。）を対象とする。

※2 製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者（旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。）

※3 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。以下「令」という。）第44条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第57条の7第1項の規定による届出をした者及び法第61条の3第1項の許可を受けて核原料物質を使用する者（令第44条で定める限度を超えない場合を除く。）が該当する。（以下「核原料物質使用者」という。）

3 規制措置プロセス

規制措置の検討プロセスは、以下のステップで行う。

- ① 事案に対する規制措置のスクリーニング
（規制措置の要否を検討すべき事案の特定）
- ② 事案の深刻度の評価
- ③ 規制措置の立案、決定及び事業者への通知

運用の明確化

・重要度評価がなく深刻度評価のみ
の事案について運用の明確化

3.1 事案に対する規制措置のスクリーニング

原子力規制検査において違反を特定した場合、原子力検査官は、以下の①～③の視点で情報収集等を行い、これらの視点で問題の有無を確認する。当該事案が検査指摘事項である場合の重要度評価の結果も踏まえて、①～③のいずれかの視点において問題が確認された場合には、原子力検査官は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、当該部門において「3.3 規制措置」を立案する。

また、当該事案は事業者からの申告等を通じて、関連法令等における違反が特定された場合も同様に規制措置を講ずるものとする。

なお、①～③のいずれかの視点において問題が確認された場合は、基本的に、違反の深刻度レベルは軽微を超えるものとして検討する。

【規制措置のスクリーニング基準】

(削る)

- ①原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼすものか。
- ②原子力安全又は核物質防護に実質的な影響があったか
- ③意図的な不正行為によるものか。

3.2 事案の深刻度の評価

3.1にて問題が確認された違反については、担当部門が検査評価室と協力して本ガイドに沿って深刻度の評価を行うが、必要に応じて重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）で評価することもできる。

(1) 特定された事案の具体的な評価

違反の深刻度を評価する際には、以下の3つの視点により影響の程度を踏まえ総合的に判定する。

a. 原子力安全又は核物質防護に実質的な影響を及ぼすものであったか

原子力規制検査において特定された違反により原子力安全に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

b. 原子力規制委員会の規制活動に対する影響を与えたか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可申請の内容や技術基準適合性の根拠等が、正確で時機を得て情報提供されるという前提に基づいて行われるものであるため、原子力規制検査の実施に必要な正確な情報を提供しないこと、必要な設置変更許可、工事計画認可等の申請を行わないこと、法令等に基づく報告や記録保存に重大な誤りがあること等により、原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

c. 意図的な不正行為があったか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可申請の内容や技術基準適合性の根拠等が率直かつ正確に情報提供されるという前提に基づいて行われるものであるため、情報の隠ぺい、記録の改ざん、虚偽

3.1 事案に対する規制措置のスクリーニング

原子力規制検査において検査指摘事項等を抽出した場合、原子力検査官は、重要度評価と並行して、以下の①～④の視点で情報収集等を行い、これらの視点で問題の有無を確認する。当該事項に対する重要度評価の結果も踏まえて、①～④のいずれかの視点において問題が確認された場合には、原子力検査官は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、当該部門において「3.3 規制措置」を立案する。

また、当該検査指摘事項等は事業者からの申告等を通じて、関連法令等における違反が特定された場合も同様に規制措置を講ずるものとする。

なお、検査指摘事項の重要度評価において、「緑」を超える結果となっているものについては、法令違反の可能性が高いことが予想される。

【規制措置のスクリーニング基準】

- ①法令違反があったか。
- ②原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼすものか。
- ③原子力安全に実質的な影響があったか。
- ④意図的な不正行為によるものか。

3.2 事案の深刻度の評価

3.1にて問題が確認された検査指摘事項等については、担当部門が検査評価室と協力して本ガイドに沿って深刻度の評価を行うが、必要に応じて重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）で評価することもできる。

(1) 特定された事案の具体的な評価

検査指摘事項等の深刻度を評価する際には、以下の3つの視点により総合的に判定する。

a. 原子力安全又は核物質防護に実質的な影響を及ぼすものであったか

原子力規制検査における検査指摘事項等により原子力安全又は核物質防護に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

b. 原子力規制委員会の規制活動に対する影響を与えたか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可申請の内容や技術基準適合性の根拠等が、正確で時機を得て情報提供されるという前提に基づいて行われるものであるため、原子力規制検査の実施に必要な正確な情報を提供しないこと、必要な設置変更許可、工事計画認可等の申請を行わないこと、法令等に基づく報告や記録保存に重大な誤りがあること等により、原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

c. 意図的な不正行為があったか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可申請の内容や技術基準適合性の根拠等が率直かつ正確に情報提供されるという前提に基づいて行われるものであるため、情報の隠ぺい、記録の改ざん、虚偽

運用の明確化

・深刻度は法令違反の有無に基づき評価する運用であることを明確化。

運用の明確化

・深刻度は法令違反の有無に基づき評価する運用であることを明確化

運用の明確化

・深刻度は法令違反の有無に基づき評価する運用であることを明確化

運用の明確化

・深刻度は法令違反の有無に基づき評価する運用であることを明確化

<p>報告など意図的な不正行為を含む法令違反等に対しては、より強力な規制措置を講ずる必要がある。そのため、違反が意図的なものであったか否かについて検討を行う。</p> <p>(2) 違反の深刻度レベル</p> <p>規制措置のプロセスにおいては、原子力規制検査において特定された違反に対し、<u>SL I から SLIV までの 4 段階</u>の深刻度レベル（Severity Level、略称：SL）により評価を<u>行い、SLIV に満たないものは軽微とする。</u>ただし、パフォーマンスの劣化を伴う検査指摘事項については、重要度評価に関するガイドに基づいた重要度評価により評価が行われ、その重要度評価の結果を参考に深刻度レベルを判断する。</p> <p>なお、一般的には重要度評価の結果と深刻度レベルには相関性がある。具体的には、例えば実用発電用原子炉施設の場合、重要度「緑」の深刻度レベルは SLIV に相当すると考えられるが、重要度評価で考慮されない(1)b 及び c の視点での評価により、深刻度レベルが変わることはあり得る。</p> <p>a. SL I は、原子力安全上又は核物質防護上重大な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>b. SL II は、原子力安全上又は核物質防護上重要な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>c. SL III は、原子力安全上又は核物質防護上一定の影響を有する事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>d. SL IV は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が限定的であるもの、又はそうした状況になり得たものに適用する。</p> <p>e. 軽微は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が極めて限定的なもの、又はそうした状況になり得たものに適用する。</p> <p>3.3 規制措置の立案</p> <p>規制措置の程度については、深刻度レベルによるものとし、基本的には以下のとおりとする。</p> <p>(1) 軽微</p> <p>規制措置は不要であり、原子力規制検査の検査報告書にも記載しない。なお、当然ながら事業者により是正されなければならない。</p> <p>(2) SLIV（通知なし）</p> <p>以下の全てを満たしている SLIV の違反については、規制措置は不要とする。ただし、重要度評価において、「緑」<u>（核燃料施設等の場合は「追加対応なし」）</u>と判断されたものについては、以下の c は適用しない。また、原子力規制委員会への報告は四半期ごとの原子力規制検査の結果報告の際に併せて行う。</p> <p>a. 既に、再発防止のため改善措置活動（CAP）など適切な是正が行われている。</p> <p>b. 当該違反が特定された後で速やかに法令要求等を満足する状態に回復している又はその見込みがある。</p> <p>c. 当該違反が不適切な是正処置又は未然防止処置の結果として再発又は発生したものではない。</p> <p>d. 当該違反に意図的な不正行為は含まれない。</p> <p>(3) SL I から SL III 及び SLIV（通知あり）</p>	<p>報告など意図的な不正行為を含む法令違反等に対しては、より強力な規制措置を講ずる必要がある。そのため、違反が意図的なものであったか否かについて検討を行う。</p> <p>(2) 違反の深刻度レベル</p> <p>規制措置のプロセスにおいては、原子力規制検査において特定された<u>検査指摘事項等</u>に対し、<u>4 段階</u>の深刻度レベル（Severity Level、略称：SL）により評価を<u>行う。</u>ただし、パフォーマンスの劣化を伴う検査指摘事項等については、重要度評価に関するガイドに基づいた重要度評価により評価が行われ、その重要度評価の結果を参考に深刻度レベルを判断する。</p> <p>なお、一般的には重要度評価の結果と深刻度レベルには相関性がある。具体的には、例えば実用発電用原子炉施設の場合、重要度「緑」の深刻度レベルは SLIV に相当すると考えられるが、重要度評価で考慮されない(1)b 及び c の視点での評価により、深刻度レベルが変わることはあり得る。</p> <p>a. SL I は、原子力安全上又は核物質防護上重大な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>b. SL II は、原子力安全上又は核物質防護上重要な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>c. SL III は、原子力安全上又は核物質防護上一定の影響を有する事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。</p> <p>d. SL IV は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が限定的であるもの、又はそうした状況になり得たものに適用する。</p> <p>e. 軽微は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が極めて限定的なもの、又はそうした状況になり得たものに適用する。</p> <p>3.3 規制措置の立案</p> <p>規制措置の程度については、深刻度レベルによるものとし、基本的には以下のとおりとする。</p> <p>(1) 軽微</p> <p>規制措置は不要であり、原子力規制検査の検査報告書にも記載しない。なお、当然ながら事業者により是正されなければならない。</p> <p>(2) SLIV（通知なし）</p> <p>以下の全てを満たしている SLIV の違反については、規制措置は不要とする。ただし、重要度評価において、「緑」と判断されたものについては、以下の c は適用しない。また、原子力規制委員会への報告は四半期ごとの原子力規制検査の結果報告の際に併せて行う。</p> <p>a. 既に、再発防止のため改善措置活動（CAP）など適切な是正が行われている。</p> <p>b. 当該違反が特定された後で速やかに法令要求等を満足する状態に回復している又はその見込みがある。</p> <p>c. 当該違反が不適切な是正処置又は未然防止処置の結果として再発又は発生したものではない。</p> <p>d. 当該違反に意図的な不正行為は含まれない。</p> <p>(3) SL I から SL III 及び SLIV（通知あり）</p>	<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・深刻度は法令違反の有無に基づき評価する運用であることを明確化 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・核燃料施設等の追記
--	--	--

事業者規制措置を通知する。担当部門は、規制措置に係る通知文書の案を検討、立案し、原子力規制委員会に諮る。この際、通知文書の案には、事案の概要に加えて、規制措置に該当する理由を明確に記載する。

具体的な規制措置の内容については、深刻度レベルに加えて、事業者による違反等の特定の有無及び是正処置の適切さを考慮し、必要に応じて原子炉等規制法に基づく報告徴収命令や立入検査の実施についても検討する（以下、参照）。

【法に基づく措置命令】

- 運転・操業等の停止命令
- 保安措置命令
- 保安規定の変更命令

【行政指導】

行政指導により是正措置の状況等の報告を求めると、公開会合等において是正処置の状況等の確認を行うことなどを検討する。

4 規制措置後の検査による対応状況等の確認

法に基づく措置命令等を行った場合においては、原子力規制検査の追加検査、特別検査のほか、必要に応じて当該命令等に係る措置の実施状況を基本検査で確認する。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
<u>2</u>			

事業者規制措置を通知する。担当部門は、規制措置に係る通知文書の案を検討、立案し、原子力規制委員会に諮る。この際、通知文書の案には、事案の概要に加えて、規制措置に該当する理由を明確に記載する。

具体的な規制措置の内容については、深刻度レベルに加えて、事業者による違反等の特定の有無及び是正処置の適切さを考慮し、必要に応じて原子炉等規制法に基づく報告徴収命令や立入検査の実施についても検討する（以下、参照）。

【法に基づく措置命令】

- 運転・操業等の停止命令
- 保安措置命令
- 保安規定の変更命令

【行政指導】

行政指導により是正措置の状況等の報告を求めると、公開会合等において是正処置の状況等の確認を行うことなどを検討する。

4 規制措置後の検査による対応状況等の確認

法に基づく措置命令等を行った場合においては、原子力規制検査の追加検査、特別検査のほか、必要に応じて当該命令等に係る措置の実施状況を基本検査で確認する。

○ 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	

改正に伴う修正

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)

え方及びその手順について定めたものである。

2 適用範囲

- (1)本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者を対象とする。
- (2)本ガイドは、原子力規制検査実施要領（原規規発第 1912257 号-1）に基づく原子力規制検査において、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により、事業者のパフォーマンス劣化が軽微を超えるものであると判断した後に適用する。
- (3)安全上の重要度評価において、劣化した状態（例えば、安全系のポンプの動作不能）自体は事業者のパフォーマンス劣化ではなく、むしろ、劣化した状態を引き起こした直接原因（例えば、不適切なメンテナンス手順）が、パフォーマンス劣化である。安全重要度評価は、リスクに影響を及ぼすパフォーマンス劣化が原因となって発生した劣化状態について、安全上の重要度を評価するものである。
- (4)機器の故障又は作業員の不適切な操作によって引き起こされる事象に関する安全上の重要性は、当該事象に対応した検査ガイドに従って、原子力検査官により調査されるが、検査指摘事項と判断された後の安全重要度評価は、本ガイド及び該当する添付資料と附属書に従い処理されるものとする。

3 安全重要度評価区分の考え方

3.1 実用発電用原子炉施設の場合

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

- (1)赤：安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

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

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

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

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

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

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

え方及びその手順について定めたものである。

2 適用範囲

- (1)本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者を対象とする。
- (2)本ガイドは、原子力規制検査実施要領（原規規発第 1912257 号-1）に基づく原子力規制検査において、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により、事業者のパフォーマンス劣化が軽微を超えるものであると判断した後に適用する。
- (3)安全上の重要度評価において、劣化した状態（例えば、安全系のポンプの動作不能）自体は事業者のパフォーマンス劣化ではなく、むしろ、劣化した状態を引き起こした直接原因（例えば、不適切なメンテナンス手順）が、パフォーマンス劣化である。安全重要度評価は、リスクに影響を及ぼすパフォーマンス劣化が原因となって発生した劣化状態について、安全上の重要度を評価するものである。
- (4)機器の故障又は作業員の不適切な操作によって引き起こされる事象に関する安全上の重要性は、当該事象に対応した検査ガイドに従って、原子力検査官により調査されるが、検査指摘事項と判断された後の安全重要度評価は、本ガイド及び該当する添付資料と附属書に従い処理されるものとする。

3 安全重要度評価区分の考え方

3.1 実用発電用原子炉施設の場合

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

- (1)赤：安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

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

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

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

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

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

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

<p>を図るべき水準</p> $10^{-6} < \Delta CDF \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{ から } 10^{-5} \text{ までの範囲})$ $10^{-7} < \Delta CFF \leq 10^{-6} \quad (10^{-7} \text{ から } 10^{-6} \text{ までの範囲})$ <p>(4) 緑：安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準</p> $\Delta CDF \leq 10^{-6} \quad (10^{-6} \text{ 以下})$ $\Delta CFF \leq 10^{-7} \quad (10^{-7} \text{ 以下})$ <p>3.2 核燃料施設等の場合</p> <p>原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、<u>安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準を「追加対応なし」、それよりも安全確保の機能又は性能への影響がある水準を「追加対応あり」の2区分で評価する。実際の安全重要度評価は、添付1及び本ガイドの附属書により行う。</u></p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順</p> <p>4.1 検査指摘事項の初期評価</p> <p>実用発電用原子炉施設において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付1の手順及び<u>附属書</u>に沿って原子力検査官が初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「緑」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。</p> <p>核燃料施設等において、原子力規制検査における検査指摘事項については、<u>本ガイドの添付1の手順及び附属書に沿って原子力検査官及び担当部門が検査評価室と協議の上、初期評価を行う。</u>この結果、当該指摘事項が「追加対応なし」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。</p> <p>4.2 SERP</p> <p>初期評価により、実用発電用原子炉施設において、検査指摘事項が「緑」<u>を超える</u>と判断された場合、及び、核燃料施設等において検査指摘事項が「追加対応あり」<u>の可能性があると判断</u>された場合については、添付2の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成されるSERPにおいて重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って深刻度や規制措置についても検討を行う。</p> <p>また、実際の重要度評価にあたっては、原子力規制庁のリスク評価担当者¹が中心的な役割を担うことが期待される。</p> <p>4.3 最終決定に対する申立て</p> <p>SERPによる最終的な重要度の評価結果を書面により通知した日から7日以内に事業者が異議を申し立てた場合には、添付3に定める手順に沿って対応する。</p>	<p>を図るべき水準</p> $10^{-6} < \Delta CDF \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{ から } 10^{-5} \text{ までの範囲})$ $10^{-7} < \Delta CFF \leq 10^{-6} \quad (10^{-7} \text{ から } 10^{-6} \text{ までの範囲})$ <p>(4) 緑：安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準</p> $\Delta CDF \leq 10^{-6} \quad (10^{-6} \text{ 以下})$ $\Delta CFF \leq 10^{-7} \quad (10^{-7} \text{ 以下})$ <p>3.2 核燃料施設等の場合</p> <p>原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、<u>重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）において「追加対応あり」と「追加対応なし」の2区分で評価する。</u></p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順</p> <p>4.1 検査指摘事項の初期評価</p> <p>実用発電用原子炉施設において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付1の手順及び<u>適用可能な附属書</u>に沿って原子力検査官が初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「緑」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。</p> <p>核燃料施設等において、原子力規制検査における検査指摘事項については、<u>「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、検査指摘事項を抽出する際に考慮した監視領域（小分類）の情報を参考に、原子力検査官及び核燃料施設等監視部門が検査評価室と協議の上、初期評価（追加対応の程度の評価）を行う。</u>この結果、当該指摘事項が「追加対応なし」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。</p> <p>4.2 SERP</p> <p>初期評価により、実用発電用原子炉施設において、検査指摘事項が「緑」<u>以外</u>と判断された場合、及び、核燃料施設等において検査指摘事項が「追加対応あり」<u>と判断</u>された場合については、添付2の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成されるSERPにおいて重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って深刻度や規制措置についても検討を行う。</p> <p>また、実際の重要度評価にあたっては、原子力規制庁のリスク評価担当者¹が中心的な役割を担うことが期待される。</p> <p>4.3 最終決定に対する申立て</p> <p>SERPによる最終的な重要度の評価結果を書面により通知した日から7日以内に事業者が異議を申し立てた場合には、添付3に定める手順に沿って対応する。</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実用炉と記載の整合 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本ガイド添付2のSERP実施要領と整合を取るため。 <p>記載の適正化</p>
---	--	---

5 留意事項

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

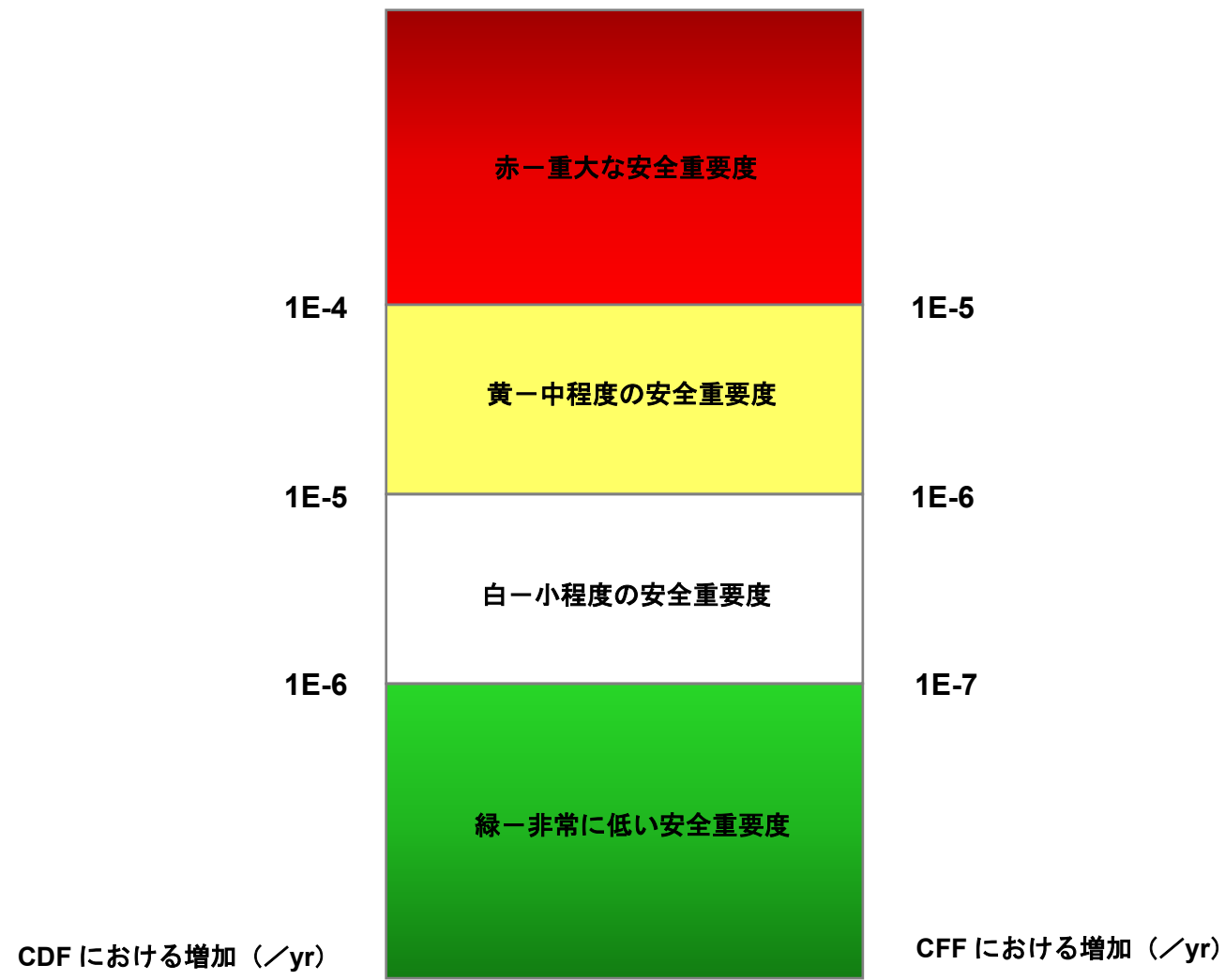
¹添付 4 参照。

5 留意事項

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

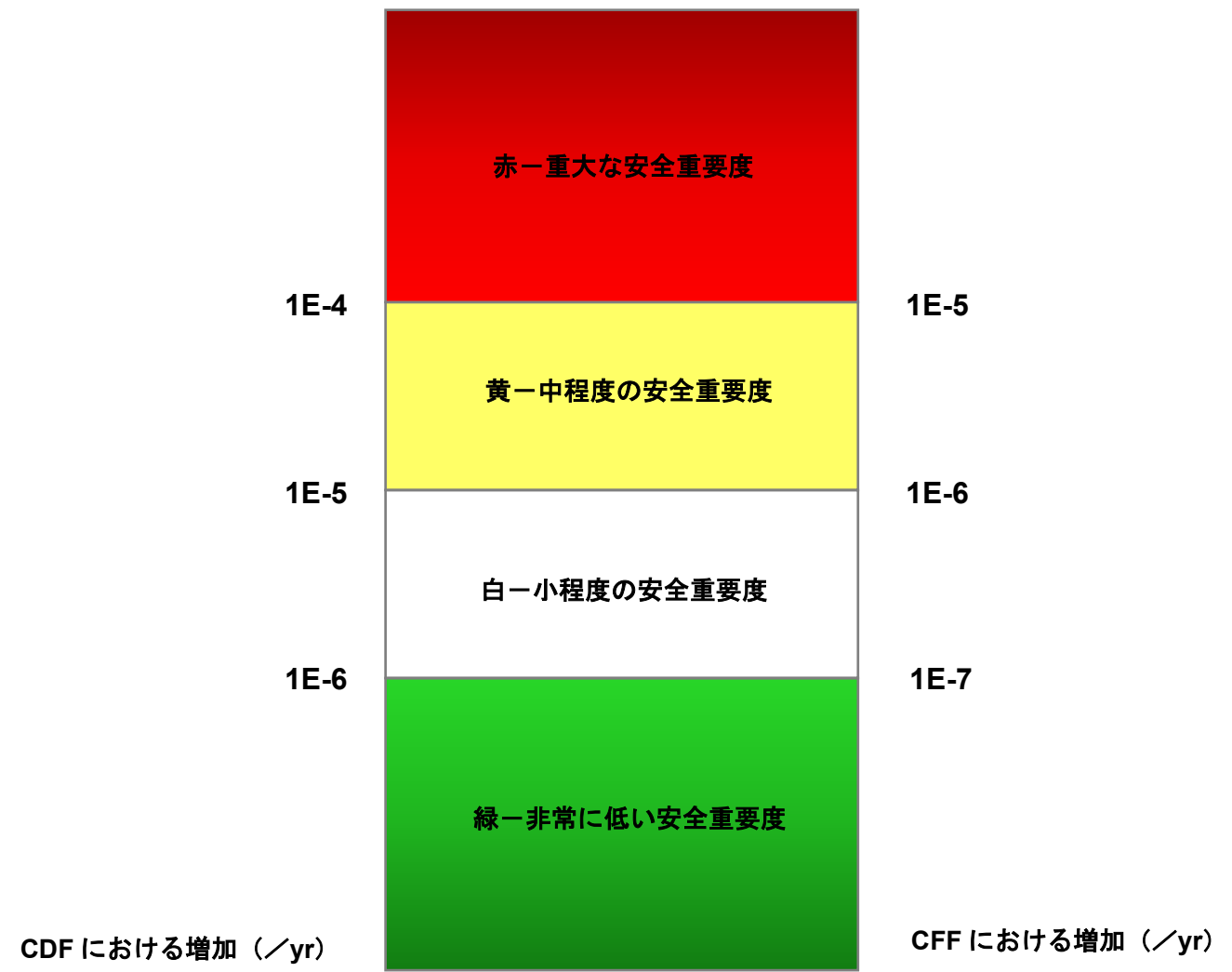
¹添付 4 参照。

別紙1 検査指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）



注記：全ての監視領域及び安全重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない

別紙1 検査指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）



注記：全ての監視領域及び安全重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない

○ 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	
<u>2</u>			

○ 改正履歴

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

改正に伴う修正

添付1 検査指摘事項の初期評価

1 安全重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件

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

2 安全重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価

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

2.1 検査指摘事項についての総合的な情報の収集、整理

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

- (1) 当該検査指摘事項が確認された検査の過程で使用された関係文書と参考資料を記述する。
- (2) パフォーマンス劣化があると判断した根拠、及び軽微を超えるものと判断した根拠を記載する。
- (3) 劣化状態に関する事実関係又は体制又は手順等の劣化に関する事実関係を記載する。（劣化した機器に係る状態の場合は、影響を受けた構築物、系統及び機器（SSC）、それらの関連機能並びに安全性に対する影響を記載する。体制又は手順等の劣化の場合は、影響を受けた体制又は手順等を記載するとともに、その劣化が安全性にどのような影響を与えたのかを説明する。）
- (4) 当該指摘事項と劣化状態、体制又は手順等の劣化の論理的な結び付きを記述する。

2.2 監視領域（小分類）の特定（表2）

(1) 実用発電用原子炉施設の場合

- a. 当該指摘事項に基づく劣化状態、体制又は手順等の劣化により影響を受けた監視領域（小分類）の各ボックスにチェックする。（該当するボックスを全てチェック）
 - ・発生防止
 - ・拡大防止・影響緩和
 - ・閉じ込めの維持
 - ・重大事故等対処及び大規模損壊対処
 - ・従業員に対する放射線安全
 - ・公衆に対する放射線安全
- b. 全てのチェックしたボックスのレビューを行い、どの監視領域（小分類）が劣化状態、体制又は手順等の劣化による影響を受けたのかを確認する。

(2) 核燃料施設等の場合

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

添付1 検査指摘事項の初期評価

1 安全重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件

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

2 安全重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価

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

2.1 検査指摘事項についての総合的な情報の収集、整理

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

- (1) 当該検査指摘事項が確認された検査の過程で使用された関係文書と参考資料を記述する。
- (2) パフォーマンス劣化があると判断した根拠、及び軽微を超えるものと判断した根拠を記載する。
- (3) 劣化状態に関する事実関係又は体制又は手順等の劣化に関する事実関係を記載する。（劣化した機器に係る状態の場合は、影響を受けた構築物、系統及び機器（SSC）、それらの関連機能並びに安全性に対する影響を記載する。体制又は手順等の劣化の場合は、影響を受けた体制又は手順等を記載するとともに、その劣化が安全性にどのような影響を与えたのかを説明する。）
- (4) 当該指摘事項と劣化状態、体制又は手順等の劣化の論理的な結び付きを記述する。

2.2 監視領域（小分類）の特定（表2）

(1) 実用発電用原子炉施設の場合

- a. 当該指摘事項に基づく劣化状態、体制又は手順等の劣化により影響を受けた監視領域（小分類）の各ボックスにチェックする。（該当するボックスを全てチェック）
 - ・発生防止
 - ・拡大防止・影響緩和
 - ・閉じ込めの維持
 - ・重大事故等対処及び大規模損壊対処
 - ・従業員に対する放射線安全
 - ・公衆に対する放射線安全
- b. 全てのチェックしたボックスのレビューを行い、どの監視領域（小分類）が劣化状態、体制又は手順等の劣化による影響を受けたのかを確認する。

(2) 核燃料施設等の場合

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

2.3 適用する安全重要度評価手法（附属書）の選定（表3）

- (1) 影響を受けた監視領域（小分類）を特定した後、表3に基づき適用する安全重要度評価手法を選定する。
- (2) 複数の監視領域（小分類）が影響を受け、複数の安全重要度評価手法が示される場合、原子力検査官は、状況に対して合理的な判断を行い、適用する1つの安全重要度評価手法を特定する。
- (3) 複数の監視領域（小分類）が影響を受けたが、1つの安全重要度評価手法へのルートしか示されない場合、原子力検査官は、状況に対して合理的な判断を行い1つの監視領域（小分類）を特定する。

表1 検査指摘事項の総合的な情報シート
関係する文書と参考資料：
検査指摘事項の内容：
劣化状態又はプログラムの脆弱性についての事実関係の説明：
検査指摘事項を劣化状態又は手順等の脆弱性に結び付ける論理的な関連性：

2.3 適用する安全重要度評価手法（附属書）の選定（表3）

- (1) 影響を受けた監視領域（小分類）を特定した後、表3に基づき適用する安全重要度評価手法を選定する。
- (2) 複数の監視領域（小分類）が影響を受け、複数の安全重要度評価手法が示される場合、原子力検査官は、状況に対して合理的な判断を行い、適用する1つの安全重要度評価手法を特定する。
- (3) 複数の監視領域（小分類）が影響を受けたが、1つの安全重要度評価手法へのルートしか示されない場合、原子力検査官は、状況に対して合理的な判断を行い1つの監視領域（小分類）を特定する。

表1 検査指摘事項の総合的な情報シート
関係する文書と参考資料：
検査指摘事項の内容：
劣化状態又はプログラムの脆弱性についての事実関係の説明：
検査指摘事項を劣化状態又は手順等の脆弱性に結び付ける論理的な関連性：

表2 劣化状態又はプログラムの脆弱性により影響を受けた監視領域 (✓) 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"/> A. 緩和系 <input type="checkbox"/> 崩壊熱除去機能の劣化 <input type="checkbox"/> 短期炉心冷却機能の劣化 <input type="checkbox"/> 一次系 (例: 安全注入系 (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"/> A. <u>燃料被覆管の健全性</u> <input type="checkbox"/> <u>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)</u> <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 に関する隔離弁、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
<input type="checkbox"/> B. 過渡事象の起因となる事象 (例: 原子炉/タービン・トリップ、主蒸気/給水配管の劣化、内部火災、内部溢水など)	<input type="checkbox"/> 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. サポート系統に係る起因事象 (例: 外部電源喪失、直流電源喪失、交流電源喪失、原子炉補機冷却水系喪失、海水系喪失及び制御用空気系など)
<input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象	<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起因事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起因事象 (火災及び内部溢水に限定)

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"/> A. 緩和系 <input type="checkbox"/> 崩壊熱除去機能の劣化 <input type="checkbox"/> 短期炉心冷却機能の劣化 <input type="checkbox"/> 一次系 (例: 安全注入系 (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)	(削る) <input type="checkbox"/> A. プラントの擾乱に対する緩和機能としての原子炉冷却系 (RCS) バウンダリ (例: 加圧熱衝撃など) 注意: 漏えいなど、このほかの全ての 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"/> B. 原子炉格納容器の閉じ込め <input type="checkbox"/> 実際の破損又はバイパス (例: 貫通部シール、ISLOCA に関する隔離弁、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"/> C. 制御室、補助建屋/原子炉建屋又は使用済燃料
<input type="checkbox"/> B. 過渡事象の起因となる事象 (例: 原子炉/タービン・トリップ、主蒸気/給水配管の劣化、内部火災、内部溢水など)	<input type="checkbox"/> 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. サポート系統に係る起因事象 (例: 外部電源喪失、直流電源喪失、交流電源喪失、原子炉補機冷却水系喪失、海水系喪失及び制御用空気系など)
<input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象	<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起因事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> E. 外部事象に係る起因事象 (火災及び内部溢水に限定)

運用の明確化
 ・最新の NRC の検査ガイド (IMC0609 Attachment4) を反映 (原子炉保護系を除く反応度制御系の劣化を燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に移動)

運用の明確化
 ・最新の NRC の検査ガイド (IMC0609 Attachment4) を反映 (原子炉保護系を除く反応度制御系の劣化を燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に移動)

記載の適正化

	□D. 消防隊	<u>建屋の閉じ込め</u> <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
--	---------	---

	□D. 消防隊	<u>建屋。</u> <input type="checkbox"/> D. 使用済燃料プール <input type="checkbox"/> 未臨界状態の維持 <input type="checkbox"/> 使用済燃料プールの水量及び水温（例：冷却） <input type="checkbox"/> 燃料取扱い
--	---------	---

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

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

表3 安全重要度評価の附属書の選定ルート
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：
<ol style="list-style-type: none"> 1. <u>核燃料施設等の場合は、附属書10に進むこと。</u> 2. <u>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。</u> 3. <u>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。</u>
(削る)
4. 発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持又は重大事故等対処及び大規模損壊対処の監視領域の場合は、以下に進むこと。

表3 安全重要度評価の附属書の選定ルート
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：
(新規)
<ol style="list-style-type: none"> 1. <u>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。</u> 2. <u>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。</u> 3. <u>核燃料施設等の場合は、附属書9に進むこと。</u>
4. 発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持又は重大事故等対処及び大規模損壊対処の監視領域の場合は、以下に進むこと。

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

<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。 <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。 <input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>C. メンテナンスのリスク評価：</p> <p>検査指摘事項は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での保守活動の実施に伴うリスクに対する事業者の評価及び管理に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 8に進むこと。 <input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>D. 火災防護：</p> <p>1. 検査指摘事項は、消防や消火活動等の不具合に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 1に進むこと。 <input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>2. 検査指摘事項は、以下事項に関係しているか。</p> <p>(1) 仮置可燃物、仮置発火源又は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。</p>		<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。 <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。 <input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>C. メンテナンスのリスク評価：</p> <p>検査指摘事項は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での保守活動の実施に伴うリスクに対する事業者の評価及び管理に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 8に進むこと。 <input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>D. 火災防護：</p> <p>1. 検査指摘事項は、消防や消火活動等の不具合に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書 1に進むこと。 <input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>2. 検査指摘事項は、以下事項に関係しているか。</p> <p>(1) 仮置可燃物、仮置発火源又は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。</p>		
---	--	---	--	--

- 「はい」の場合は、**附属書5**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、**附属書1**に進むこと。

添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領

1 重要度評価・規制措置会合の開催

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

2 SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 暫定評価のためのSERPの実施

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

2.2 評価結果の通知

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

2.3 重要度評価に対する事業者からの意見聴取

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

- 「はい」の場合は、**附属書5**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、**附属書1**に進むこと。

添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領

1 重要度評価・規制措置会合の開催

「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり又は追加対応ありの可能性があると読み替える。以下同じ。）と判断される検査指摘事項の重要度について評価等を行うため別紙のとおり重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。SERPは、**重要度を暫定的に評価する予備会合と、事業者からの意見を踏まえ重要度を最終的に評価する本会合を行う。**

2 SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 予備会合の実施

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

2.2 予備会合における評価結果の通知

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

2.3 重要度評価に対する事業者からの意見聴取

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

記載の適正化

予備会合等の表現は止めたので削除

記載の適正化

・SERPの会合名称を整理

記載の適正化

・SERPの会合名称を整理

記載の適正化

記載の適正化

<p>2.4 意見聴取会後の SERP の実施</p> <p>意見聴取会又は事業者からの意見を踏まえ、重要度評価、深刻度又は重要度等評価書を変更する必要があるかどうか及び規制措置を検討するため SERP を開催する。</p> <p>2.5 SERP における評価結果の通知</p> <p>(1) 最終的な重要度の評価結果等については、改めて原子力規制委員会に報告し、その了承を得た上で、事業者に対して書面により通知する。</p> <p>(2) なお、通知の日から7日以内に申立てがない場合には評価が確定することについても併せて通知する。</p> <p>3 規制措置の検討について</p> <p>検査指摘事項の評価結果等に基づき、法に基づく措置命令（運転の停止等の保安措置命令、保安規定の変更命令、報告徴収命令等）等を含む規制措置を行う場合には、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。</p> <p>4 SERP における検討期間について</p> <p>本実施要領における検討期間については、原子力検査官が「緑」を超える可能性があると判断し検査報告書が取りまとめられた段階から概ね90日程度を目途に最終的な重要度の評価結果の通知を行うべく、検討の計画を行う。</p> <p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">重要度評価・規制措置会合（SERP）の開催について</p> <p>1 趣旨</p> <p>令和2年4月から施行される改正法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制委員会は、施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、原子力事業者に対する追加検査の要否等を判断することとなる。</p> <p>このため、「緑」を超える可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり」の可能性があると読み替える。以下同じ。）検査指摘事項の重要度及び深刻度を評価するとともに、規制措置に関する検討を行うため、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。</p>	<p>2.4 本会合の実施</p> <p>意見聴取会又は事業者からの意見を踏まえ、重要度評価、深刻度又は安全重要度評価書を変更する必要があるかどうか及び規制措置を検討するため 本会合 を開催する。</p> <p>2.5 本会合における評価結果の通知</p> <p>(1) 最終的な重要度の評価結果等については、改めて原子力規制委員会に報告し、その了承を得た上で、事業者に対して書面により通知する。</p> <p>(2) なお、通知の日から7日以内に申立てがない場合には評価が確定することについても併せて通知する。</p> <p>3 規制措置の検討について</p> <p>検査指摘事項の評価結果等に基づき、法に基づく措置命令（運転の停止等の保安措置命令、保安規定の変更命令、報告徴収命令等）等を含む規制措置を行う場合には、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。</p> <p>4 SERP における検討期間について</p> <p>本実施要領における検討期間については、原子力検査官が「緑」を超える可能性があると判断し検査報告書が取りまとめられた段階から概ね90日程度を目途に最終的な重要度の評価結果の通知を行うべく、検討の計画を行う。</p> <p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">重要度評価・規制措置会合（SERP）の開催について</p> <p>1 趣旨</p> <p>令和2年4月から施行される改正法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制委員会は、施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、原子力事業者に対する追加検査の要否等を判断することとなる。</p> <p>このため、「緑」を超える可能性がある検査指摘事項の重要度及び深刻度を評価するとともに、規制措置に関する検討を行うため、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。</p>	<p>・SERPの会合名称を整理</p> <p>読み替え規定を追記</p> <p>本文の記載との整合記載の適正化</p>
---	--	--

<p>2 検討事項</p> <p>「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき、以下の事項について検討を行う。</p> <p>(1) 「緑」を超える又は「<u>追加対応あり</u>」の<u>可能性</u>がある検査指摘事項の重要度評価及び<u>深刻度評価</u></p> <p>(2) 重要度<u>評価等</u>結果に基づく規制措置の案</p> <p>(3) 対応区分の変更（判断が困難な事例に限る。）</p> <p>(4) その他</p> <p>3 構成員</p> <p>以下のとおりとする。なお、SERPの主査は、必要に応じて構成員を追加することができる。</p> <p>○担当部門管理官（主査）</p> <p>○検査監督総括課長</p> <p>○検査評価室長</p> <p style="text-align: center;">添付3 重要度評価の申立て制度</p> <p>1 目的</p> <p>本文書は、「白」、「黄」又は「赤」とされた検査指摘事項（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の<u>重要度等</u>評価結果に対する事業者からの申立て制度について定めるものである。なお、本申立て制度は、原子炉等規制法に基づく原子力規制検査における<u>重要度等</u>評価に関するものであり、行政不服審査法に基づく異議申立てとは異なるものである。</p> <p>2 申立ての前提</p> <p>原子力規制庁は、検査指摘事項の最終的な安全重要度<u>評価等</u>の結果に関して、以下の項目を完了しているものとする。なお、原子力規制庁が事業者に対し検査指摘事項の暫定的な重要度<u>評価等</u>を通知した後、事業者が意見聴取会の開催等、意見を述べることを求めなかった場合には、申立てを行うことができない。</p> <p>(1) 原子力検査官は、検査気付き事項について、その時点で利用できる限りの情報を用いて事業者のパフォーマンス劣化を明確にし、検査指摘事項が「緑」を超える可能性があるかと判断。</p> <p>(2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な安全重要度評価ガイドの附属書を用いて検査指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える）を評価。</p> <p>(3) 暫定的に評価された検査指摘事項について、<u>SERP</u>において評価が行われている。その後、原子力規制庁は、事業者に暫定的な結果を通知し、意見陳述の機会があることを提示。</p> <p>(4) 事業者が、意見陳述を要望した場合は、原子力規制庁は意見を聴取し、追加的な情報を踏まえ評価を変更する必要があるか否かを検討し、最終的な評価結果を通知。</p>	<p>2 検討事項</p> <p>「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき、以下の事項について検討を行う。</p> <p>(1) 「緑」を超える又は<u>追加対応</u>のある検査指摘事項の重要度評価及び<u>深刻度</u></p> <p>(2) 重要度<u>評価</u>結果に基づく規制措置の案</p> <p>(3) 対応区分の変更（判断が困難な事例に限る。）</p> <p>(4) その他</p> <p>3 構成員</p> <p>以下のとおりとする。なお、SERPの主査は、必要に応じて構成員を追加することができる。</p> <p>○担当部門管理官（主査）</p> <p>○検査監督総括課長</p> <p>○検査評価室長</p> <p style="text-align: center;">添付3 重要度評価の申立て制度</p> <p>1 目的</p> <p>本文書は、「白」、「黄」又は「赤」とされた検査指摘事項（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の<u>重要度</u>評価結果に対する事業者からの申立て制度について定めるものあり、行政不服審査法に基づく異議申立てとは異なるものである。</p> <p>2 申立ての前提</p> <p>原子力規制庁は、検査指摘事項の最終的な安全重要度<u>評価</u>の結果に関して、以下の項目を完了しているものとする。なお、原子力規制庁が事業者に対し検査指摘事項の暫定的な重要度<u>評価</u>を通知した後、事業者が意見聴取会の開催等、意見を述べることを求めなかった場合には、申立てを行うことができない。</p> <p>(1) 原子力検査官は、検査気付き事項について、その時点で利用できる限りの情報を用いて事業者のパフォーマンス劣化を明確にし、検査指摘事項が「緑」を超える可能性があるかと判断。</p> <p>(2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な安全重要度評価ガイドの附属書を用いて検査指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える）を評価。</p> <p>(3) 暫定的に評価された検査指摘事項について、<u>重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）</u>において評価が行われている。その後、原子力規制庁は、事業者に暫定的な結果を通知し、意見陳述の機会があることを提示。</p> <p>(4) 事業者が、意見陳述を要望した場合は、原子力規制庁は意見を聴取し、追加的な情報を踏まえ評価を変更する必要があるか否かを検討し、最終的な評価結果を通知。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>既に定義済みのため</p> <p>記載の適正化</p>
--	--	--

<p>3 申立ての要件</p> <p>「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。</p> <p>(1) 原子力規制庁による重要度評価等のプロセスが、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」等と一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。</p> <p>(2) 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度等評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。</p> <p>(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。</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある</p> <p>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。</p> <p>4 申立てに対する判定会合</p> <p>事業者からの申立てが、「3 申立ての要件」に合致するか判定するとともに、申立て内容の妥当性について検討を行うため別紙のとおり「申立てに対する判定会合」を開催する。判定会合においては、以下のいずれかの判断を行い、申立てに対する決定書について検討を行う。</p> <p>(1) 事業者の申立てが要件を満たさないために棄却することが適当</p> <p>(2) 重要度評価等結果の記載に不十分な点があるため、当該結果についてより詳細な説明が必要</p> <p>(3) 重要度評価等の過程に問題があり、当該評価のやり直しが必要</p> <p>5 申立て手順</p> <p>5.1 申立てプロセス</p> <p>(1) 事業者から申立てがあった場合には、判定会合の構成員は事業者から公開の場で異議の内容を聴取し、これを踏まえて判定会合で申立て内容の妥当性等について検討を行い、決定書案について検討を行う。</p> <p>(2) 申立てに対する判定会合の結果、4 (2)と判断された場合には、重要度評価等の結果の記載の修正について検討を行う。</p> <p>(3) 申立てに対する判定会合の結果、4 (3)と判断された場合には、SERPを開催して、重要度評価をやり直す。その結果の妥当性等については、改めて判定会合を開催し検討を行う。</p> <p>5.2 原子力規制委員会での審議及び事業者への通知</p>	<p>3 申立ての要件</p> <p>「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。</p> <p>(1) 原子力規制庁による重要度評価のプロセスが、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」と一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。</p> <p>(2) 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。</p> <p>(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。</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある</p> <p>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。</p> <p>4 申立てに対する判定会合</p> <p>事業者からの申立てが、「3 申立ての要件」に合致するか判定するとともに、申立て内容の妥当性について検討を行うため別紙のとおり「申立てに対する判定会合」を開催する。判定会合においては、以下のいずれかの判断を行い、申立てに対する決定書について検討を行う。</p> <p>(1) 事業者の申立てが要件を満たさないために棄却することが適当</p> <p>(2) 重要度評価結果の記載に不十分な点があるため、当該重要度評価結果についてより詳細な説明が必要</p> <p>(3) 重要度評価の過程に問題があり、当該重要度評価のやり直しが必要</p> <p>5 申立て手順</p> <p>5.1 申立てプロセス</p> <p>(1) 事業者から申立てがあった場合には、判定会合の構成員は事業者から公開の場で異議の内容を聴取し、これを踏まえて判定会合で申立て内容の妥当性等について検討を行い、決定書案について検討を行う。</p> <p>(2) 申立てに対する判定会合の結果、4 (2)と判断された場合には、重要度評価結果の記載の修正について検討を行う。</p> <p>(3) 申立てに対する判定会合の結果、4 (3)と判断された場合には、SERP 会合を開催して、重要度評価をやり直す。その結果の妥当性等については、改めて判定会合を開催し検討を行う。</p> <p>5.2 原子力規制委員会での審議及び事業者への通知</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>
---	--	---

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

別紙

申立てに対する判定会合の開催について

1 設置の趣旨

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

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

2 検討事項

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

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

3 会合の構成員

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

○構成員

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

添付4 リスク評価担当者に求められる役割

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

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

別紙

申立てに対する判定会合の開催について

1 設置の趣旨

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

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

2 検討事項

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

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

3 会合の構成員

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

○構成員

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

添付4 リスク評価担当者に求められる役割

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

記載の適正化

<p>1 リスク情報に基づいた規制活動</p> <p>(1) 原子力規制庁のリスク情報に基づいた規制活動全般を支援し、原子力規制庁の使命の達成に貢献する。</p> <p>(2) これらの貢献は、原子力規制検査全体に関連するリスク情報に基づいた活動を行うことにより達成する。</p> <p>2 リスク情報を活用した重要度評価の実施</p> <p>(1) 定量的及び定性的な評価手法と適用可能なガイドを使用して、原子力規制検査における検査指摘事項の安全重要度を評価する。</p> <p>(2) 重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）での重要度の評価のために、原子力検査官と協力して検査結果、リスク分析の詳細及び関連情報の概要を含む安全重要度評価結果を取りまとめる。</p> <p>(3) リスク情報に基づいた効果的な意思決定を支援するために、安全重要度評価に基づいて、提案又は推奨事項を SERP に提供する。</p> <p>3 原子力検査官を含む原子力規制庁職員への支援の提供</p> <p>(1) リスク情報を使用した検査計画及び関連するガイドの適用に対する重要度評価手順について、原子力規制庁職員を支援する。</p> <p>(2) 原子力検査官と連絡を取り、リスク情報を活用した検査の適用に関して共通理解を得る。</p> <p>4 重要度評価プログラムの継続的改善</p> <p>(1) 重要度評価プログラムの改善のために関連の会議に参加する。</p> <p>(2) 重要度評価関連のガイドの改善、関連する文書と付録、その他の原子力規制検査関連のガイドと検査手順の改善に係る検討に参画する。</p> <p>(3) 関係部署と連携し、リスク評価で使用する PRA モデルの品質を確保する。</p>	<p>1 リスク情報に基づいた規制活動</p> <p>(1) 原子力規制庁のリスク情報に基づいた規制活動全般を支援し、原子力規制庁の使命の達成に貢献する。</p> <p>(2) これらの貢献は、原子力規制検査全体に関連するリスク情報に基づいた活動を行うことにより達成する。</p> <p>2 リスク情報を活用した重要度評価の実施</p> <p>(1) 定量的及び定性的な評価手法と適用可能なガイドを使用して、原子力規制検査における検査指摘事項の安全重要度を評価する。</p> <p>(2) 重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）での重要度の評価のために、原子力検査官と協力して検査結果、リスク分析の詳細及び関連情報の概要を含む安全重要度評価結果を取りまとめる。</p> <p>(3) リスク情報に基づいた効果的な意思決定を支援するために、安全重要度評価に基づいて、提案又は推奨事項を SERP に提供する。</p> <p>3 原子力検査官を含む原子力規制庁職員への支援の提供</p> <p>(1) リスク情報を使用した検査計画及び関連するガイドの適用に対する重要度評価手順について、原子力規制庁職員を支援する。</p> <p>(2) 原子力検査官と連絡を取り、リスク情報を活用した検査の適用に関して共通理解を得る。</p> <p>4 重要度評価プログラムの継続的改善</p> <p>(1) 重要度評価プログラムの改善のために関連の会議に参加する。</p> <p>(2) 重要度評価関連のガイドの改善、関連する文書と付録、その他の原子力規制検査関連のガイドと検査手順の改善に係る検討に参画する。</p> <p>(3) 関係部署と連携し、リスク評価で使用する PRA モデルの品質を確保する。</p>	
---	---	--

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 1
出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 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 (GI0007_附属書 1 <u>r02</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3 2 開始条件 3</p> <p>別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問 4 別紙 2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問 6 別紙 3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問 9 別紙 4 外部事象のスクリーニングに関する質問 11</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力検査官が、プラント出力運転時に影響を及ぼす検査指摘事項に対して、スクリーニングに関する質問を使用し、重要度評価で「緑」と判断できるか、詳細リスク評価が必要か、又は、他の適用可能な附属書へ移行するかを判断するための簡易的な方法及び基準を示すものである。</p> <p>本附属書に示す重要度評価の方法は、発生防止、拡大防止・影響緩和及び閉じ込めの維持の監視領域に該当する出力運転時の検査指摘事項に適用されるものである。</p> <p>2 開始条件</p> <p>本附属書に記述される重要度評価は、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」添付 1「検査指摘事項の初期評価」の手順を経た後に実施される。</p> <p>別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</p>	<p 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 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 (GI0007_附属書 1 <u>r01</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3 2 開始条件 3</p> <p>別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問 4 別紙 2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問 6 別紙 3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問 9 別紙 4 外部事象のスクリーニングに関する質問 11</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力検査官が、プラント出力運転時に影響を及ぼす検査指摘事項に対して、スクリーニングに関する質問を使用し、重要度評価で「緑」と判断できるか、詳細リスク評価が必要か、又は、他の適用可能な附属書へ移行するかを判断するための簡易的な方法及び基準を示すものである。</p> <p>本附属書に示す重要度評価の方法は、発生防止、拡大防止・影響緩和及び閉じ込めの維持の監視領域に該当する出力運転時の検査指摘事項に適用されるものである。</p> <p>2 開始条件</p> <p>本附属書に記述される重要度評価は、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」添付 1「検査指摘事項の初期評価」の手順を経た後に実施される。</p> <p>別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>別紙 3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</p>	<p>改正に伴う修正</p>

別紙4 外部事象のスクリーニングに関する質問

○ 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	
<u>2</u>			

別紙1 発生防止のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）の起因となる事象

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

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 次へ進む

2. 劣化事象を合理的に評価した結果、当該検査指摘事項は、LOCAの緩和に使用される別の系統に影響を与える可能性があるか。（例えば、インターフェースシステムLOCA）

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

B. 過渡事象の起因となる事象

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

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

C. サポート系統に係る起因事象

別紙4 外部事象のスクリーニングに関する質問

○ 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	

別紙1 発生防止のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）の起因となる事象

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

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 次へ進む

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

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

B. 過渡事象の起因となる事象

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

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

C. サポート系統に係る起因事象

改正に伴う修正

記載の適正化
・表現の簡素化

<p>1. <u>その機能劣化は、実際にサポートシステムの完全又は部分的な喪失という結果になったか。(例えば、補機冷却水系喪失、海水系喪失及び制御用空気系喪失、交流電源喪失、直流電源喪失。)</u></p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → <u>次へ進む</u></p> <p>2. <u>その機能喪失はプラントトリップに至るようなサポートシステムの喪失の可能性を増加させたか。</u></p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象</p> <p>検査指摘事項は、蒸気発生器の1本の伝熱管が、通常の定格出力での内外差圧の3倍(3ΔPN0)を持続できない劣化状態を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>E. 外部事象に係る起因事象</p> <p>検査指摘事項は、火災又は内部溢水の起因事象の頻度に影響するか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>別紙2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 緩和系の構築物・系統・機器(SSC)及び機能性(反応度制御系統を除く)</p> <p>1. 検査指摘事項が、緩和系のSSCの設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該SSCはその動作可能性又は機能性を維持しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 「緑」とする <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、系統又は機能、あるいは両方の喪失を示しているか。</p>	<p><u>検査指摘事項は、起因事象の可能性又は原因に寄与し、かつ緩和機器に影響を及ぼすサポートシステムの完全又は部分的な喪失を含むか。サポートシステムの起因事象の例は、外部電源喪失、直流電源喪失、交流電源喪失、補機冷却水系喪失、海水系喪失及び制御用空気系喪失である。</u></p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象</p> <p>検査指摘事項は、蒸気発生器の1本の伝熱管が、通常の定格出力での内外差圧の3倍(3ΔPN0)を持続できない劣化状態を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>E. 外部事象に係る起因事象</p> <p>検査指摘事項は、火災又は内部溢水の起因事象の頻度に影響するか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>別紙2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 緩和系の構築物・系統・機器(SSC)及び機能性(反応度制御系統を除く)</p> <p>1. 検査指摘事項が、緩和系のSSCの設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該SSCはその動作可能性又は機能性を維持しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 「緑」とする <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、系統又は機能、あるいは両方の喪失を示しているか。</p>	<p>運用の明確化 ・最新のIMC0609 Appendix A (2020.11.30)の改訂を反映</p> <p>運用の明確化 ・最新のIMC0609 Appendix A (2020.11.30)の改訂を反映</p>
--	---	---

<p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、少なくとも1トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間（AOT）を超えて実際に機能喪失していること、又は、2つの分離された安全システムがそのAOTを超えて供用外になっていることを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>4. 検査指摘事項は、事業者の保全プログラムにおいて、保全重要度は高と規定されているが、保安規定上の要求がない機器の1つ以上のトレインが実際に24時間を超えて機能を喪失していることを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>B. 外部事象緩和システム（地震、<u>溢水</u>又は悪天候による劣化）</p> <p>検査指摘事項は、地震、溢水または悪天候に係る起因事象を緩和するために特別に設計された機器又は機能（例えば、耐震スナバ、溢水バリア又は竜巻用扉）の喪失又は劣化に関するものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 別紙4へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>C. 反応度制御系統</p> <p>1. 検査指摘事項は、原子炉スクラムの起因となる1つの原子炉保護系（RPS）トリップ信号に影響を与えると同時に、他の多重性のあるトリップの機能又は原子炉停止に係る多様性のある方法（例えば、ほかの自動RPSトリップ、代替制御棒挿入、又は手動原子炉トリップ能力）に対して影響を与えたか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → <u>「緑」とする</u></p>	<p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、少なくとも1トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間（AOT）を超えて実際に機能喪失していること、又は、2つの分離された安全システムがそのAOTを超えて供用外になっていることを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>4. 検査指摘事項は、事業者の保全プログラムにおいて、保全重要度は高と規定されているが、保安規定上の要求がない機器の1つ以上のトレインが実際に24時間を超えて機能を喪失していることを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>B. 外部事象緩和システム（地震、<u>火災、溢水</u>又は悪天候による劣化）</p> <p>検査指摘事項は、地震、溢水または悪天候に係る起因事象を緩和するために特別に設計された機器又は機能（例えば、耐震スナバ、溢水バリア又は竜巻用扉）の喪失又は劣化に関するものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 別紙4へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>C. 反応度制御系統</p> <p>1. 検査指摘事項は、原子炉スクラムの起因となる1つの原子炉保護系（RPS）トリップ信号に影響を与えると同時に、他の多重性のあるトリップの機能又は原子炉停止に係る多様性のある方法（例えば、ほかの自動RPSトリップ、代替制御棒挿入、又は手動原子炉トリップ能力）に対して影響を与えたか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → <u>次へ進む</u></p> <p><u>2. 検査指摘事項は、意図せず正の反応度が添加される運転操作（例えば、ヒューマンエラーによるホウ素の誤希釈、冷水注入、制御棒の誤操作、再循環ポンプ速度制御）に関するものか。</u></p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → <u>附属書9へ進む</u></p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → <u>次へ進む</u></p> <p><u>3. 検査指摘事項は、運転員による反応度管理の失敗という結果になったものか（例えば、原子炉出力が制限値を超えている、又は運転員が運転中に反応度の変化を予測し、制御できない）。</u></p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>運用の明確化 ・最新のIMC0609 Appendix A (2020.11.30)の改訂を反映（被覆管の健全性の項目に移動）</p>
--	--	--

<p>D. 消防隊</p> <p>1. 検査指摘事項は、消防隊の訓練及び資格要件、又は要員の配置に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、そして当該検査指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。 <input type="checkbox"/> 消防隊の要員が不足していた全体の時間（暴露時間）は短かった（2時間未満であった）。 <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも1つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 消防隊の対応時間は、その他の深層防護の要素により緩和された。（区域の可燃物持込み制限を超過しなかった、火災検知システムが機能した、安全停止の代替手段が影響を受けなかったなどの要素） <input type="checkbox"/> 当該検査指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関するものであった。 <input type="checkbox"/> 事業者は、適切な火災防護補完措置を整備していた。 <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも1つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 劣化した火災バリアはなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。 <input type="checkbox"/> 消火器又は消火ホースが所在不明となった時間は短く、ほかの消火器又は消火ホース格納庫が近くにあった。 <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも1つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. D. 1. a、D. 2. a または D. 3. a の下のボックスのいずれにも該当しない → 附属書9へ進む。</p>	<p><input type="checkbox"/> a. <u>はい → 附属書9へ進む</u></p> <p><input type="checkbox"/> b. <u>いいえ → 「緑」とする</u></p> <p>D. 消防隊</p> <p>1. 検査指摘事項は、消防隊の訓練及び資格要件、又は要員の配置に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、そして当該検査指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。 <input type="checkbox"/> 消防隊の要員が不足していた全体の時間（暴露時間）は短かった（2時間未満であった）。 <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも1つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 消防隊の対応時間は、その他の深層防護の要素により緩和された。（区域の可燃物持込み制限を超過しなかった、火災検知システムが機能した、安全停止の代替手段が影響を受けなかったなどの要素） <input type="checkbox"/> 当該検査指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関するものであった。 <input type="checkbox"/> 事業者は、適切な火災防護補完措置を整備していた。 <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも1つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 劣化した火災バリアはなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。 <input type="checkbox"/> 消火器又は消火ホースが所在不明となった時間は短く、ほかの消火器又は消火ホース格納庫が近くにあった。 <p><input type="checkbox"/> b. 上記の項目のうち少なくとも1つが該当する → 「緑」とする</p> <p><input type="checkbox"/> c. D. 1. a、D. 2. a または D. 3. a の下のボックスのいずれにも該当しない → 附属書9へ進む。</p>	
---	---	--

A. 燃料被覆管の健全性

1. 検査指摘事項は、意図せず正の反応度が添加される運転操作（例えば、ヒューマンエラーによるホウ素の誤希釈、冷水注入、制御棒の誤操作、再循環ポンプ速度制御）に関するものか。

a. はい → 附属書9へ進む

b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、被覆管の健全性を脅かすような運転員による反応度管理の失敗という結果になったものか（例えば、原子炉出力が制限値を超えている、運転員が運転中に反応度の変化を予測し、制御できない）。

a. はい → 附属書9へ進む

b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、被覆管の健全性を脅かすような異物管理の失敗又は冷却材の水質管理の失敗という結果になったものか（例えば、ルースパーツ）。

a. はい → 附属書9へ進む

b. いいえ → 次へ進む

4. 検査指摘事項は、放射性物質の放出となるような燃料取り扱いの不備、燃料集合体の落下、燃料集合体の誤配置、炉心や燃料装荷ルート内でのクレーン操作が元となって、被覆管の健全性を脅かすようなものか。

a. はい → 附属書9へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

B. 原子炉冷却材系統（RCS）バウンダリ

検査指摘事項は、原子炉圧力容器破損の防護に関する規制要求に対し、潜在的な不適合を有しているか。（例えば、圧力—温度の制限、加圧熱衝撃問題）

a. はい → 附属書9へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

C. 原子炉格納容器の閉じ込め

1. 検査指摘事項は、原子炉格納容器における実際の貫通部、開口部（バルブ又はエアロック等）格納容器

(新設)

A. 原子炉冷却材系統（RCS）バウンダリ（例えば、加圧熱衝撃問題）

RCSバウンダリに該当する場合は、詳細なリスク評価部へ進む

B. 原子炉格納容器の閉じ込め

1. 検査指摘事項は、原子炉格納容器における貫通部、開口部（バルブ又はエアロック等）格納容器隔離シ

運用の明確化

・最新の IMC0609 Appendix A (2020. 11. 30) の改訂を反映（被覆管の健全性の項目に移動）

運用の明確化

・最新の IMC0609 Appendix A (2020. 11. 30) の改訂を反映。

運用の明確化

・最新の IMC0609 Appendix A

<p>隔離システム（論理回路と計装）の故障、格納容器内圧管理設備（耐圧強化ベント含む）の故障及び格納容器熱除去設備の故障に関するものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、原子炉格納容器内の水素イグナイター等の実際の水素対策設備の機能低下を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>D. 制御室、補助建屋、原子炉建屋又は使用済燃料プール建屋</p> <p>1. 検査指摘事項は、制御室、補助建屋、原子炉建屋、使用済燃料プール建屋又は非常用ガス処理系統（BWR）の放射線バリア機能の劣化のみを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 「緑」とする <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、煙または有毒ガスに対する制御室のバリア機能の低下を示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>D. 使用済燃料プール（SFP）</p> <p>1. 検査指摘事項は、使用済燃料プールの温度が、保安規定の運転上の制限に定める制限値を超過するような使用済燃料プールからの崩壊熱除去機能に悪影響を及ぼすか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、燃料取り扱いミス、燃料集合体の落下、キャスクの落下又は SFP 上のクレーン操作が元となって、燃料被覆管が機械的損傷を起こし、有意な放射性核種の放出を引き起すようなものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む（適用可能な場合は附属書 3 を参照） <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、保安規定の運転上の制限に定める水位の制限値を下回るような使用済燃料プール水の減少をもたらすか。</p>	<p>システム（論理回路と計装）及び格納容器熱除去設備に関するものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、原子炉格納容器内の水素イグナイター等の水素対策設備の機能低下を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>C. 制御室、補助建屋、原子炉建屋又は使用済燃料プール建屋</p> <p>1. 検査指摘事項は、制御室、補助建屋、原子炉建屋、使用済燃料プール建屋又は非常用ガス処理系統（BWR）の放射線バリア機能の劣化のみを示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 「緑」とする <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、煙または有毒ガスに対する制御室のバリア機能の低下を示しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>D. 使用済燃料プール（SFP）</p> <p>1. 検査指摘事項は、使用済燃料プールの温度が、保安規定の運転上の制限に定める制限値を超過するような使用済燃料プールからの崩壊熱除去機能に悪影響を及ぼすか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、燃料取り扱いミス、燃料集合体の落下、キャスクの落下又は SFP 上のクレーン操作が元となって、燃料被覆管が機械的損傷を起こし、有意な放射性核種の放出を引き起すようなものか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書 9 へ進む（適用可能な場合は附属書 3 を参照） <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、保安規定の運転上の制限に定める水位の制限値を下回るような使用済燃料プール水の減少をもたらすか。</p>	<p>(2020. 11. 30) の改訂を反映。</p> <p>運用の明確化 ・最新の IMC0609 Appendix A (2020. 11. 30) の改訂を反映。</p>
--	--	---

<p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>4. 検査指摘事項は、SFP 中性子吸収材、燃料集合体配置ミス（すなわち、燃料装荷パターンエラー）又はホウ素濃度（PWRのみ）に影響を与えるか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p style="text-align: center;">別紙4 外部事象のスクリーニングに関する質問</p> <p>1. 機器又は安全機能が、完全に故障した又は利用不能であると仮定した場合、以下の3つの状態のいずれかに該当するか。</p> <p>外部事象の発生中において、影響緩和として意図されていた機器又は機能そのものが喪失したことは、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラントトリップまたは起因事象を引き起こし得る。 ・複数から成るトレインの系統又は機能のうちの2つ以上のトレインを劣化させ得る。 ・リスク上重要な系統又は機能をサポートする系統の1つ以上のトレインを劣化させ得る。 <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、事業者がPRAや類似の分析で特定した、外部事象による炉心損傷事故シーケンス（すなわち、地震、溢水又は悪天候事象によって発生）に寄与する安全機能の全喪失を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>4. 検査指摘事項は、SFP 中性子吸収材、燃料集合体配置ミス（すなわち、燃料装荷パターンエラー）又はホウ素濃度（PWRのみ）に影響を与えるか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p style="text-align: center;">別紙4 外部事象のスクリーニングに関する質問</p> <p>1. 機器又は安全機能が、完全に故障した又は利用不能であると仮定した場合、以下の3つの状態のいずれかに該当するか。</p> <p>外部事象の発生中において、影響緩和として意図されていた機器又は機能そのものが喪失したことは、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラントトリップまたは起因事象を引き起こし得る。 ・複数から成るトレインの系統又は機能のうちの2つ以上のトレインを劣化させ得る。 ・リスク上重要な系統又は機能をサポートする系統の1つ以上のトレインを劣化させ得る。 <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 検査指摘事項は、事業者がPRAや類似の分析で特定した、外部事象による炉心損傷事故シーケンス（すなわち、地震、溢水又は悪天候事象によって発生）に寄与する安全機能の全喪失を含むか。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 詳細なリスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	
---	---	--

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 3
従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p 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3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド (G10007_附属書3_r02)</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 3</p> <p>2 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価 3</p> <p>2.1 平均集団線量の評価 3</p> <p>2.2 作業活動における集団線量の評価 3</p> <p>3 放射線管理の安全重要度評価 3</p> <p>3.1 線量限度及び等価線量の超過の評価 3</p> <p>3.2 線量限度超過の可能性における評価 4</p> <p>3.3 線量の評価能力に関する評価 4</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、<u>従業員（放射線業務従事者及び放射線業務従事者以外の者で原子力施設に立ち入る者をいう。以下同じ。）</u>に対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</p> <p>事業者は従業員の放射線安全について、合理的に達成可能な限り低い被ばく線量を達成するために、法令等により放射線防護を行うことが要求されている。</p> <p>原子力規制検査においては、事業者が従業員の被ばくを低減するために行う適切な対策の実施状況又は被ばくを低減する可能性のある方法の使用状況について事業者のパフォーマンスを検査する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書により安全重要度の評価を<u>行う。</u></p> <p><u>なお、核燃料施設等の安全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。</u></p> <p>2 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価</p> <p>2.1 平均集団線量の評価（別紙1参照）</p>	<p 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3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド (G10007_附属書3_r01)</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 3</p> <p>2 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価 3</p> <p>2.1 平均集団線量の評価 3</p> <p>2.2 作業活動における集団線量の評価 3</p> <p>3 放射線被ばく管理の安全重要度評価 3</p> <p>3.1 線量限度及び等価線量の超過の評価 3</p> <p>3.2 線量限度超過の可能性における評価 4</p> <p>3.3 線量の評価能力に関する評価 4</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、<u>従業員</u>に対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</p> <p>事業者は従業員の放射線安全について、合理的に達成可能な限り低い従業員の被ばく線量を達成するために、法令等により放射線防護を行うことが要求されている。</p> <p>原子力規制検査においては、事業者が従業員の被ばくを低減するために行う適切な対策の実施状況又は被ばくを低減する可能性のある方法の使用状況について事業者のパフォーマンスを検査する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書により安全重要度の評価を<u>行う。</u></p> <p>2 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価</p> <p>2.1 平均集団線量の評価（別紙1参照）</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>運用の明確化 ・区域管理等も含むことを明確化。</p> <p>運用の明確化 ・放射線業務従事者以外の者の被ばく時も安全重要度評価が行えることの明確化</p> <p>記載の適正化 ・核燃料施設等の対応が可能となる</p>

<p>(1) 安全重要度評価に当たっては、まず事業者の直近の過去3年の平均集団線量と、過去10年間（1999年～2008年）における1基当たりの年間集団線量（中央値）の平均値と比較し、事業者の全体的なALARAのパフォーマンスを評価する。</p> <p>(2) 当該過去3年の平均集団線量が、PWRについて1.07人・Sv/基又はBWRについて1.22人・Sv/基を下回る場合には、安全重要度は「緑」と評価する。この数値を超える場合には、次のステップに進む。</p> <p>2.2 作業活動における集団線量の評価</p> <p>(1) ALARA計画又は作業管理のために関連業務をグループ化した作業活動における実際の集団線量を基に評価を行う。この作業活動における実際の集団線量が、0.25人・Svを超える場合には、「白」と評価する。作業活動における実際の集団線量が0.25人・Sv以下の場合には、次のステップに進む。</p> <p>(2) 評価期間中（過去2年）、実際の集団線量が0.05人・Svを超え、かつ計画された線量の50%を超える作業活動の件数が5件を超える場合には、「白」、4件以下の場合には「緑」と評価する。</p> <p>(3) なお、評価に当たっては、恣意的に作業活動を分割していないか、前例や作業の状況等を踏まえ事業者が適切に作業活動を設定しているか留意する。</p> <p>3 放射線管理の安全重要度評価</p> <p>3.1 線量限度及び等価線量の超過の評価</p> <p>(1) 放射線業務従事者の被ばく</p> <p>放射線管理が不適切であったため、法令に定める放射線業務従事者の線量限度を超過した場合は、安全重要度は最低でも「白」と評価される。</p> <p>(ア) 「白」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）を超えたが、その限度の2倍以下である場合（管理区域内における高い放射線量又は汚染により特別措置が必要な区域（以下「高放射線汚染区域」という。）を除く。）</p> <p>b. 皮膚の被ばくに関しては、法令に定める等価線量限度を超えたが、その5倍以下である場合</p> <p>(イ) 「黄」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）の2倍を超えたが、その限度の5倍以下である場合</p> <p>b. 高放射線汚染区域において、法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）を超えたが、その限度の2倍以下である場合</p> <p>c. 皮膚被ばくに関しては、法令に定める等価線量限度の5倍を超える場合</p> <p>(ウ) 「赤」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）の5倍を超える場合</p>	<p>(1) 安全重要度評価に当たっては、まず事業者の直近の過去3年の平均集団線量と、過去10年間（1999年～2008年）における1基当たりの年間集団線量（中央値）の平均値と比較し、事業者の全体的なALARAのパフォーマンスを評価する。</p> <p>(2) 当該過去3年の平均集団線量が、PWRについて1.07人・Sv/基又はBWRについて1.22人・Sv/基を下回る場合には、安全重要度は「緑」と評価する。この数値を超える場合には、次のステップに進む。</p> <p>2.2 作業活動における集団線量の評価</p> <p>(1) ALARA計画又は作業管理のために関連業務をグループ化した作業活動における実際の集団線量を基に評価を行う。この作業活動における実際の集団線量が、0.25人・Svを超える場合には、「白」と評価する。作業活動における実際の集団線量が0.25人・Sv以下の場合には、次のステップに進む。</p> <p>(2) 評価期間中（過去2年）、実際の集団線量が0.05人・Svを超え、かつ計画された線量の50%を超える作業活動の件数が5件を超える場合には、「白」、4件以下の場合には「緑」と評価する。</p> <p>(3) なお、評価に当たっては、恣意的に作業活動を分割していないか、前例や作業の状況等を踏まえ事業者が適切に作業活動を設定しているか留意する。</p> <p>3 放射線被ばく管理の安全重要度評価</p> <p>3.1 線量限度及び等価線量の超過の評価</p> <p>(新設)</p> <p>従業員の被ばく管理等が不適切であったため、法令に定める線量限度を超過した場合は、安全重要度は最低でも「白」と評価される。</p> <p>(1) 「白」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）を超えたが、その限度の2倍以下である場合（管理区域内における高い放射線量又は汚染により特別措置が必要な区域（以下「高放射線汚染区域」という。）を除く。）</p> <p>b. 皮膚の被ばくに関しては、法令に定める等価線量限度を超えたが、その5倍以下である場合</p> <p>(2) 「黄」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）の2倍を超えたが、その限度の5倍以下である場合</p> <p>b. 高放射線汚染区域において、法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）を超えたが、その限度の2倍以下である場合</p> <p>c. 皮膚被ばくに関しては、法令に定める等価線量限度の5倍を超える場合</p> <p>(3) 「赤」と判断</p> <p>a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）の5倍を超える場合</p>	<p>よう読み替えを追記。</p> <p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線業務従事者の基準であることの明確化 記載の適正化
---	--	--

(2) 放射線業務従事者以外の者で原子力施設に立ち入る者の被ばく

放射線管理が不適切であったため、法令等に定める一時的立入者の測定に係る線量を超過したまたはそのおそれがある場合は、安全重要度は最低でも「白」と評価される。

(ア)「白」と判断

a. 実効線量が「放射線を放出する同位元素の数量等を定める件（平成12年10月23日 科学技術庁告示第5号）」に定める一時的立入者の測定に係る線量(100マイクロシーベルト)を超え、1ミリシーベルト以下であるまたはそのおそれがある場合

(イ)「黄」と判断

a. 被ばくによる実効線量が1ミリシーベルトを超え、5ミリシーベルト以下であるまたはそのおそれがある場合

(ウ)「赤」と判断

a. 被ばくによる実効線量が5ミリシーベルトを超えるまたはそのおそれがある場合

3.2 線量限度超過の可能性における評価

放射線業務従事者の被ばくについて、結果的に法令に定める線量限度及び等価線量限度を超えなくとも、超える可能性があった場合は、安全重要度が高いと判断される場合がある。事業者が状況に応じて線量限度を超えないよう十分な管理を実施したかという問題であり、評価に当たっては以下について考慮する。

- 時 間：被ばく時間が相当程度長くなる可能性があったか
- 放射線源強度：放射線源がかなり強い可能性があったか
- 距 離：放射線業務従事者が、放射線源に近づく可能性があったか
- 遮へい：意図しない遮へい（例えば、線源を遮っている機器類）が取り除かれる可能性があったか

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

3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価

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

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

(新設)

3.2 線量限度超過の可能性における評価

従業者の被ばくについて、結果的に法令に定める線量限度及び等価線量限度を超えなくとも、超える可能性があった場合は、安全重要度が高いと判断される場合がある。事業者が状況に応じて線量限度を超えないよう十分な管理を実施したかという問題であり、評価に当たっては以下について考慮する。

- 時 間：被ばく時間が相当程度長くなる可能性があったか
- 放射線源強度：放射線源がかなり強い可能性があったか
- 距 離：従業者が、放射線源に近づく可能性があったか
- 遮へい：意図しない遮へい（例えば、線源を遮っている機器類）が取り除かれる可能性があったか

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

3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価

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

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

運用の明確化

- ・放射線業務従事者以外の者の被ばく時の安全重要度評価の考えを追記。（しきい値は一時的立入者の被ばく測定不要値。）
- ・被ばくのおそれがある場合も適用範囲内とした。

運用の明確化

- ・3.2は放射線業務従事者に限定

記載の適正化

1	2021/07/21	<ul style="list-style-type: none"> ○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 <ul style="list-style-type: none"> ①線量の評価能力に関する重要度評価について、個別の不備ではなく、事業者の総合的な線量評価能力を評価する項目であることを明記（附属書3 3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価） ○記載の適正化 	
<u>2</u>			

1	2021/07/21	<ul style="list-style-type: none"> ○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 <ul style="list-style-type: none"> ①線量の評価能力に関する重要度評価について、個別の不備ではなく、事業者の総合的な線量評価能力を評価する項目であることを明記（附属書3 3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価） ○記載の適正化 	
---	------------	---	--

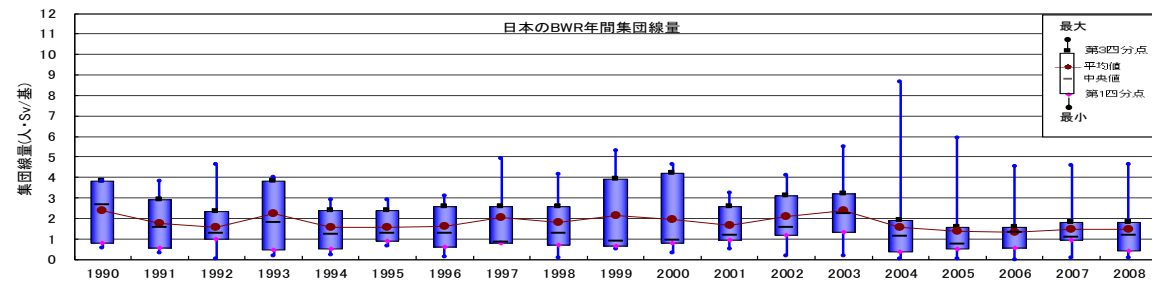
改正に伴う修正

別紙1 実用発電用原子炉施設1基当たりの集団線量の推移

<BWR>

(人・Sv/基)

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



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

<PWR>

(人・Sv/基)

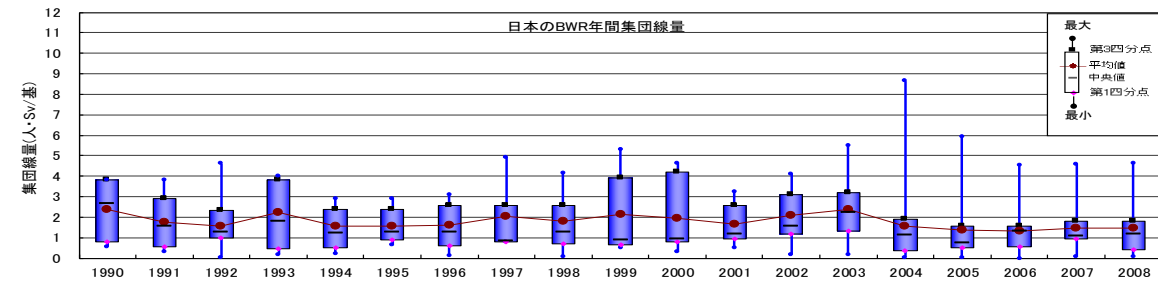
	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
最大値	1.57	1.42	1.72	1.27	1.84	3.66	1.59	2.24	2.80	3.27
最小値	0.32	0.51	0.69	0.30	0.65	0.34	0.22	0.33	0.63	0.69
平均値	1.02	1.03	1.27	1.00	1.07	1.25	0.97	1.09	1.35	1.57
中央値	0.96	1.21	1.27	1.02	0.93	1.01	0.91	1.03	0.82	1.52

別紙1 実用発電用原子炉施設1基当たりの集団線量の推移

<BWR>

(人・Sv/基)

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

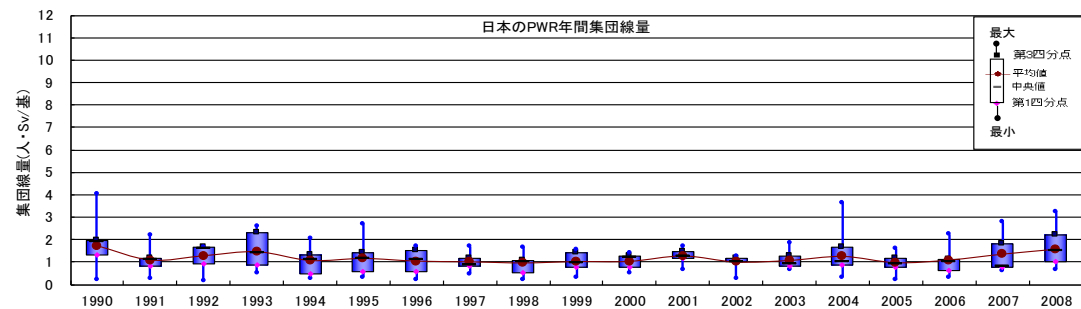


出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

<PWR>

(人・Sv/基)

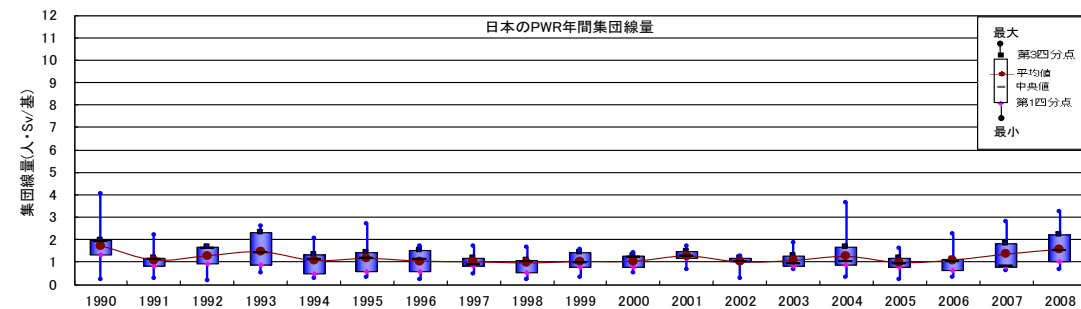
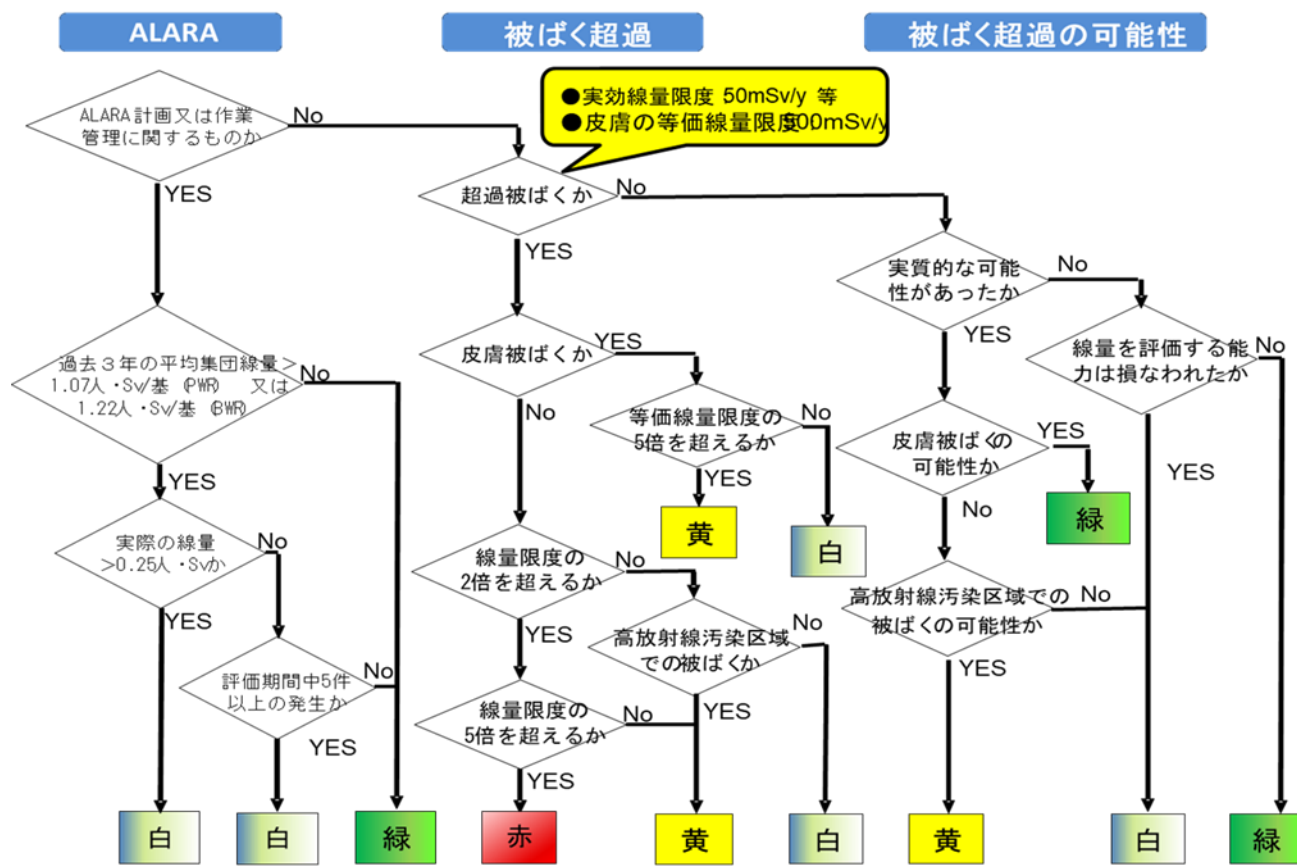
	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
最大値	1.57	1.42	1.72	1.27	1.84	3.66	1.59	2.24	2.80	3.27
最小値	0.32	0.51	0.69	0.30	0.65	0.34	0.22	0.33	0.63	0.69
平均値	1.02	1.03	1.27	1.00	1.07	1.25	0.97	1.09	1.35	1.57
中央値	0.96	1.21	1.27	1.02	0.93	1.01	0.91	1.03	0.82	1.52



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

別紙2 安全重要度評価のフロー図

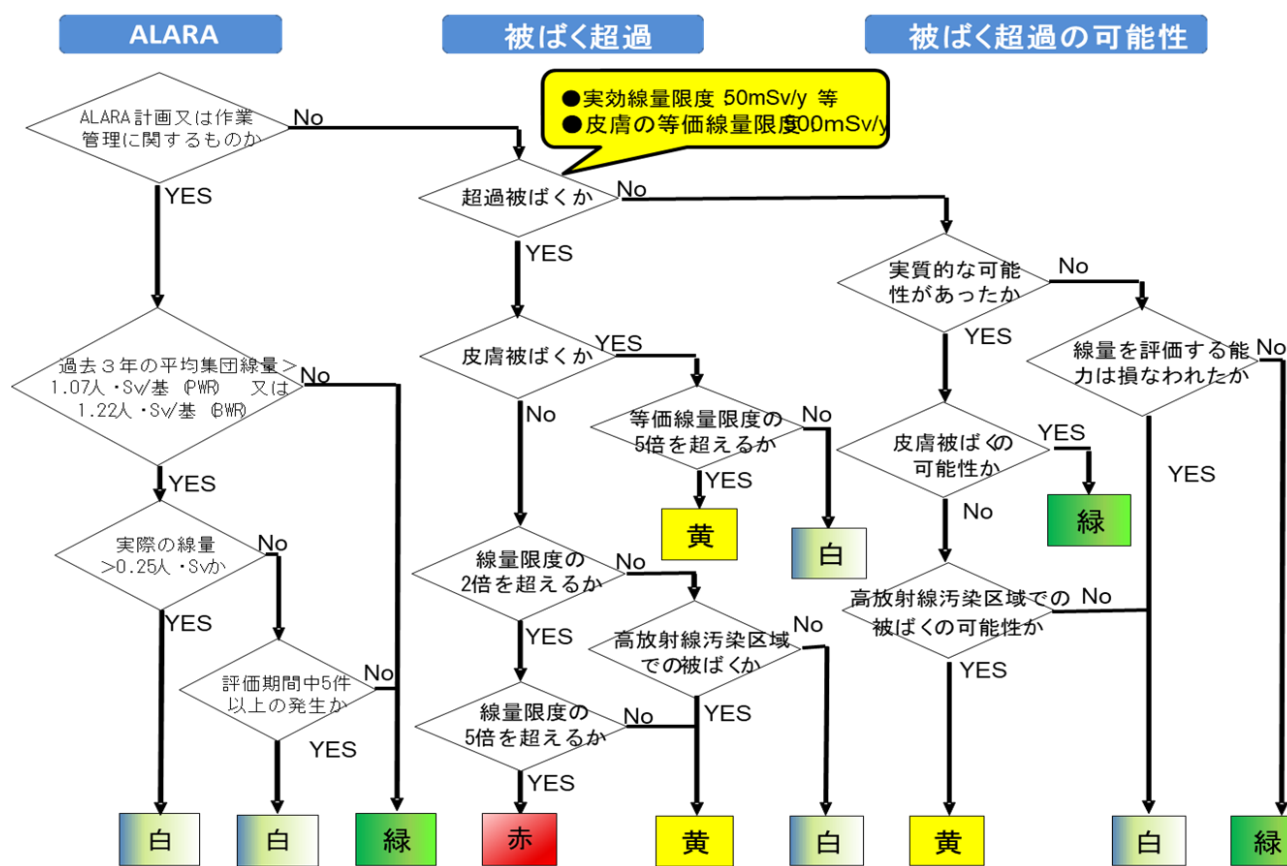
1. 放射線業務従事者の被ばくに関する場合



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

別紙2 安全重要度評価のフロー図

(新規)



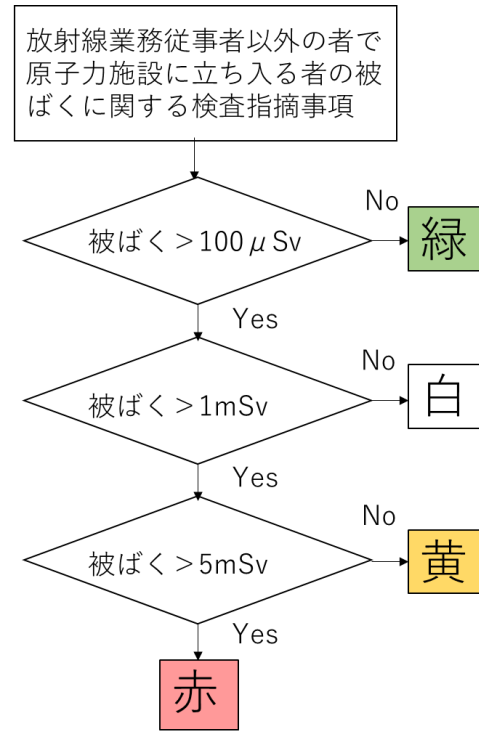
運用の明確化
・放射線業務従事者の被ばくに関する場合であることを明確化

2. 放射線業務従事者以外の者で原子力施設に立ち入る者の被ばくに関する場合

(新規)

運用の明確化

- 放射線業務従事者以外の者の被ばくに関する場合であることを明確化



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

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 5_r02)</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 3</p> <p>2 安全重要度評価の手順 3</p> <p>3 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ 1） 3</p> <p>3.1 概要 3</p> <p>3.2 フェーズ 1 のスクリーニング 5</p> <p>4 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ 2） 12</p> <p>4.1 概要 12</p> <p>4.2 定量評価の位置付け 12</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ 2 評価（定量評価） 12</p> <p>添付 1 火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート 22</p> <p>添付 2 劣化評価指針 28</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、火災防護における深層防護に係る事業者のパフォーマンス劣化に関する安全重要度の評価に適用する。火災防護における深層防護とは、具体的に以下の要素である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 火災の発生を防止すること ● 火災を早期に感知して速やかに消火すること ● 火災が速やかに鎮火しない場合、安全停止するための原子炉の機能を防護すること <p>2 安全重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する安全重要度評価は、フェーズ 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、非常に低い安全重要度（緑）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 style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 5_r01)</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 3</p> <p>2 安全重要度評価の手順 3</p> <p>3 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ 1） 3</p> <p>3.1 概要 3</p> <p>3.2 フェーズ 1 のスクリーニング 5</p> <p>4 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ 2） 12</p> <p>4.1 概要 12</p> <p>4.2 定量評価の位置付け 12</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ 2 評価（定量評価） 12</p> <p>添付 1 火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート 22</p> <p>添付 2 劣化評価指針 28</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、火災防護における深層防護に係る事業者のパフォーマンス劣化に関する安全重要度の評価に適用する。火災防護における深層防護とは、具体的に以下の要素である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 火災の発生を防止すること ● 火災を早期に感知して速やかに消火すること ● 火災が速やかに鎮火しない場合、安全停止するための原子炉の機能を防護すること <p>2 安全重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する安全重要度評価は、フェーズ 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、非常に低い安全重要度（緑）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>	改正に伴う修正

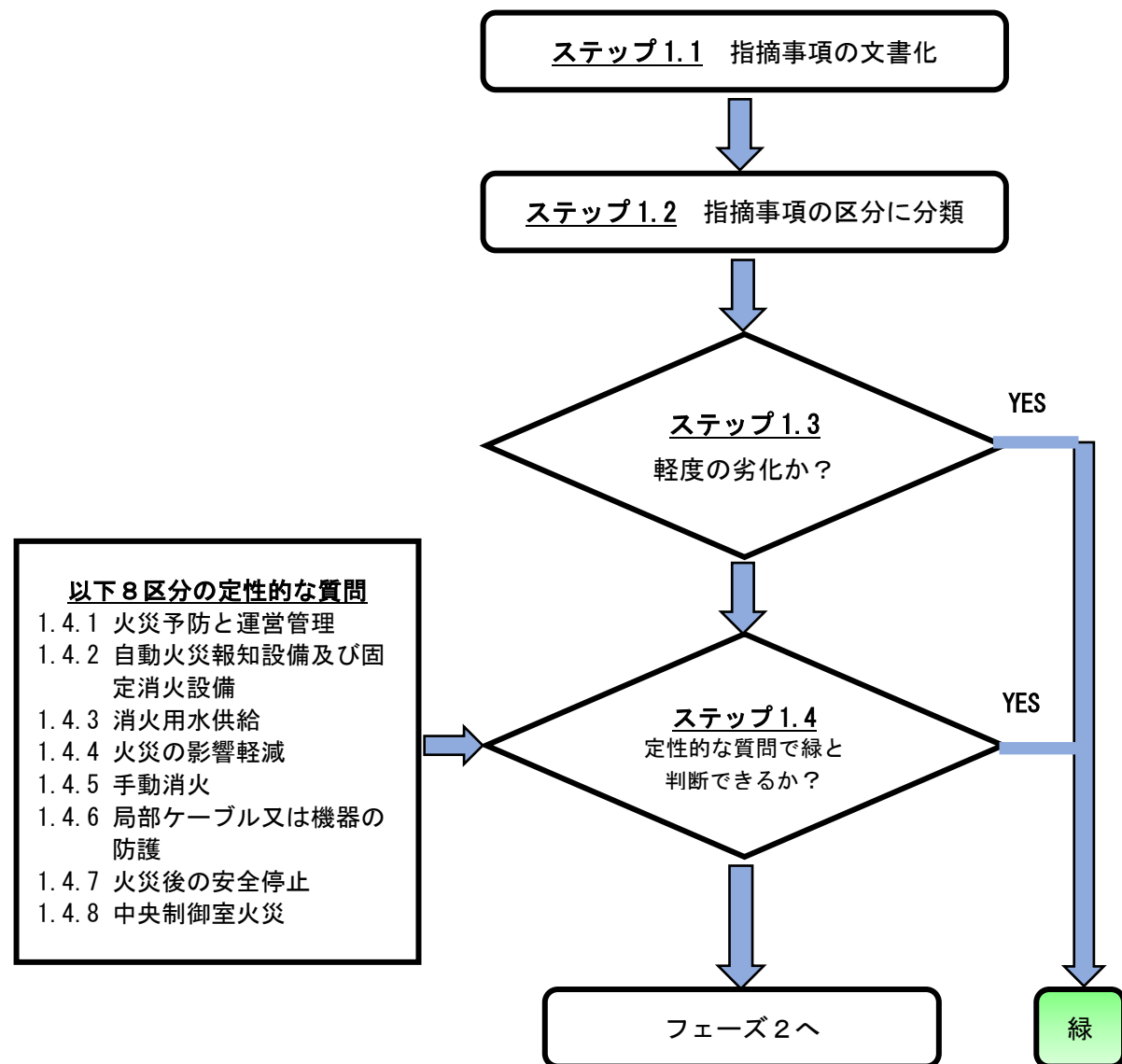
フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を
用いた定量的な手法に基づき安全重要度評価を行う。

3 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ1）

3.1 概要

フェーズ1では、原子力検査官が非常に低い安全重要度（緑）の検査指摘事項を特定するためにスクリーニングを行う。検査指摘事項のスクリーニングにより、「緑」と判定した場合には、フェーズ2の評価を行わない。フェーズ1のスクリーニングにより「緑」と評価できない場合にはフェーズ2へ進み、さらに安全重要度の評価を行う。

図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず、特徴付けされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき区分化される（ステップ1.2）。次に、当該検査指摘事項について劣化の高低が添付2の劣化評価指針に基づき判定され、低劣化の検査指摘事項は緑に選別される（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で指定された検査指摘事項の区分に基づき一連の定性的質問を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。



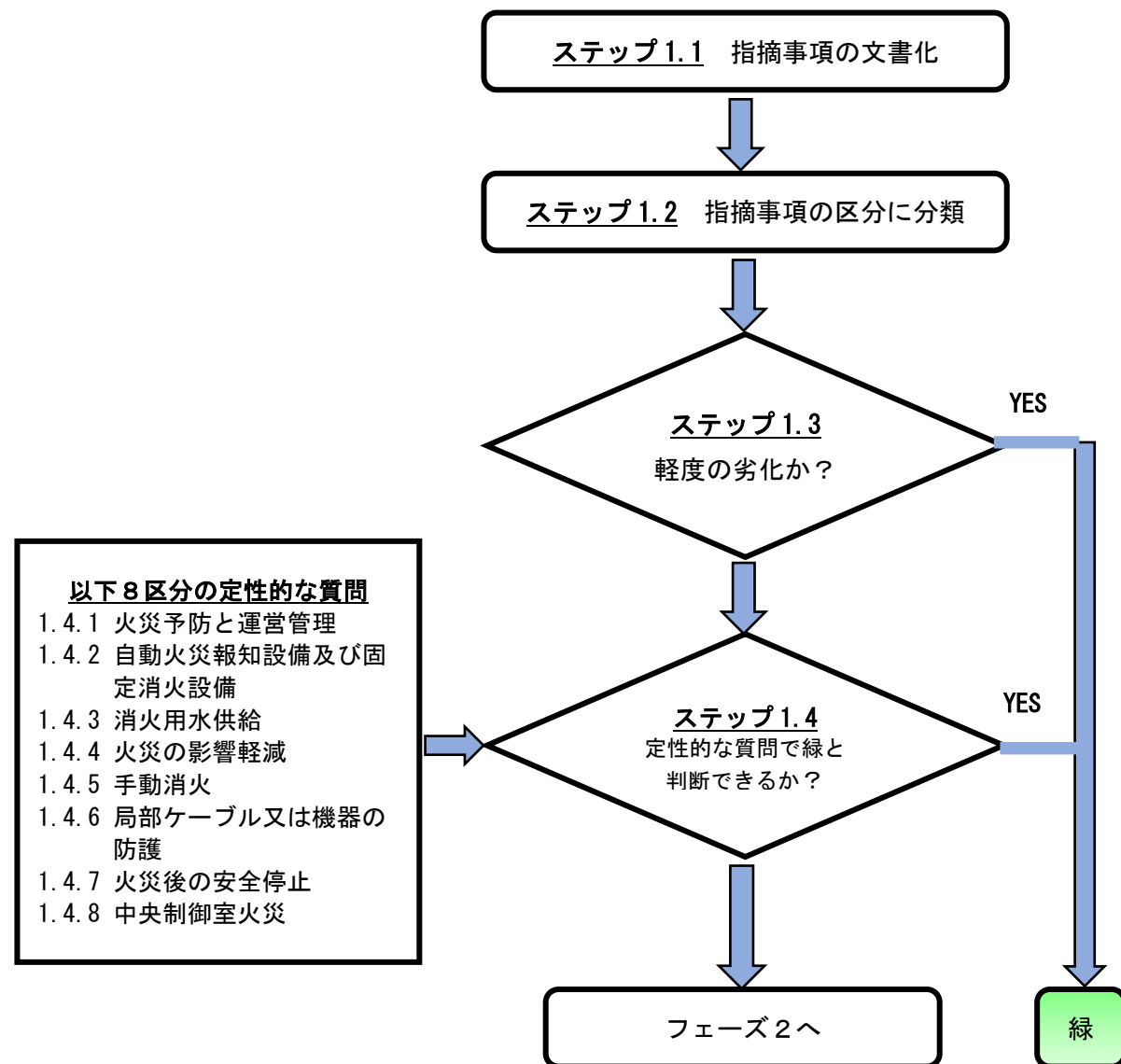
フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を
用いた定量的な手法に基づき安全重要度評価を行う。

3 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ1）

3.1 概要

フェーズ1では、原子力検査官が非常に低い安全重要度（緑）の検査指摘事項を特定するためにスクリーニングを行う。検査指摘事項のスクリーニングにより、「緑」と判定した場合には、フェーズ2の評価を行わない。フェーズ1のスクリーニングにより「緑」と評価できない場合にはフェーズ2へ進み、さらに安全重要度の評価を行う。

図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず、特徴付けされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき区分化される（ステップ1.2）。次に、当該検査指摘事項について劣化評価が低いものであるか否かが判定評価され、劣化評価の低い検査指摘事項は緑に選別される（ステップ1.3）。検査指摘事項の劣化評価が低くない場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で指定された検査指摘事項の区分に基づき一連の定性的質問を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。



劣化評価は添付2の劣化評価指針に基づくことを明確化。
低劣化でない時はステップ1.4に進むことを明確化

図1 フェーズ1のフローチャート

3.2 フェーズ1のスクリーニング

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

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

ステップ1.1：検査指摘事項の概要を記載

検査指摘事項の概要を添付1ワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分を指定

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

表1 火災防護における検査指摘事項の区分

指摘事項の区分	各区分において適用される要素
1.4.1 火災予防と運営管理	<ul style="list-style-type: none"> ● 施設の可燃性材料を管理するプログラム ● 作業許可に関するプログラム等、その他運営に関するプログラム ● 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 自動火災報知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災検出システム ● 火災消火システム（自動又は固定） ● 自動火災防護システムの停止や代替措置として取り付けられた火災報知器
1.4.3 消火用水供給	<ul style="list-style-type: none"> ● 消火ポンプ ● 構内の配管 ● 水源

図1 フェーズ1のフローチャート

3.2 フェーズ1のスクリーニング

火災防護に関する安全重要度評価のフェーズ1では、非常に低い安全重要度「緑」の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。

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

ステップ1.1：検査指摘事項の概要を記載

検査指摘事項の概要を添付1ワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分を指定

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

表1 火災防護における検査指摘事項の区分

指摘事項の区分	各区分において適用される要素
1.4.1 火災予防と運営管理	<ul style="list-style-type: none"> ● 施設の可燃性材料を管理するプログラム ● 作業許可に関するプログラム等、その他運営に関するプログラム ● 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 自動火災報知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災検出システム ● 火災消火システム（自動又は固定） ● 自動火災防護システムの停止や代替措置として取り付けられた火災報知器
1.4.3 消火用水供給	<ul style="list-style-type: none"> ● 消火ポンプ ● 構内の配管 ● 水源

1.4.4 火災の影響軽減	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災区域と他の火災区域を隔離する火災障壁 ● 貫通部シール ● ウォーターカーテン ● 火災又は煙ダンパー ● 防火扉 ● 空間的な隔離等
1.4.5 手動消火	<ul style="list-style-type: none"> ● 消防ホース又は消火器 ● 火災事前計画
1.4.6 局所的なケーブル又は機器の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブル、トレイ又は機器の火災・熱防護用の物理障壁 ● ケーブルの防火シート等 ● 機器・ケーブル防護用の放射熱遮蔽
1.4.7 火災後の安全停止	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災後の安全停止に必要とされるシステム及び機能 ● 火災後の施設応答手順 ● 火災後の運転員の操作 ● 回路故障モードと影響（誤作動など）
1.4.8 中央制御室火災	<ul style="list-style-type: none"> ● 中央制御室内の火災で、居住性、機器、運転に影響

1.4.4 火災の影響軽減	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災区域と他の火災区域を隔離する火災障壁 ● 貫通部シール ● ウォーターカーテン ● 火災又は煙ダンパー ● 防火扉 ● 空間的な隔離等
1.4.5 手動消火	<ul style="list-style-type: none"> ● 消防ホース又は消火器 ● 火災事前計画
1.4.6 局所的なケーブル又は機器の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブル、トレイ又は機器の火災・熱防護用の物理障壁 ● ケーブルの防火シート等 ● 機器・ケーブル防護用の放射熱遮蔽
1.4.7 火災後の安全停止	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災後の安全停止に必要とされるシステム及び機能 ● 火災後の施設応答手順 ● 火災後の運転員の操作 ● 回路故障モードと影響（誤作動など）
1.4.8 中央制御室火災	<ul style="list-style-type: none"> ● 中央制御室内の火災で、居住性、機器、運転に影響

ステップ 1.3 : 低劣化

添付 2 の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付 1 にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問：添付 2 の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

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

ステップ 1.4 : 検査指摘事項区分に設定された定性的なスクリーニング質問

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

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

ステップ 1.3 : 低劣化

添付 2 の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付 1 にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問：添付 2 の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

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

ステップ 1.4 : 検査指摘事項区分に設定された定性的なスクリーニング質問

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

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

<p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災が速やかに鎮火されない場合の原子炉の安全停止を行う機能の防護 <p>1.4.6. 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> <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：火災予防と運営管理</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。 ○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十分に整った1つの区域に悪影響を及ぼすか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ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>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システムは、安全停止上、重要な機器を保護するシステムの能力に悪影響を及ぼすか。 ○Yes－フェーズ2へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ1.4.3：消火用水供給</p> <p>1.4.3-A 質問：安全停止上、重要な機器を保護するために十分な容量の消火水（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>ステップ1.4.4：火災の閉じ込め</p>	<p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災が速やかに鎮火されない場合の原子炉の安全停止を行う機能の防護 <p>1.4.6. 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> <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：火災予防と運営管理</p> <p>1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、火災の可能性を高め、火災感知を遅らせ得るもの、又は認められた安全停止の手段に悪影響を及ぼすようなこれまでに評価されていたよりもさらに重大な火災に至りうるものか。 ○Yes－次の質問へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1.4.1-B 質問：検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備の整った1つの区域に悪影響を及ぼすか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ2へ。</p> <p>ステップ1.4.2：自動火災報知設備及び固定消火設備</p> <p>1.4.2-A 質問：劣化した又は機能しない火災の感知又は消火システムが、安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか。 ○Yes－フェーズ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必要な容量の消火水（要求圧力）が確保され、施設内で最も厳しい場所においても要求圧力が確保されるか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ2へ。</p> <p>ステップ1.4.4：火災の影響軽減</p>	<p>主旨の明確化</p> <p>主旨の明確化</p> <p>感知に表現を統一</p> <p>分かり易い表現とした</p> <p>分かり易い表現とした</p> <p>質問は閉じ込めに関するものであるため、整合を取った</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上、重要な機器の位置を考慮しても、その火災閉じ込め機能の劣化は、火災伝搬を防止するために十分な耐火機能（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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○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上、重要な機器は設置されているか。</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. 4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉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かの。</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>1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め機能の劣化が原因で、仮に火災が1つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（火災影響区域）に広がったとした場合、火災影響区域では、認められた安全停止機能に影響を与えるような設備が追加で損傷する可能性があるか。（この設備には火災発生後の安全停止に係わるものや、当該設備の機能喪失により安全停止（例えばプラントトリップ）への要求に至るものも含む。）</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. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、その追加で損傷する設備は、火災閉じ込め機能の劣化による火災伝搬によって影響を受けるほど、隣接する区画内の十分近い位置にあるか。（例えば複数の火災区域を通るケーブル）</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○Yes－フェーズ2へ。</p>	<p>1. 4. 4-A 質問：火災区域にある安全停止に必要な機器の位置を考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止など）を維持し続けることができるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 4-C 質問：検査指摘事項が、防火扉に関わる場合、影響を受けた火災区域に安全停止に必要な機器は設置されているか。</p> <p>○Yes－次の質問へ。 ○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1. 4. 4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉を正しく閉め機能に影響しなかった場合、防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するかの。</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>1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め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。</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. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災伝搬によって、影響を受けるほど安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。</p> <p>○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○Yes－フェーズ2へ。</p>	<p>IMC0609AppendixF(以下、IMC という。)に従い可燃物量を追加</p> <p>分かり易い表現とした</p> <p>誤記修正 分かり易い表現とした</p> <p>IMC に従い表現を見直し。</p> <p>「要素」は「機能」に表現を統一 IMC に従い表現を見直し。</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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p>	<p>1. 4. 5-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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p>	<p>IMC に従い表現を見直し</p>

<p>1. 4. 5-C 質問: 検査指摘事項に関わる火災区域は、<u>十分な</u>自動又は手動消火設備により保護されているか？</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No—次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-D 質問: 消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止<u>上</u>、重要な機器が悪影響を受けない<u>ように代替</u>の手動消火が利用できるか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○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、<u>十分な</u>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。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No—次の質問へ。</p> <p>1. 4. 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十分な自動火災<u>感知</u>設備及び耐火被覆によって防護されているか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○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。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No—フェーズ2へ。</p> <p>1. 4. 7-B 質問: 検査指摘事項による影響は、<u>認められた</u>安全停止<u>に至る</u>成功パスには必要とされない機器に限定されるか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No—次の質問へ。</p> <p>1. 4. 7-C 質問: 検査指摘事項は、<u>認められた</u>安全停止<u>に至る</u>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。</p> <p>○Yes—フェーズ2へ。</p> <p>○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ 1. 4. 8: 中央制御室火災</p> <p>注: このセクションは中央制御室に 440V 以上の機器が存在しない場合のみ適用される。</p>	<p>1. 4. 5-C 質問: 検査指摘事項に関わる火災区域は、<u>完全な</u>自動又は手動消火設備により保護されているか？</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No—次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-D 質問: 消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止<u>に</u>重要な機器が悪影響を受けない<u>ような方法で消火できる</u>手動消火が利用できるか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○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、<u>適切な</u>火災の自動感知及び消火設備によって防護されているか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No—次の質問へ。</p> <p>1. 4. 6-B 質問: 劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、標的に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災<u>報知</u>設備及び耐火被覆によって防護されているか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○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。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No—フェーズ2へ。</p> <p>1. 4. 7-B 質問: 検査指摘事項の影響は、<u>信用のある</u>安全停止成功パスには必要とされない機器に限定されるか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>○No—次の質問へ。</p> <p>1. 4. 7-C 質問: 検査指摘事項は、<u>信用ある</u>安全停止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。</p> <p>○Yes—フェーズ2へ。</p> <p>○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>誤記訂正</p> <p>分かり易い表現とした</p> <p>Adequate の訳を「十分な」に統一</p> <p>「感知」に統一</p> <p>Credited は「認められた」に統一。</p> <p>分かり易い表現とした</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基以上の機器の誤動作（火災損傷による運転操作失敗等）に関わる場合、<u>制御盤内の配線は認定された方法（民間規格）で配線されており、かつ</u>これらの機器はお互いから少なくとも2.5メートル離れているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1.4.8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置されていない2基以上の機器の誤動作（火災損傷による運転操作失敗等）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。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1.4.8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ2へ。</p>	<p>1.4.8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された2機以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、これらの機器はお互いから少なくとも2.5メートル離れているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1.4.8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置されていない2機以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しないキャビネット内に設置されているか。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1.4.8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。</p> <p>○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－フェーズ2へ。</p>	<p>IMCに従い誤動作の例や規定を追記。表現を見直し</p> <p>IMCに従い誤動作の例を追記。表現を見直し</p>
<p>4 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ2）</p> <p>4.1 概要</p> <p>安全重要度評価において、火災PRAが活用できるまでの間、火災の影響評価を事業者が作成した内部事象レベル1PRAの情報を用いて、定量的に評価する。</p> <p>4.2 定量評価の位置付け</p> <p>火災及び火災防護設備を評価対象とする。つまり、火災により起因事象が発生し、又は発生する可能性が高くなった事象、及び火災の拡大防止の機能が劣化した事象を対象とする。</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）</p> <p>(1) 火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー</p> <p>フェーズ2評価における火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フローを図2に示す。本全体概念フローに示すように、まず個別事象の分類を行い、事象ごとに評価を実施する。</p> <p>(2) 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー</p> <p>火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を現場で発見した場合、以下のフローで火災の影響を評価する。図3に火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フローを示す。</p> <p>(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価</p>	<p>4 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ2）</p> <p>4.1 概要</p> <p>安全重要度評価において、火災PRAが活用できるまでの間、火災の影響評価を事業者が作成した内部事象レベル1PRAの情報を用いて、定量的に評価する。</p> <p>4.2 定量評価の位置付け</p> <p>火災及び火災防護設備を評価対象とする。つまり、火災により起因事象が発生し、又は発生する可能性が高くなった事象、及び火災の拡大防止の機能が劣化した事象を対象とする。</p> <p>4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）</p> <p>(1) 火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー</p> <p>フェーズ2評価における火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フローを図2に示す。本全体概念フローに示すように、まず個別事象の分類を行い、事象ごとに評価を実施する。</p> <p>(2) 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー</p> <p>火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を現場で発見した場合、以下のフローで火災の影響を評価する。図3に火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フローを示す。</p> <p>(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価</p>	

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	
<u>2</u>			

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	

改正に伴う修正

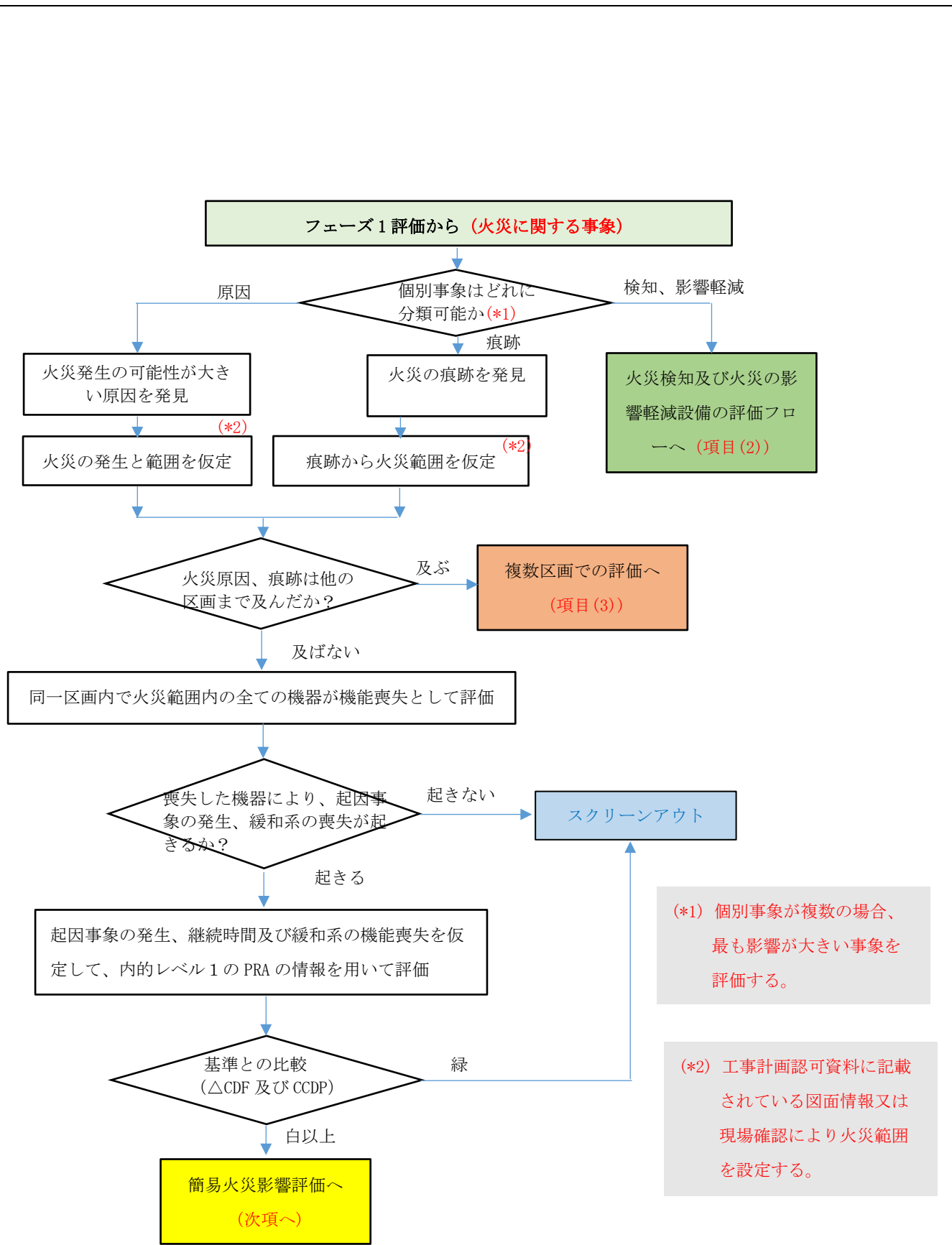


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)

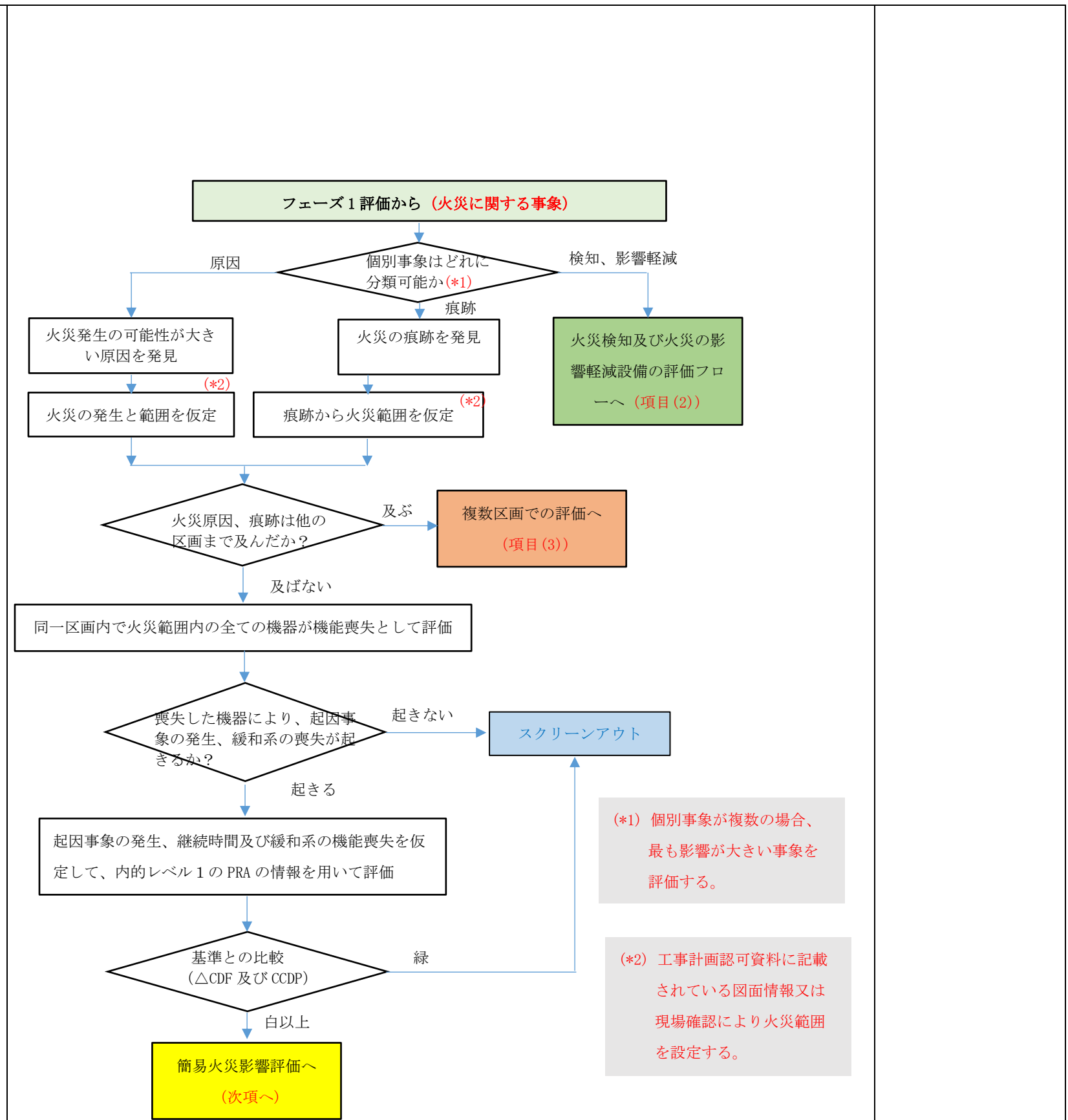


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)

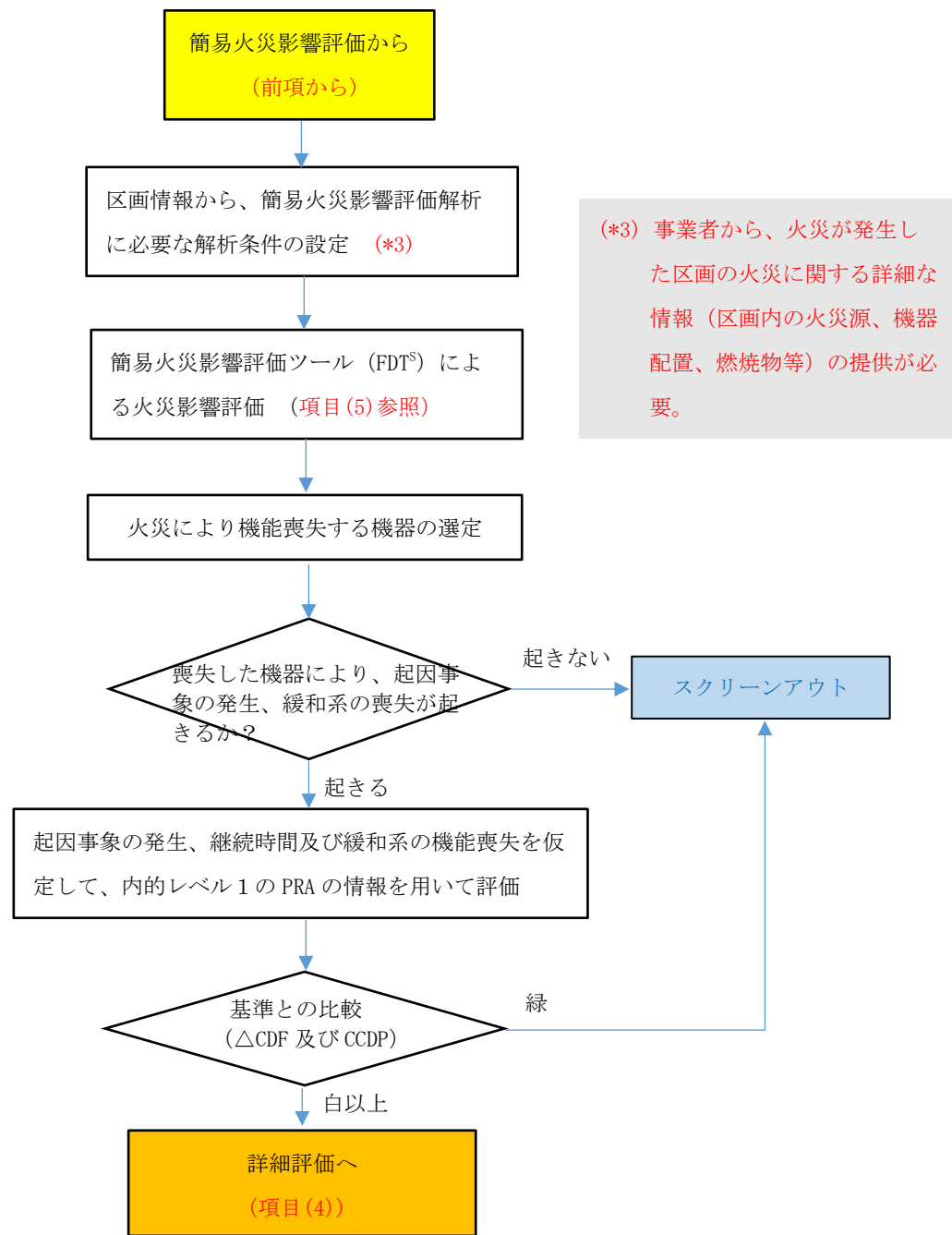


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー（2 / 2）

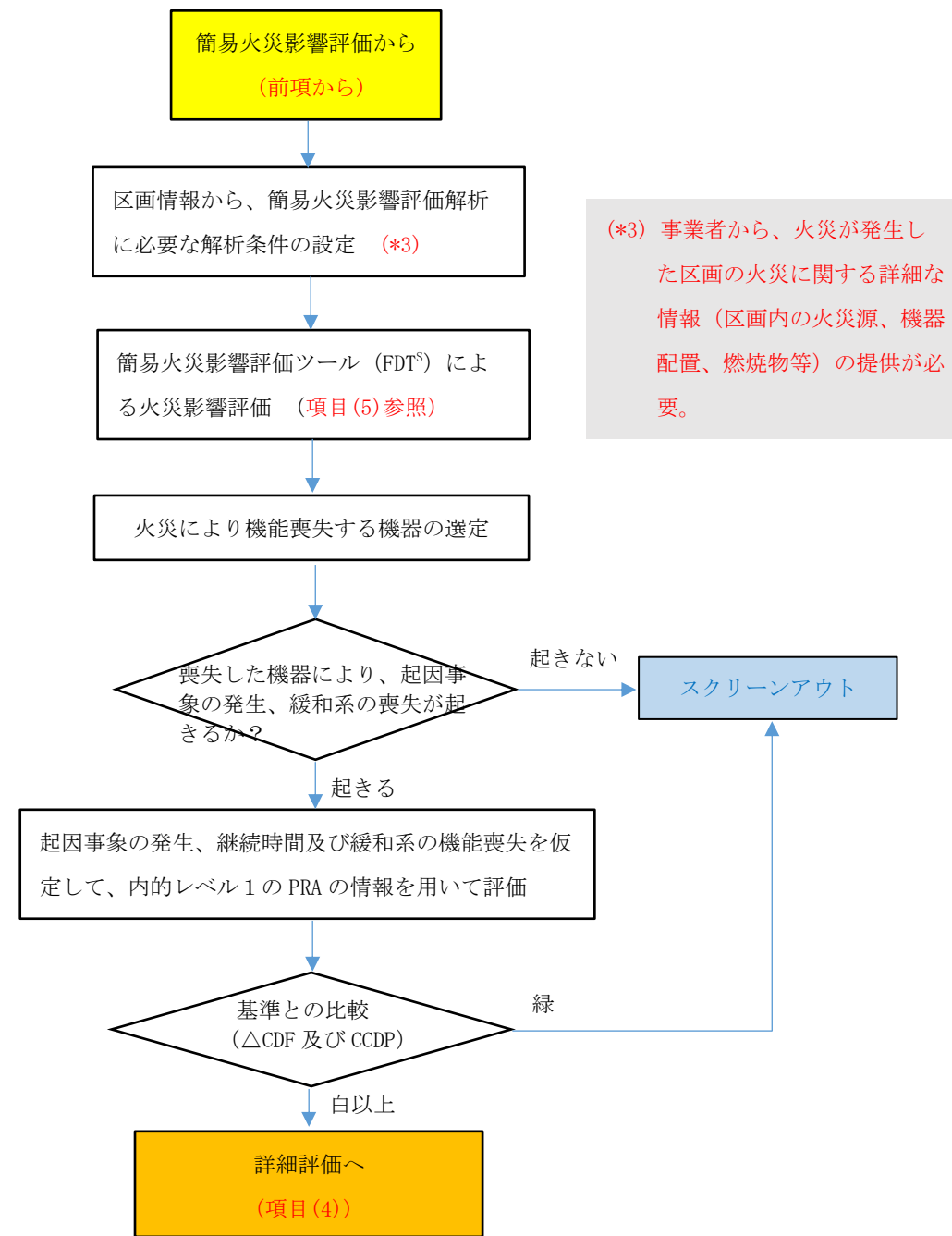


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー（2 / 2）

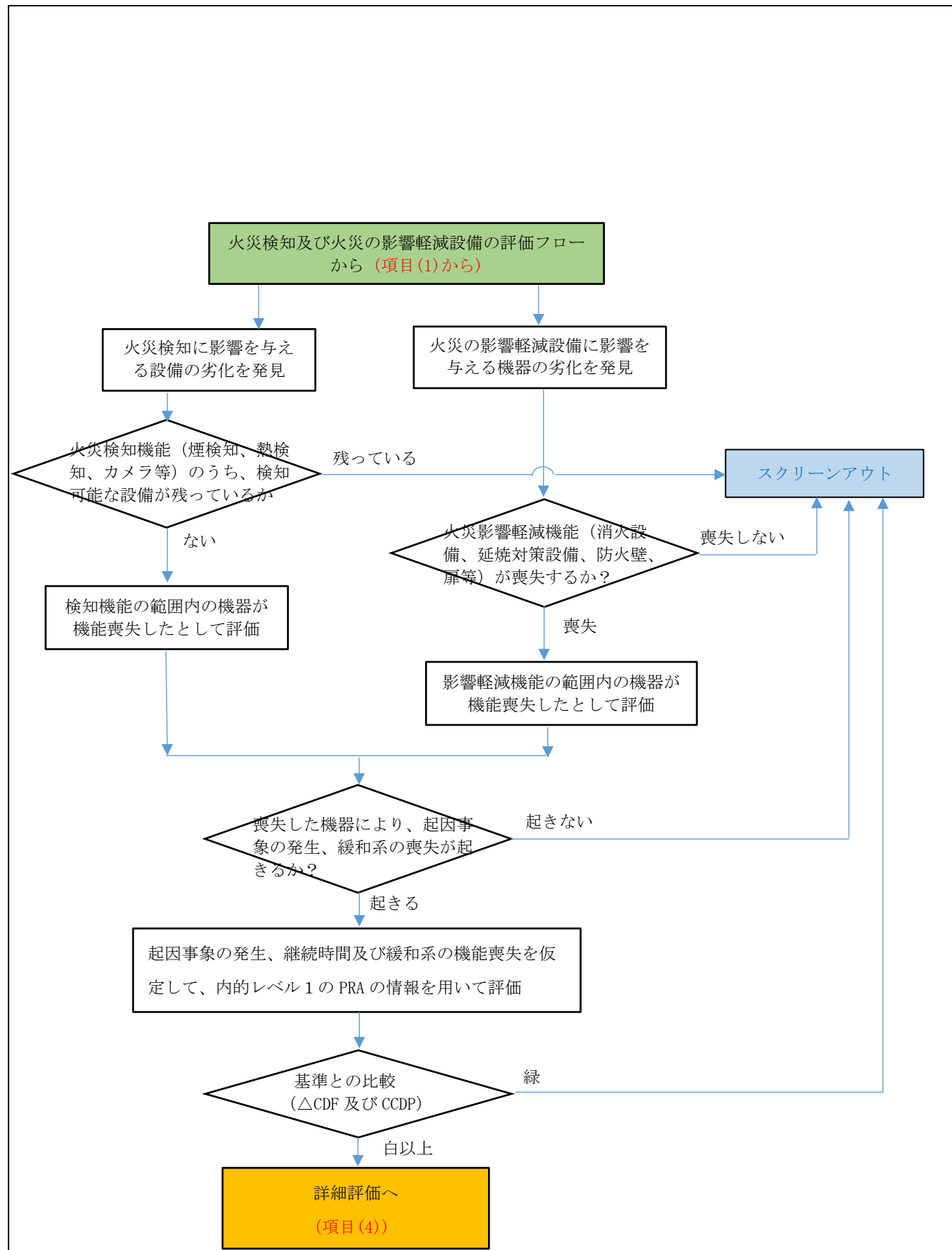


図3 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

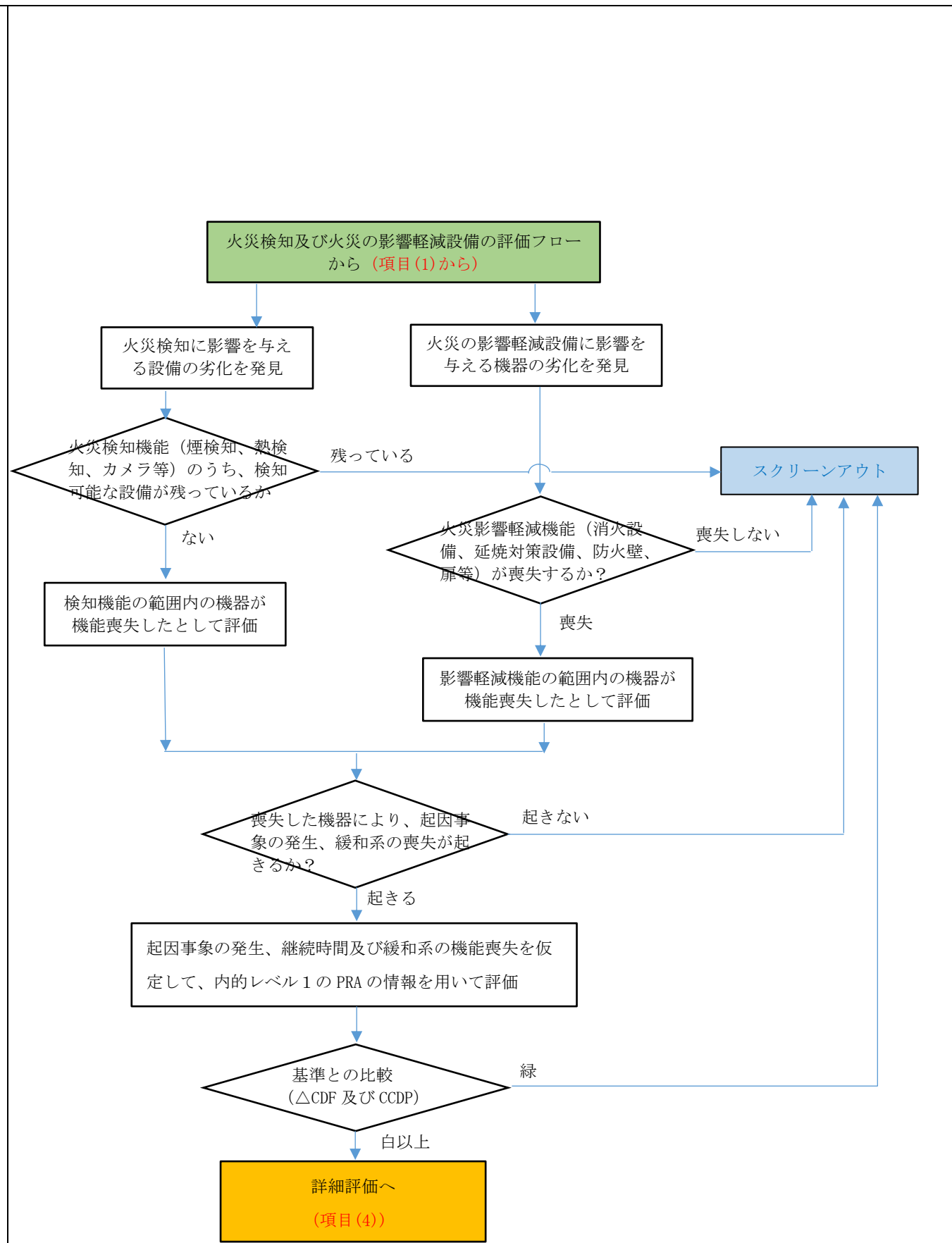


図3 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

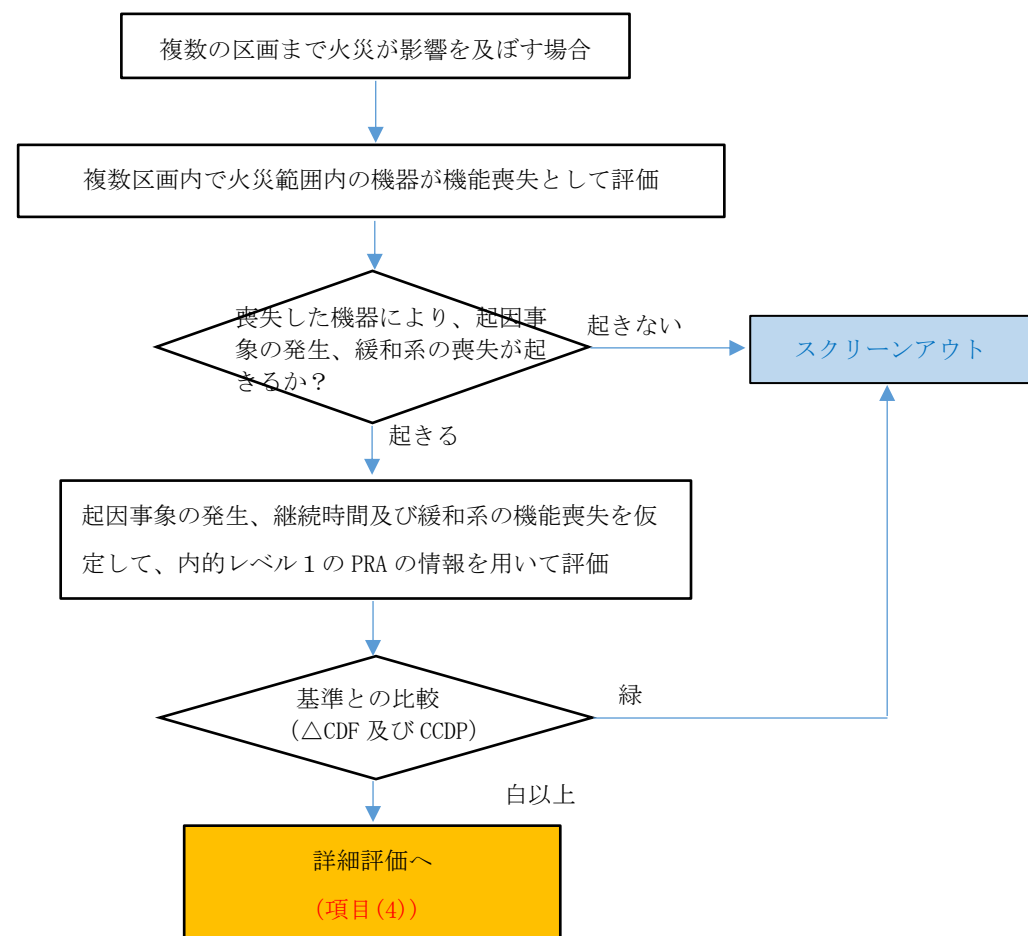


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

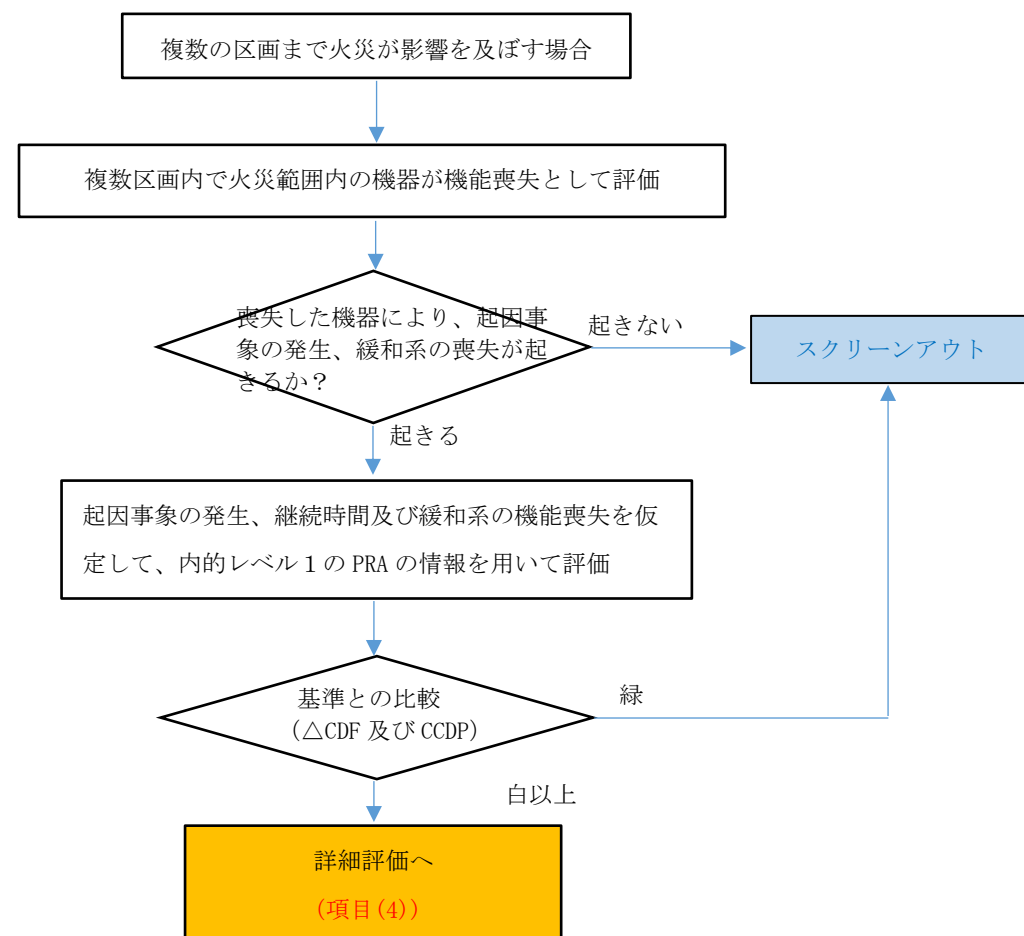


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

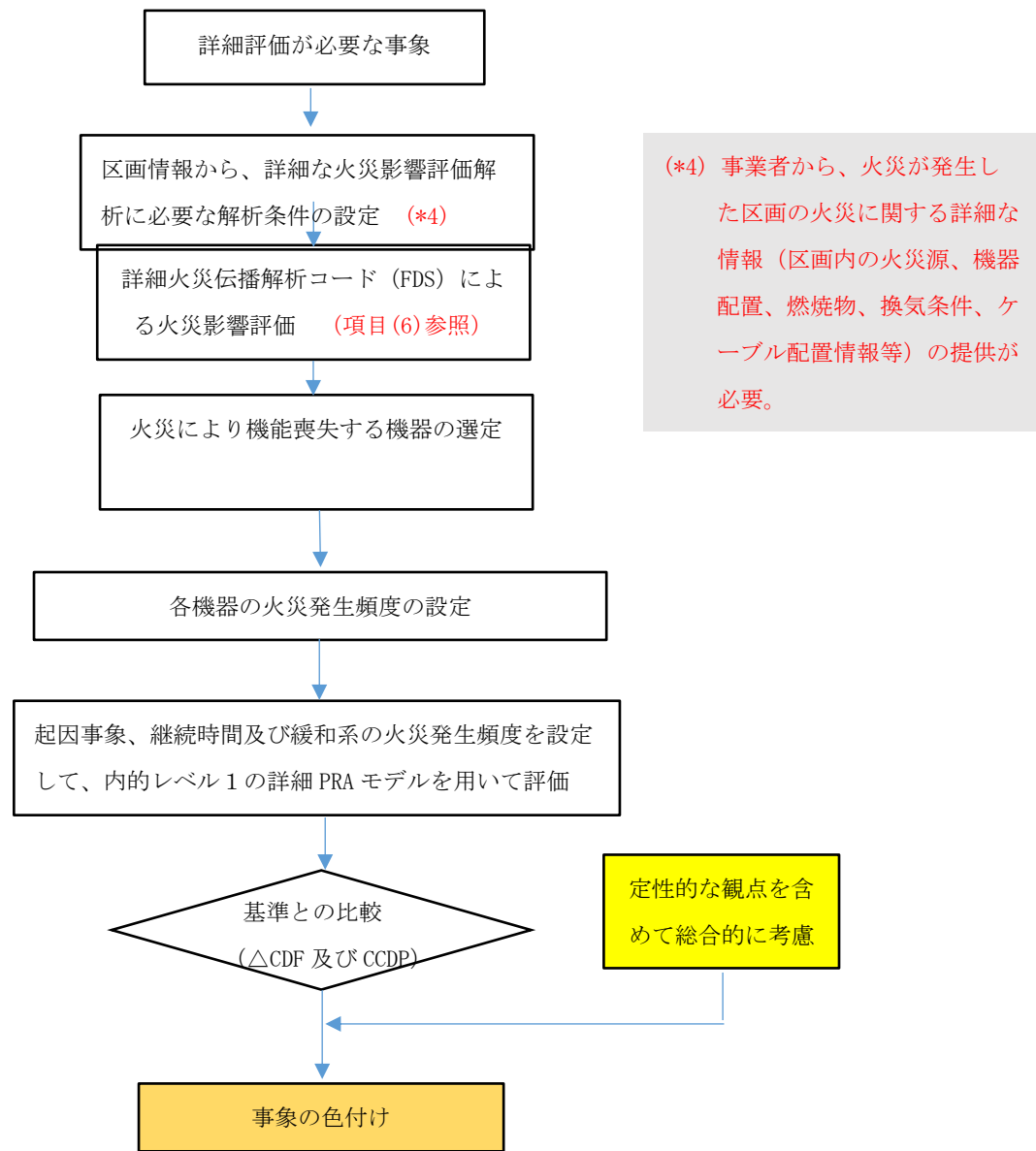


図5 詳細評価の評価フロー

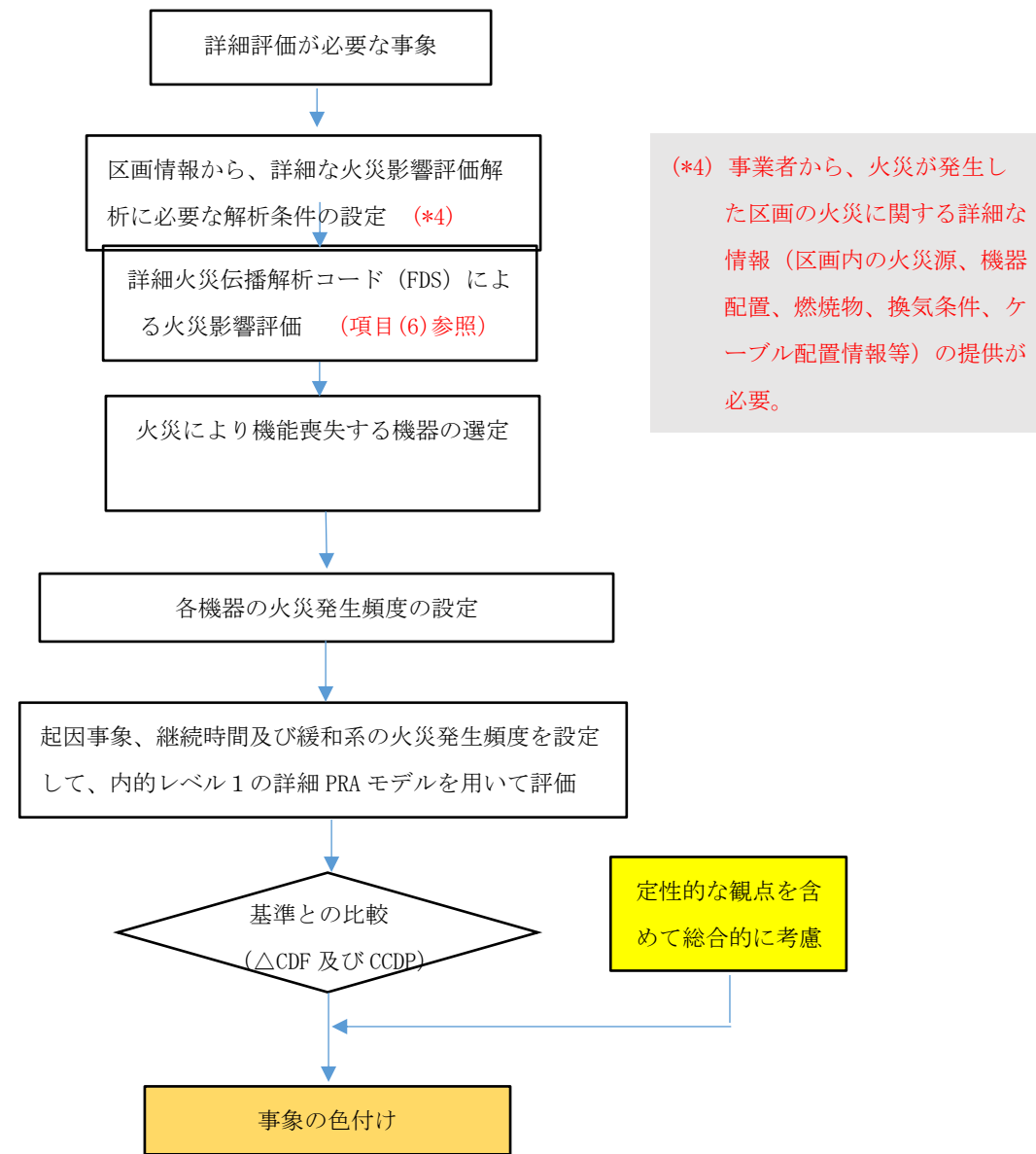


図5 詳細評価の評価フロー



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

Version 1805.1
(English Units)

COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

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

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

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

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

AMBIENT CONDITIONS

Ambient Air Temperature (T_a)	70.00	°F
Specific Heat of Air (c_p)	1.00	kJ/kg-K
Ambient Air Density (ρ_a)	1.20	kg/m ³

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

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES FOR

Interior Lining Thermal Inertia ($k\rho c$)	2.9	(kW/m ² -K) ² -sec
Interior Lining Thermal Conductivity (k)	0.0016	kW/m-K
Interior Lining Specific Heat (c)	0.75	kJ/kg-K
Interior Lining Density (ρ)	2400	kg/m ³

図6 簡易火災影響評価ツール (FDT^S) 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/m ³

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

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES FOR

Interior Lining Thermal Inertia ($k\rho c$)	2.9	(kW/m ² -K) ² -sec
Interior Lining Thermal Conductivity (k)	0.0016	kW/m-K
Interior Lining Specific Heat (c)	0.75	kJ/kg-K
Interior Lining Density (ρ)	2400	kg/m ³

図6 簡易火災影響評価ツール (FDT^S) の入力データ例



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

Version 1805.1
(English Units)

Results	Time After Ignition (t)		h_u (kW/m ² -K)	ΔT_g (°K)	T_g (°K)	T_g (°C)	T_g (°F)
	(min)	(sec)					
	0	0.00	-	-	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

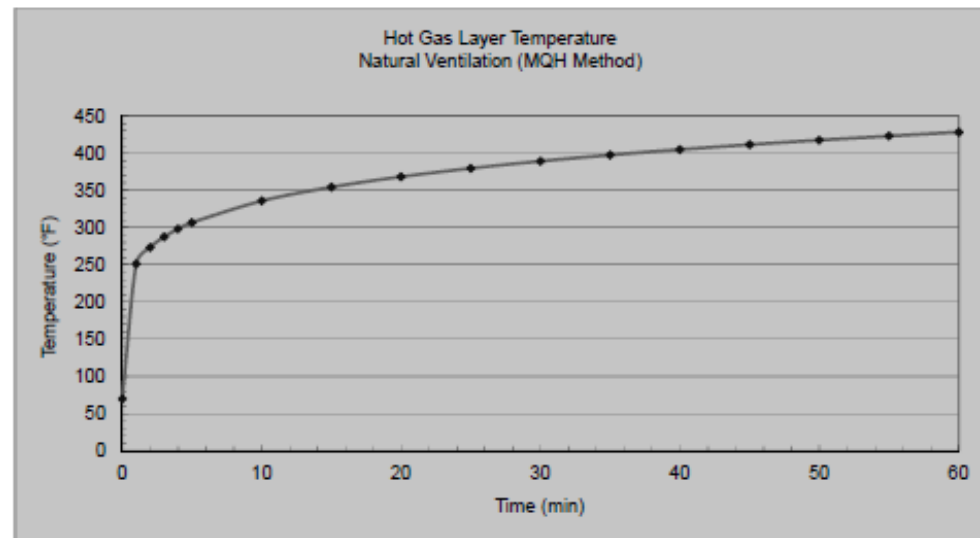


図7 簡易火災影響評価ツール (FDT^S) の解析例



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

Version 1805.1
(English Units)

Results	Time After Ignition (t)		h_u (kW/m ² -K)	ΔT_g (°K)	T_g (°K)	T_g (°C)	T_g (°F)
	(min)	(sec)					
	0	0.00	-	-	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

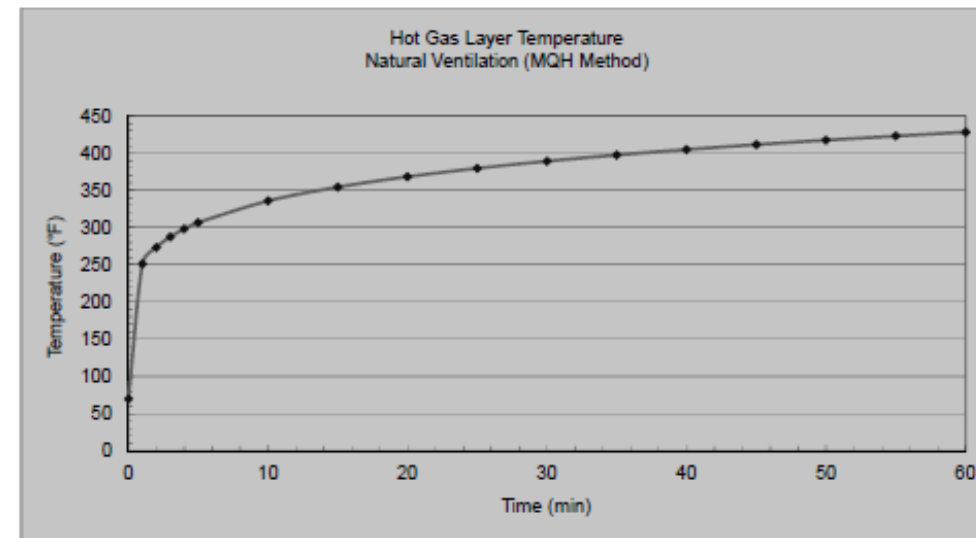


図7 簡易火災影響評価ツール (FDT^S) の解析例

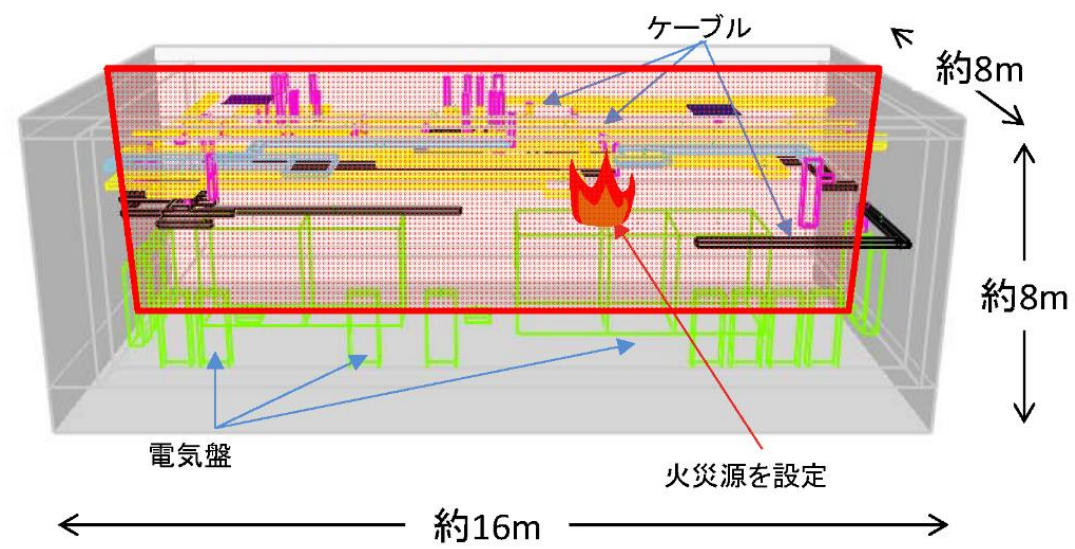


図8 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析モデル例

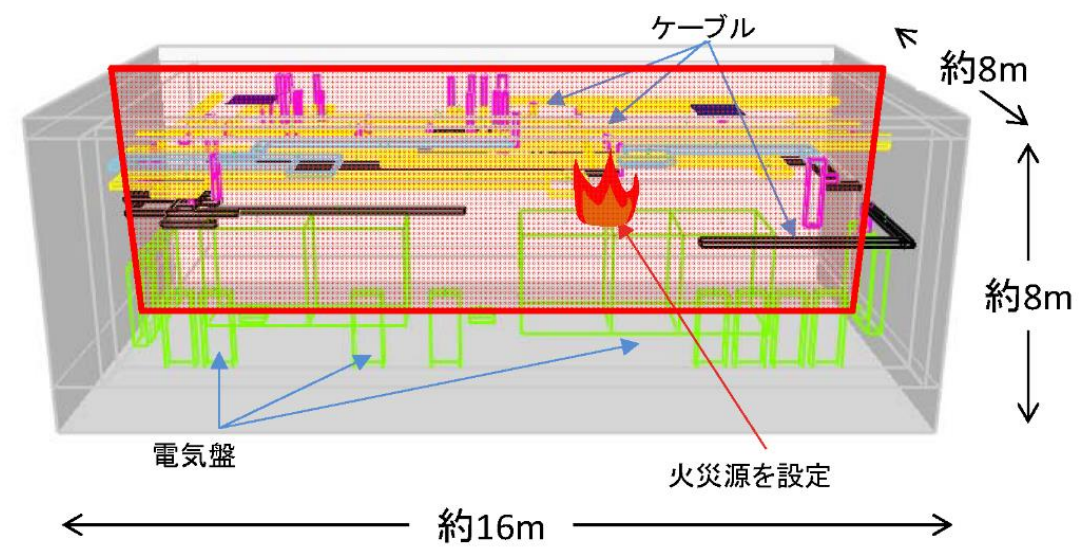


図8 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析モデル例

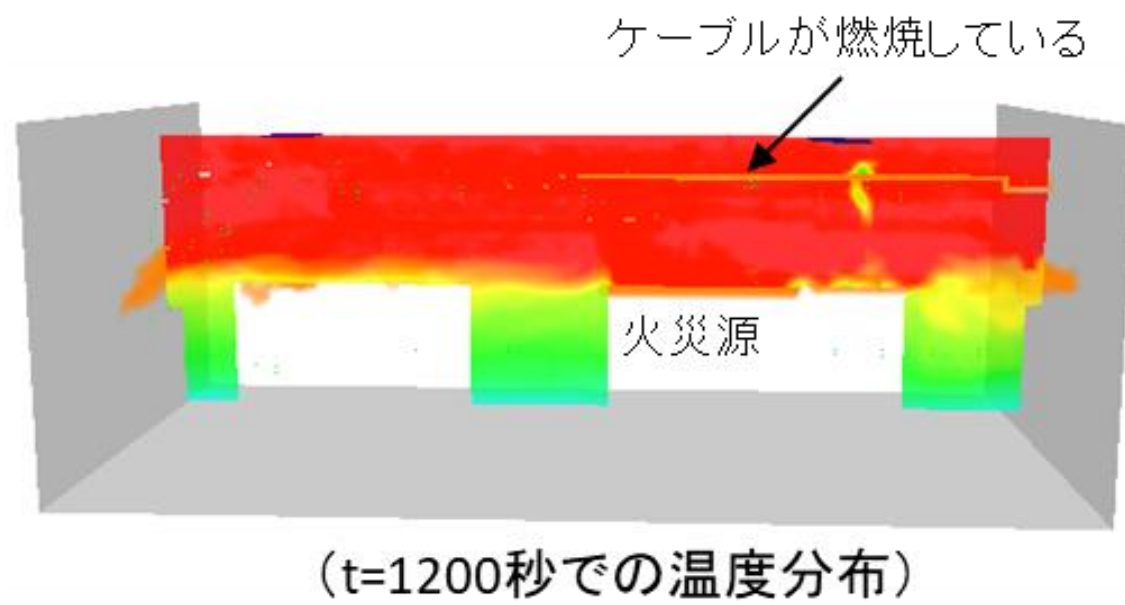


図9 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析結果例

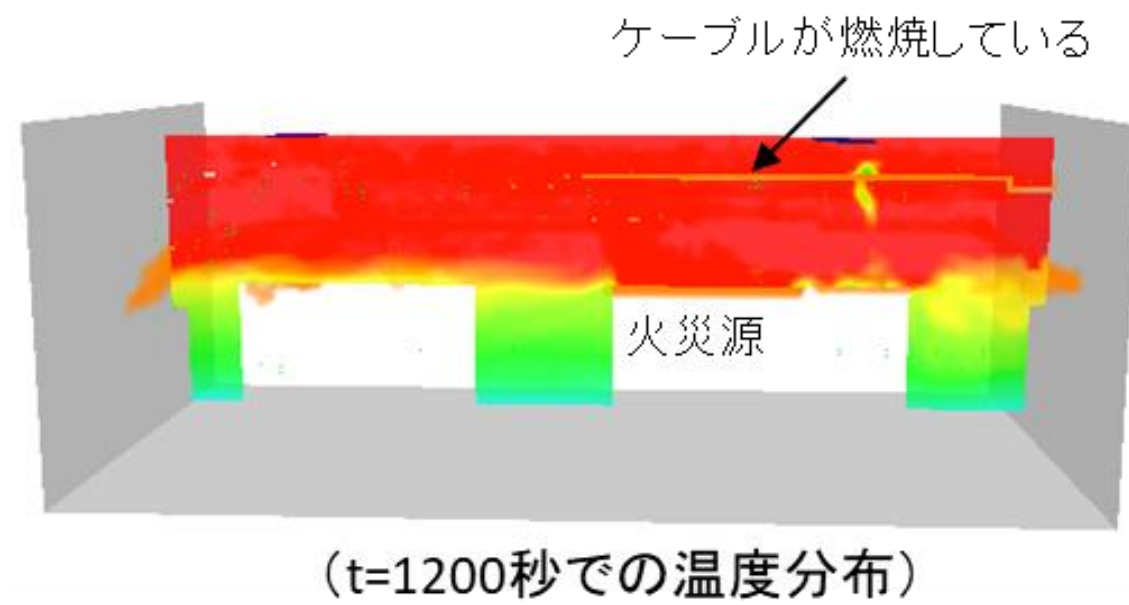


図9 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析結果例

添付 1 火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート

ステップ 1 : 火災防護 SDP フェーズ 1 ワークシート

ステップ 1.1-検査指摘事項の概要を記載

ステップ 1.2-検査指摘事項区分の指定 ※最も適した一つの区分に分類

本文の表 1 を参考に、火災検査の指摘事項区分を特定する。

ステップ 1.3 : 低劣化

添付 2 の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付 1 にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問 : 添付 2 の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

○Yes-緑に選別し、これ以上解析は必要ない。

○No-本文のステップ 1.4 へ続く。

劣化評価の根拠

添付 1 火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート

ステップ 1 : 火災防護 SDP フェーズ 1 ワークシート

ステップ 1.1-検査指摘事項の概要を記載

ステップ 1.2-検査指摘事項区分の指定 ※最も適した一つの区分に分類

本文の表 1 を参考に、火災検査の指摘事項区分を特定する。

ステップ 1.3 : 低劣化

添付 2 の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付 1 にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問 : 添付 2 の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

○Yes-緑に選別し、これ以上解析は必要ない。

○No-ステップ 1.4 へ続く。

劣化評価の根拠

ステップ 1.4 以降は本文にあり、ワークシートに改めて記載する必要性は低いことからその旨追記し、ワークシートからステップ 1.4 を削除。

(削除)

ステップ 1.4 : 検査指摘事項区分に設定された定性的なスクリーニング質問

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

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

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。

ステップ 1.4.1 : 火災予防と運営管理

1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、火災の可能性を高め、火災感知を遅らせ得るもの、又は認められた安全停止の手段に悪影響を及ぼすようなこれまでに評価されていたよりもさらに重大な火災に至りうるものか。

○Yes—次の質問へ。

○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.1-B 質問：検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備の整った 1 つの区域に悪影響を及ぼすか。

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.2 : 自動火災報知設備及び固定消火設備

1.4.2-A 質問：劣化した又は機能しない火災の感知又は消火システムが、安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか。

○Yes—フェーズ 2 へ。

○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.3：消火用水供給

1.4.3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために必要な容量の消火水（要求圧力）が確保され、施設内で最も厳しい場所においても要求圧力が確保されるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.4：火災の影響軽減

1.4.4-A 質問：火災区域にある安全停止に必要な機器の位置を考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止など）を維持し続けることができるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

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

○Yes－次の質問へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

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

○Yes－フェーズ 2 へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

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

○Yes－次の質問へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.4-F 質問：質問 1.4.4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災拡散によって、影響を受けるほど安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○Yes－フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.5：手動消火

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

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No一次の質問へ。

1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。

○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No一次の質問へ。

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

○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No一次の質問へ。

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

○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○Noフェーズ2へ。

ステップ 1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護

1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、
適切な火災の自動感知及び消火設備によって防護されているか。

○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No一次の質問へ。

1. 4. 6-B 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、
標的に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災報知設備及び耐火被覆によって防護され
ているか。

○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○Noフェーズ2へ。

ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止

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

○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○Noフェーズ2へ。

1. 4. 7-B 質問：検査指摘事項の影響は、信用のある安全停止成功パスには必要とされない機器に限定され
るか。

○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No一次の質問へ。

1. 4. 7-C 質問：検査指摘事項は、信用ある安全停止成功パスを用いた高温停止若しくは低温停止又は安定
状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。

○Yesフェーズ2へ。

○No緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.8：中央制御室火災

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

1.4.8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された 2 機以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、これらの機器はお互いから少なくとも 2.5 メートル離れているか。

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

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

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

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

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—フェーズ 2 へ。

添付 2 劣化評価指針

本指針は、火災防護に係る検査指摘事項に対する劣化評価の高低を判断するためのものである。ステップ 1.3 で定める検査指摘事項区分のほとんどに適用される。本指針は、可能性のある全ての種類の劣化を完全にリスト化したものではない。そのため、原子力検査官は、以下の指針に従って低劣化として区分される検査指摘事項であったとしても、指針で想定される以上に問題があると考えられる場合には、高劣化とするかを検討するものとする。

1. 火災予防と運営管理

本項では、プラントの火災予防及びその他の運用管理（火気作業許可、仮置き可燃物管理プログラム、火災監視など）に対する検査指摘事項の劣化評価を判断するための指針を定めている。

火気作業の許可又は火災監視規定に対する検査指摘事項

低劣化は、火災が発生する可能性に何ら重大な影響のない、又は発生した火災が直ちに消火されるような検査指摘事項に対して付与される。以下が低劣化の例である：

- 消火器や他の要求される設備を適切に配備していなくても、適切な可搬式消火器が近くにある場合。例えば以下の場合であって、可搬式消火器が利用可能である場合も含まれる：
 - ◇ 監視の際に、火気作業許可によって要求される消火器を持っていない
 - ◇ 充填されていない、又は不適切に充填された消火器だけを配備している

添付 2 劣化評価指針

本指針は、火災防護に係る検査指摘事項に対する劣化評価の高低を判断するためのものである。ステップ 1.3 で定める検査指摘事項区分のほとんどに適用される。本指針は、可能性のある全ての種類の劣化を完全にリスト化したものではない。そのため、原子力検査官は、以下の指針に従って低劣化として区分される検査指摘事項であったとしても、指針で想定される以上に問題があると考えられる場合には、高劣化とするかを検討するものとする。

1. 火災予防と運営管理

本項では、プラントの火災予防及びその他の運用管理（火気作業許可、仮置き可燃物管理プログラム、火災監視など）に対する検査指摘事項の劣化評価を判断するための指針を定めている。

火気作業の許可又は火災監視規定に対する検査指摘事項

低劣化は、火災が発生する可能性に何ら重大な影響のない、又は発生した火災が直ちに消火されるような検査指摘事項に対して付与される。以下が低劣化の例である：

- 消火器や他の要求される設備を適切に配備していなくても、適切な可搬式消火器が近くにある場合。例えば以下の場合であって、可搬式消火器が利用可能である場合も含まれる：
 - ◇ 監視の際に、火気作業許可によって要求される消火器を持っていない
 - ◇ 充填されていない、又は不適切に充填された消火器だけを配備している

<ul style="list-style-type: none"> ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない消火器だけを配備している（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど） • 火気作業許可が不適切であるが、通常要求される火災防護対策が全て整備されている（適切な設備、訓練された火災監視員など）。 • 火気作業記録保持に関する違反 <p>高劣化は、火災監視による早期の消火ができない場合である。以下が高劣化の例である：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 火気作業から発生する火災に対して全ての区域における火災監視が実施できていない • 現場での火災監視実施の不備 • 消火器やその他の要求される設備を不適切に配備した火災監視。不適切な配備には以下を含む： <ul style="list-style-type: none"> ◇ 監視の際、火気作業で要求される消火器を持っていない ◇ 充填されていない又は不適切に充填された消火器 ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない可搬式消火器（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）。 • 火気使用作業時に、以下の安全条件¹のいずれかを維持できていない火災監視： <ul style="list-style-type: none"> ◇ 現場に可燃物がない、又は移動できない可燃物は引火しないように遮蔽されている ◇ 使用される消火設備が、十分使用できる状態で良好な整備状態である ◇ 紙の切れ端、木の削り屑、布繊維などの可燃材が床に落ちている場合、床半径 10m内をきれいに掃除されている ◇ 可燃性の床の半径 10m内を、水で濡らし、又は湿った砂若しくは耐火性シートで覆われている • 火気作業完了後、観察が要求される全ての地点で火災監視を少なくとも 30 分以上、維持しない <hr/> <p>¹安全条件は、NFPA 51B「溶接、切断及び他の火気使用作業時の火災予防標準」1999年版のサブセクション 3-3.2にある条件リストから取得。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない消火器だけを配備している（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど） • 火気作業許可が不適切であるが、通常要求される火災防護対策が全て整備されている（適切な設備、訓練された火災監視員など）。 • 火気作業記録保持に関する違反 <p>高劣化は、火災監視による早期の消火ができない場合である。以下が高劣化の例である：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 火気作業から発生する火災に対して全ての区域における火災監視が実施できていない • 現場での火災監視実施の不備 • 消火器やその他の要求される設備を不適切に配備した火災監視。不適切な配備には以下を含む： <ul style="list-style-type: none"> ◇ 監視の際、火気作業で要求される消火器を持っていない ◇ 充填されていない又は不適切に充填された消火器 ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない可搬式消火器（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）。 • 火気使用作業時に、以下の安全条件¹のいずれかを維持できていない火災監視： <ul style="list-style-type: none"> ◇ 現場に可燃物がない、又は移動できない可燃物は引火しないように遮蔽されている ◇ 使用される消火設備が、十分使用できる状態で良好な整備状態である ◇ 紙の切れ端、木の削り屑、布繊維などの可燃材が床に落ちている場合、床半径 10m内をきれいに掃除されている ◇ 可燃性の床の半径 10m内を、水で濡らし、又は湿った砂若しくは耐火性シートで覆われている • 火気作業完了後、観察が要求される全ての地点で火災監視を少なくとも 30 分以上、維持しない <hr/> <p>¹安全条件は、NFPA 51B「溶接、切断及び他の火気使用作業時の火災予防標準」1999年版のサブセクション 3-3.2にある条件リストから取得。</p>	
--	--	--

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項：

火災頻度に影響を及ぼす可能性があるのは、仮置き可燃物、特に既存の熱源又は電気エネルギー源からの発火につながるおそれのある可燃物の管理に係る検査指摘事項である。火災頻度の観点から重大とされる仮置き可燃物は、引火点の低い液体（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）と自己発火可燃物（油のついた布等）である。可燃物に加え、喫煙や許可されていないヒーター又は熱源の存在も区画室の火災頻度に悪影響を与えるおそれがある。

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項の劣化評価は、低劣化又は高劣化で示される。低劣化及び高劣化の例は、以下のとおりである：

- 低劣化：
 - 施設の規定で許容された量を超えるが、承認された容器に入れられた低引火点の可燃性液体。
- 高劣化：
 - 施設の可燃物管理で許容される量を超え、放置され、承認された容器に入っていない低引火点（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）の相当量の可燃性液体
 - 承認された容器に入っていない油のついた布などの自己発火可燃物
 - 禁煙場所で最近喫煙のあった痕跡
 - 区域内の承認されていないヒーター又は熱源

2. 自動火災報知設備及び固定消火設備

火災感知器：

- 低劣化：
 - 煙又は熱感知器の10%未満が劣化しており（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある。（非閉じ込め可燃物火災又は引火性液体火災の可能性のある区域には適用しない）
 - 常に要員が配備された区域で、25%未満の感知器（熱又は煙）が劣化した（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）
- 高劣化：
 - 電源オフ
 - システムと互換性のない感知器
 - 自動火災報知設備の受信盤及び地区音響設備が動作しない、聞き取れない又は機能しない
 - 煙又は熱感知器の10%以上が劣化しており、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項：

火災頻度に影響を及ぼす可能性があるのは、仮置き可燃物、特に既存の熱源又は電気エネルギー源からの発火につながるおそれのある可燃物の管理に係る検査指摘事項である。火災頻度の観点から重大とされる仮置き可燃物は、引火点の低い液体（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）と自己発火可燃物（油のついた布等）である。可燃物に加え、喫煙や許可されていないヒーター又は熱源の存在も区画室の火災頻度に悪影響を与えるおそれがある。

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項の劣化評価は、低劣化又は高劣化で示される。低劣化及び高劣化の例は、以下のとおりである：

- 低劣化：
 - 施設の規定で許容された量を超えるが、承認された容器に入れられた低引火点の可燃性液体。
- 高劣化：
 - 施設の可燃物管理で許容される量を超え、放置され、承認された容器に入っていない低引火点（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）の相当量の可燃性液体
 - 承認された容器に入っていない油のついた布などの自己発火可燃物
 - 禁煙場所で最近喫煙のあった痕跡
 - 区域内の承認されていないヒーター又は熱源

2. 自動火災報知設備及び固定消火設備

火災感知器：

- 低劣化：
 - 煙又は熱感知器の10%未満が劣化しており（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある。（非閉じ込め可燃物火災又は引火性液体火災の可能性のある区域には適用しない）
 - 常に要員が配備された区域で、25%未満の感知器（熱又は煙）が劣化した（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）
- 高劣化：
 - 電源オフ
 - システムと互換性のない感知器
 - 自動火災報知設備の受信盤及び地区音響設備が動作しない、聞き取れない又は機能しない
 - 煙又は熱感知器の10%以上が劣化しており、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある

<p>○ 常に要員が配備された区画で、感知器の 25%以上が劣化している</p> <p>水系消火設備：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ スプリンクラーヘッドの 10%未満が塞がっているか、機能していない ○ 問題の可燃物の 3 m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）内に機能しているスプリンクラーヘッドがある ● 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 機能しない系統 ○ スプリンクラーヘッドの 10%以上が塞がっているか、又は機能していない ○ 最も近くのスプリンクラーヘッドが、問題の可燃物から 3 m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）より遠くにある <p>ガス系消火設備：</p> <p>注：劣化の種類によっては、低劣化と判断される可能性がある検査指摘事項であっても、より問題がある可能性があるため、高劣化事項として検討するものとする。例えば、制御室につながる貫通孔があるシステムは消火に有効であるが、同時に制御室からの退去や制御室運転員の SCBA（自給式呼吸器）着用につながる可能性があるため、高劣化として検討するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 単一の直径 3 cm の貫通未シールの面積を持つ壁又は床にある穴（制御室や遠隔停止区域につながらない） ○ 645 cm³までの天井の穴（制御室や遠隔停止区域につながらない） ○ 設計基準の 60 秒を超えるシステム動作の遅延 ○ 放射時間が許容値を 25%超えている ○ 試験データの欠如 ○ 試験データが、15 分間の消火ガスの濃度を示している（許可基準では、20 分を要求される場合） ○ 消火薬剤量が、必要数には達していないが、消火ガスの濃度が消炎濃度以上のもの ● 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 電源オフ 	<p>○ 常に要員が配備された区画で、感知器の 25%以上が劣化している</p> <p>水系消火設備：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ スプリンクラーヘッドの 10%未満が塞がっているか、機能していない ○ 問題の可燃物の 3 m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）内に機能しているスプリンクラーヘッドがある ● 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 機能しない系統 ○ スプリンクラーヘッドの 10%以上が塞がっているか、又は機能していない ○ 最も近くのスプリンクラーヘッドが、問題の可燃物から 3 m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）より遠くにある <p>ガス系消火設備：</p> <p>注：劣化の種類によっては、低劣化と判断される可能性がある検査指摘事項であっても、より問題がある可能性があるため、高劣化事項として検討するものとする。例えば、制御室につながる貫通孔があるシステムは消火に有効であるが、同時に制御室からの退去や制御室運転員の SCBA（自給式呼吸器）着用につながる可能性があるため、高劣化として検討するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 単一の直径 3 cm の貫通未シールの面積を持つ壁又は床にある穴（制御室や遠隔停止区域につながらない） ○ 645 cm³までの天井の穴（制御室や遠隔停止区域につながらない） ○ 設計基準の 60 秒を超えるシステム動作の遅延 ○ 放射時間が許容値を 25%超えている ○ 試験データの欠如 ○ 試験データが、15 分間の消火ガスの濃度を示している（許可基準では、20 分を要求される場合） ○ 消火薬剤量が、必要数には達していないが、消火ガスの濃度が消炎濃度以上のもの ● 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 電源オフ 	
---	---	--

- 消火薬剤量が、必要数には達しておらず、消火ガスの濃度が消炎濃度以下のもの（設計濃度を達成するが、消火ガスの閉じ込め機能を維持できない）
- 噴射ヘッドが完全に塞がれていてガスを放出できない（噴射ヘッドの周りが何かで留められている、又は噴射ヘッドが何かで覆われているなど）
- 低劣化区分に指定される以上の壁、床又は天井の穴

3. 火災の閉じ込めと局所的なケーブル又は機器の防護

火災の閉じ込めと局所的なケーブル又は機器の防護に係る検査指摘事項を評価する方法（ステップ 1.3 参照）は類似している。この2つの区分は、受動的な火災防護に起こる検査指摘事項に対応している。低劣化又は高劣化の判断は、考慮している火災バリアの種類によって異なる。以下に、確認された劣化が、それぞれの火災バリアの劣化評価とどのような関係があるかについて、例を記載している。評価者は、検討中のバリアに最も合致した火災バリアを選定し、評価を実施しなければならない。

低密度／高密度エラストマー（シリコンフォームなど）（貫通部シール材）：

- 低劣化
 - 要求されるシール厚みの 10%未満の紛失
 - バリア又は機器に予防保全が実施されていない
 - シール深さの 50%未満である 3 mm未満のシール材料の貫通亀裂
- 高劣化
 - 要求されるシール厚みの 10%以上の紛失
 - 試験又は評価がされていないシール構成で、フォームの 28 cm未満
 - シール材中の 9 mmより大きな亀裂が、反対面まで広がっている

難燃性及び非難燃性板又はブランケット（ミネラルウール又はセラミック繊維など）：

- 低劣化
 - バリア材厚さの 10%未満について、喪失又はもともと施工されていない
 - 直径 12mm以下の貫通亀裂
 - 材料の圧縮
- 高劣化
 - バリア材の設計厚さの 10%以上を紛失、又はもともと施工されていない場所が 38 cm²を超える
 - 直径 12mmより大きい貫通亀裂

- 消火薬剤量が、必要数には達しておらず、消火ガスの濃度が消炎濃度以下のもの（設計濃度を達成するが、消火ガスの閉じ込め機能を維持できない）
- 噴射ヘッドが完全に塞がれていてガスを放出できない（噴射ヘッドの周りが何かで留められている、又は噴射ヘッドが何かで覆われているなど）
- 低劣化区分に指定される以上の壁、床又は天井の穴

3. 火災の閉じ込めと局所的なケーブル又は機器の防護

火災の閉じ込めと局所的なケーブル又は機器の防護に係る検査指摘事項を評価する方法（ステップ 1.3 参照）は類似している。この2つの区分は、受動的な火災防護に起こる検査指摘事項に対応している。低劣化又は高劣化の判断は、考慮している火災バリアの種類によって異なる。以下に、確認された劣化が、それぞれの火災バリアの劣化評価とどのような関係があるかについて、例を記載している。評価者は、検討中のバリアに最も合致した火災バリアを選定し、評価を実施しなければならない。

低密度／高密度エラストマー（シリコンフォームなど）（貫通部シール材）：

- 低劣化
 - 要求されるシール厚みの 10%未満の紛失
 - バリア又は機器に予防保全が実施されていない
 - シール深さの 50%未満である 3 mm未満のシール材料の貫通亀裂
- 高劣化
 - 要求されるシール厚みの 10%以上の紛失
 - 試験又は評価がされていないシール構成で、フォームの 28 cm未満
 - シール材中の 9 mmより大きな亀裂が、反対面まで広がっている

難燃性及び非難燃性板又はブランケット（ミネラルウール又はセラミック繊維など）：

- 低劣化
 - バリア材厚さの 10%未満について、喪失又はもともと施工されていない
 - 直径 12mm以下の貫通亀裂
 - 材料の圧縮
- 高劣化
 - バリア材の設計厚さの 10%以上を紛失、又はもともと施工されていない場所が 38 cm²を超える
 - 直径 12mmより大きい貫通亀裂

<ul style="list-style-type: none"> ○ 15 cm未満のラップに入る大型金属製断面サポート又は大型断面ケーブル ○ 試験又は評価がされていないバリア構成 <p>単独／ブート型シール：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 酷い裂け目、緩んだバンド又はバンドの解放 ○ 両側のブート紛失 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 支持の紛失 ○ 7 cm未満のシール ○ セラミック繊維なし <p>コンクリート及びセメント性漆喰又は貫通シール材：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 要求バリア厚さの 50%以下である 3 mm未満のバリア上の貫通亀裂 ○ 深さ 1.5mmのバリアギャップ又は亀裂 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 要求されるコンクリート厚さの 30%超が紛失 ○ 熱吸収の上昇につながる表面の大部分の変形（表面の 50%超） ○ 構造健全性を損なうと判断される亀裂 ○ 厚さ 11 cm未満 <p>扉：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 製造者推奨仕様の 25%又は最大 9 mmのギャップを超えない扉のギャップ ○ 扉の片面にある複数の穴で開口部が 3 mm未満のもの • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 扉表面にある開口部が 25mmを超える複数の孔 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 15 cm未満のラップに入る大型金属製断面サポート又は大型断面ケーブル ○ 試験又は評価がされていないバリア構成 <p>単独／ブート型シール：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 酷い裂け目、緩んだバンド又はバンドの解放 ○ 両側のブート紛失 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 支持の紛失 ○ 7 cm未満のシール ○ セラミック繊維なし <p>コンクリート及びセメント性漆喰又は貫通シール材：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 要求バリア厚さの 50%以下である 3 mm未満のバリア上の貫通亀裂 ○ 深さ 1.5mmのバリアギャップ又は亀裂 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 要求されるコンクリート厚さの 30%超が紛失 ○ 熱吸収の上昇につながる表面の大部分の変形（表面の 50%超） ○ 構造健全性を損なうと判断される亀裂 ○ 厚さ 11 cm未満 <p>扉：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 製造者推奨仕様の 25%又は最大 9 mmのギャップを超えない扉のギャップ ○ 扉の片面にある複数の穴で開口部が 3 mm未満のもの • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 扉表面にある開口部が 25mmを超える複数の孔 	
---	---	--

<ul style="list-style-type: none"> ○ 扉が勝手に開く又はラッチが壊れている ○ 扉の閉まりを確保する防火扉の閉鎖機構が故障している <p>ダンパー：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 事業者の保全が適切に実施されていないダンパー ○ 完全に閉まるダンパー • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ ヒューズブルリンクの温度が過剰に高い、又はヒューズブルリンクが正しく設置されていない ○ 電熱リンク（ETL）の温度が過剰に高い、又はETLが正しく設置されていない ○ ダンパーが完全に閉まらない ○ 鋼製ダクトでの火災バリアにダンパーがない ○ ダンパーが予測される換気に対し閉まる規格でない ○ 壊れたラッチ（閉鎖にラッチが必要な箇所） ○ ダンパーが取り付けられていない <p>未シール電線管：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアの両側 1 m以上の不燃材で覆われて 25mm未満の未シールの電線管 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアの両側の長さに関係なく 25mmを超える未シールの電線管 <p>ウォーターカーテン：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ ヘッドの 10%未満が塞がれ又は詰まったが、隣接するヘッドはどれも詰まっていない • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 10%超のヘッドが塞がれ若しくは詰まった、又は隣接する 2つのヘッドが塞がれ又は詰まった ○ システムが機能しない 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 扉が勝手に開く又はラッチが壊れている ○ 扉の閉まりを確保する防火扉の閉鎖機構が故障している <p>ダンパー：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 事業者の保全が適切に実施されていないダンパー ○ 完全に閉まるダンパー • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ ヒューズブルリンクの温度が過剰に高い、又はヒューズブルリンクが正しく設置されていない ○ 電熱リンク（ETL）の温度が過剰に高い、又はETLが正しく設置されていない ○ ダンパーが完全に閉まらない ○ 鋼製ダクトでの火災バリアにダンパーがない ○ ダンパーが予測される換気に対し閉まる規格でない ○ 壊れたラッチ（閉鎖にラッチが必要な箇所） ○ ダンパーが取り付けられていない <p>未シール電線管：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアの両側 1 m以上の不燃材で覆われて 25mm未満の未シールの電線管 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアの両側の長さに関係なく 25mmを超える未シールの電線管 <p>ウォーターカーテン：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ ヘッドの 10%未満が塞がれ又は詰まったが、隣接するヘッドはどれも詰まっていない • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 10%超のヘッドが塞がれ若しくは詰まった、又は隣接する 2つのヘッドが塞がれ又は詰まった ○ システムが機能しない 	
--	--	--

<p>放射エネルギー遮蔽：</p> <p>注：放射エネルギー遮蔽が、“評価された”バリア（Darmatt、Interram）の場合、上記から適切なバリアの種類を使用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある発火源の間を完全に塞ぎ、非可燃物である ● 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある発火源の間を部分的にしか塞いでいない ○ 可燃性である <p>4. 火災後安全停止</p> <p>火災後安全停止（SSD）に係る検査指摘事項は、手動操作、関連回路の解析、要求回路の解析、誤作動、交互停止、火災対応手順、火災後安全停止解析などの火災後の SSD の運用面における劣化に関連している。</p> <p>火災後 SSD 検査指摘事項区分は、受動的火災バリア、火災感知器及び消火器などの指定安全停止パスの物理的防護に対する検査指摘事項に対応するものではない。物理的防護機能に対する検査指摘事項は、別の検査指摘事項区分で扱われる。</p> <p>認可取得者の火災後 SSD プログラムに対する低劣化及び高劣化の例を以下に示す：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 運転員の経験・熟練度で補完できる軽微な手順上の不備 ● 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 火災 SSD 手順との間の手順上の不一致 ○ 手順で定められたとおりに整備又は設置がされていない設備又は工具 ○ 運転員の火災 SSD 手順訓練が不完全 ○ 利用可能な要員だけで、規定されたマニュアル措置を実施する可能性が明確でない ○ 火災後 SSD 解析が不完全 ○ SSD 手順で措置が求められる現場が環境上困難な区域にある（低温・高温、高湿度など） ○ 運転員が入手できる又は火災 SSD 若しくは EOP 手順で扱われる情報から、プラント状態を評価できない、又は容易に解釈できない 	<p>放射エネルギー遮蔽：</p> <p>注：放射エネルギー遮蔽が、“評価された”バリア（Darmatt、Interram）の場合、上記から適切なバリアの種類を使用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある発火源の間を完全に塞ぎ、非可燃物である ● 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある発火源の間を部分的にしか塞いでいない ○ 可燃性である <p>4. 火災後安全停止</p> <p>火災後安全停止（SSD）に係る検査指摘事項は、手動操作、関連回路の解析、要求回路の解析、誤作動、交互停止、火災対応手順、火災後安全停止解析などの火災後の SSD の運用面における劣化に関連している。</p> <p>火災後 SSD 検査指摘事項区分は、受動的火災バリア、火災感知器及び消火器などの指定安全停止パスの物理的防護に対する検査指摘事項に対応するものではない。物理的防護機能に対する検査指摘事項は、別の検査指摘事項区分で扱われる。</p> <p>認可取得者の火災後 SSD プログラムに対する低劣化及び高劣化の例を以下に示す：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 運転員の経験・熟練度で補完できる軽微な手順上の不備 ● 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 火災 SSD 手順との間の手順上の不一致 ○ 手順で定められたとおりに整備又は設置がされていない設備又は工具 ○ 運転員の火災 SSD 手順訓練が不完全 ○ 利用可能な要員だけで、規定されたマニュアル措置を実施する可能性が明確でない ○ 火災後 SSD 解析が不完全 ○ SSD 手順で措置が求められる現場が環境上困難な区域にある（低温・高温、高湿度など） ○ 運転員が入手できる又は火災 SSD 若しくは EOP 手順で扱われる情報から、プラント状態を評価できない、又は容易に解釈できない 	
--	--	--

<ul style="list-style-type: none">○ プラント設計又は機器設計が、運転員の SSD 操作パフォーマンスに深刻な影響を与える○ 代替停止手順の欠如	<ul style="list-style-type: none">○ プラント設計又は機器設計が、運転員の SSD 操作パフォーマンスに深刻な影響を与える○ 代替停止手順の欠如	
--	--	--

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 6
停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 6_r02)</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 背景 1</p> <p>3 用語の定義 1</p> <p>4 指針 5</p> <p> 4.1 本附属書の適用について 5</p> <p> 4.2 目的 6</p> <p> 4.3 緩和能力 6</p> <p> 4.4 停止時中の制御喪失 7</p> <p> 4.5 定量評価を必要とする所見 7</p> <p>添付 1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化（スクリーニング） 10</p> <p>別紙 1 スクリーニングの利用ガイド（検査指摘事項の初期スクリーニング及び整理） .. 15</p> <p>別紙 2 発生防止のスクリーニングに関する質問 17</p> <p>別紙 3 影響緩和のスクリーニングに関する質問 20</p> <p>別紙 4 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問 24</p> <p>別紙 5 外部事象のスクリーニングに関する質問 26</p> <p>添付 2 詳細リスク評価 24</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、プラント停止時の安全重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のガイドラインについて定めたものである。安全重要度決定プロセスのスクリーニングは、本附属書の添付 1 として規定されるとおり、停止操作に特化したスクリーニング基準（「緑」を特定する質問）によって構成される。加圧水型原子炉（PWR）及び沸騰水型原子炉（BWR）の双方について、原子力検査官がプラント停止状態に係る検査指摘事項を確認した場合、原子力検査官は本スクリーニングのガイドラインを使用することになる。</p> <p>添付 1 には、重要度決定プロセスの詳細リスク評価により、さらに評価が必要と判断される場合も列挙している。詳細リスク評価のガイドを、添付 2 に示す。また、プラント停止時の重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のフローを図 1 に示す。</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 6_r01)</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 背景 1</p> <p>3 用語の定義 1</p> <p>4 指針 5</p> <p> 4.1 本附属書の適用について 5</p> <p> 4.2 目的 6</p> <p> 4.3 緩和能力 6</p> <p> 4.4 停止時中の制御喪失 7</p> <p> 4.5 定量評価を必要とする所見 7</p> <p>添付 1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化（スクリーニング） 10</p> <p>別紙 1 スクリーニングの利用ガイド（検査指摘事項の初期スクリーニング及び整理） .. 15</p> <p>別紙 2 発生防止のスクリーニングに関する質問 17</p> <p>別紙 3 影響緩和のスクリーニングに関する質問 20</p> <p>別紙 4 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問 24</p> <p>別紙 5 外部事象のスクリーニングに関する質問 26</p> <p>添付 2 詳細リスク評価 24</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書は、プラント停止時の安全重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のガイドラインについて定めたものである。安全重要度決定プロセスのスクリーニングは、本附属書の添付 1 として規定されるとおり、停止操作に特化したスクリーニング基準（「緑」を特定する質問）によって構成される。加圧水型原子炉（PWR）及び沸騰水型原子炉（BWR）の双方について、原子力検査官がプラント停止状態に係る検査指摘事項を確認した場合、原子力検査官は本スクリーニングのガイドラインを使用することになる。</p> <p>添付 1 には、重要度決定プロセスの詳細リスク評価により、さらに評価が必要と判断される場合も列挙している。詳細リスク評価のガイドを、添付 2 に示す。また、プラント停止時の重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のフローを図 1 に示す。</p>	改正に伴う修正

2 背景

PWR 及び BWR におけるプラント停止中及び停止時の操作においては、出力運転中とは異なったプラントの状態や脆弱性が発生する。停止したプラントは、一定の主要安全機能が適切に維持され管理される限り安全な状態にある。それらの機能を以下に示す。

- ◆ 崩壊熱除去
- ◆ 保有水管理
- ◆ 電力供給機能
- ◆ 反応度制御
- ◆ 格納容器閉じ込め機能

通常の定期検査のためのプラント停止中に事業者が実施する業務の範囲は広くかつ多様である。燃料交換の他に、予防保全、事後保全、改造工事、サーベイランス試験、ISI、及びこれらの作業の管理業務などにより、プラント停止の計画が作成され、プラント状態の変化が管理される。リスク管理及び主要な安全機能の維持を目的としたこれらの業務の調整は必要不可欠である。加えて、計画外停止及び強制停止に関する業務は燃料交換時の業務範囲よりはるかに小さいものの、これらの停止を安全に行うために停止状態での脆弱性について燃料交換時と同様の注意が必要である。本重要度決定プロセスは、上記のような特徴を考慮に入れたうえで、停止状態中における検査指摘事項の安全上の重要度の決定を支援するために策定されたものである。

3 用語の定義

別段の定めがない限り、以下の定義は PWR 及び BWR の両方に適用される。

利用可能

以下の場合、設備は利用可能とみなす。

- (1) 設備がその機能を遂行する **前**に必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。
- (2) 意図された機能を満たすよう設備を使用するための手順書又は指示書がある。
- (3) 全ての必要なサポート系統（交流（AC）電源、冷却水、直流（DC）制御電源など）の設備がその機能を遂行する **前**に必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。
- (4) 運転員が所定の状況でその設備を使用する訓練を受けている。

キャビティ **満水（PWR の場合）、ウェル満水（BWR の場合）**

原子炉容器上蓋が取り外され、キャビティ水位が燃料移動に係わる所定の水位まで上昇している原子炉冷却系統の状態。

炉心損傷

炉心損傷は被覆管の最高温度が 1,200℃を超える場合に相当する。

重力注入(PWR のみ)

重力注入とは、動力装置（例：ポンプ）を使わずに水源（燃料取替用水タンク等）から原子炉冷却水系

2 背景

PWR 及び BWR におけるプラント停止中及び停止時の操作においては、出力運転中とは異なったプラントの状態や脆弱性が発生する。停止したプラントは、一定の主要安全機能が適切に維持され管理される限り安全な状態にある。それらの機能を以下に示す。

- ◆ 崩壊熱除去
- ◆ 保有水管理
- ◆ 電力供給機能
- ◆ 反応度制御
- ◆ 格納容器閉じ込め機能

通常の定期検査のためのプラント停止中に事業者が実施する業務の範囲は広くかつ多様である。燃料交換の他に、予防保全、事後保全、改造工事、サーベイランス試験、ISI、及びこれらの作業の管理業務などにより、プラント停止の計画が作成され、プラント状態の変化が管理される。リスク管理及び主要な安全機能の維持を目的としたこれらの業務の調整は必要不可欠である。加えて、計画外停止及び強制停止に関する業務は燃料交換時の業務範囲よりはるかに小さいものの、これらの停止を安全に行うために停止状態での脆弱性について燃料交換時と同様の注意が必要である。本重要度決定プロセスは、上記のような特徴を考慮に入れたうえで、停止状態中における検査指摘事項の安全上の重要度の決定を支援するために策定されたものである。

3 用語の定義

別段の定めがない限り、以下の定義は PWR 及び BWR の両方に適用される。

利用可能

以下の場合、設備は利用可能とみなす。

- (1) 設備がその機能を遂行する **の**に必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。
- (2) 意図された機能を満たすよう設備を使用するための手順書又は指示書がある。
- (3) 全ての必要なサポート系統（交流（AC）電源、冷却水、直流（DC）制御電源など）の設備がその機能を遂行する **の**に必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。
- (4) 運転員が所定の状況でその設備を使用する訓練を受けている。

キャビティ **満水**

原子炉容器上蓋が取り外され、キャビティ水位が燃料移動に係わる所定の水位まで上昇している原子炉冷却系統の状態。

炉心損傷

炉心損傷は被覆管の最高温度が 1,200℃を超える場合に相当する。

重力注入(PWR のみ)

重力注入とは、動力装置（例：ポンプ）を使わずに水源（燃料取替用水タンク等）から原子炉冷却水系

運用の明確化

・最新の NRC の検査ガイド（IMC0609 Appendix G）（以下「最新 IMC」という。）を反映

記載の適正化

<p>統に水を注入する操作である。この場合、水源は原子炉より高い位置にあり、原子炉は大気圧状態にあるか大気圧に到達できなければならない。重力注入は、原子炉冷却水系統の沸騰開始後に利用可能であることが期待される場合に有効と評価される。重力注入の信頼性を評価するに当たり、RWST 又は他の水源による水頭圧を減少させる以下の要因を考慮する必要がある。</p> <p>(1) サージラインの圧力低下。 (2) 加圧器への混入水の蓄積。 (3) (取り外した機器の管理又はガス排出抑制により) 制限された原子炉冷却水系統のベントパス。</p> <p>ミッドループ運転 (PWR のみ) 原子炉冷却水系統のエアレーション等のために、原子炉冷却水系統の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたプラント状態。</p> <p>原子炉 <u>容器からのドレン</u> の可能性を伴う <u>操作</u> 正しく行われないと保有水喪失事象につながる可能性の伴う計画的なメンテナンス時の放水をいう。原子炉 <u>容器からのドレン</u> の可能性を伴う <u>操作では</u> いかなる問題も、適正な <u>保有水喪失 (LOI) の基準</u> を使用して評価しなければならない。</p> <p>保有水減少状態 (PWR のみ) ミッドループ運転状態等、原子炉冷却水系統の水位を下げた状態。また、1 体以上の燃料集合体が原子炉容器内になければならない。</p> <p>原子炉冷却系統開放 以下の場合、原子炉冷却系統は開放状態にあるとみな <u>される。</u></p> <p><u>PWR プラントの場合</u> (1) 蒸気発生器による熱除去が持続できない。 (2) フィードアンドブリード <u>を</u> するのに十分な大きさの <u>ベントパス</u> が設けられている。 <u>なお、ベントパス</u> の例には、加圧器マンホール開放、 <u>加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁</u> 取り外し及び原子炉容器上蓋取り外しが含まれる。</p> <p><u>BWR プラントの場合</u> <u>(1)原子炉容器上蓋が取り外されている。</u> <u>(2)原子炉容器上蓋はあるが、残留熱除去に対し、十分なベントパスが存在している。</u></p> <p>燃料取替用水タンク／復水貯蔵タンクの枯渇 燃料取替用水タンク又は復水貯蔵タンクのレベルが、原子炉冷却系統への注入を継続するために補給又は再循環 (PWR のみ) が必要な水位に達した時点で発生する。</p> <p><u>自己</u> 制御式原子炉保有水減少 漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却系統に取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去系統又は余熱除去系統が損なわれ <u>る前に</u> 漏れが止まる。</p> <p>停止操作</p>	<p>統に水を注入する操作である。この場合、水源は原子炉より高い位置にあり、原子炉は大気圧状態にあるか大気圧に到達できなければならない。重力注入は、原子炉冷却水系統の沸騰開始後に利用可能であることが期待される場合に有効と評価される。重力注入の信頼性を評価するに当たり、RWST 又は他の水源による水頭圧を減少させる以下の要因を考慮する必要がある。</p> <p>(1) サージラインの圧力低下。 (2) 加圧器への混入水の蓄積。 (3) (取り外した機器の管理又はガス排出抑制により) 制限された原子炉冷却水系統のベントパス。</p> <p>ミッドループ運転 (PWR のみ) 原子炉冷却水系統のエアレーション等のために、原子炉冷却水系統の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたプラント状態。</p> <p>原子炉 <u>格納容器の排水</u> の可能性を伴う <u>操業</u> 正しく行われないと保有水喪失事象につながる可能性の伴う計画的なメンテナンス時の放水をいう。原子炉 <u>格納容器の排水</u> の可能性を伴う <u>操業に伴う</u> いかなる問題も、適正な <u>保有水喪失基準 (LOI)</u> を使用して評価しなければならない。</p> <p>保有水減少状態 (PWR のみ) ミッドループ運転状態等、原子炉冷却水系統の水位を下げた状態。また、1 体以上の燃料集合体が原子炉容器内になければならない。</p> <p>原子炉冷却系統開放 以下の場合、原子炉冷却系統は開放状態にあるとみな <u>される。</u></p> <p>(1) 蒸気発生器による熱除去が持続できない。 <u>(PWR のみ)</u> (2) フィードアンドブリード <u>をサポート</u> するのに十分な大きさの <u>開口部</u> が設けられている。 <u>開口部</u> の例には、加圧器マンホール開放、 <u>逃がし弁安全弁</u> 取り外し及び原子炉容器上蓋取り外しが含まれる。</p> <p>燃料取替用水タンク／復水貯蔵タンクの枯渇 燃料取替用水タンク又は復水貯蔵タンクのレベルが、原子炉冷却系統への注入を継続するために補給又は再循環 (PWR のみ) が必要な水位に達した時点で発生する。</p> <p><u>自動</u> 制御式原子炉保有水減少 漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却系統に取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去系統又は余熱除去系統が損なわれ <u>ないうちに</u> 漏れが止まる。</p> <p>停止操作</p>	<p>記載の適正化 ・誤記訂正と記載の適正化</p> <p>記載の適正化 ・PWR には逃し安全弁が無いので修正運用の明確化 ・最新 IMC を反映し、BWR 分を追記</p> <p>記載の適正化 ・誤記訂正</p>
--	--	--

<p>停止操作は、少なくとも1つの燃料集合体が原子炉容器にあり、かつ残留熱除去又は余熱除去系統が運転中の場合に、高温停止、冷温停止及び燃料交換中に生ずる。</p> <p>○重要度決定の段階</p> <p>スクリーニング（検査指摘事項の特性評価及び初期スクリーニング）</p> <p>スクリーニングは、検査指摘事項を特性評価し、初期スクリーニングにより重要度が低い「緑」又は「白」以上かを特定するために使用される。</p> <p>詳細リスク評価（リスク重要度の決定及び正当化）</p> <p>スクリーニングによって重要度が低いと判断されなかったものに対し、詳細リスク評価を実施する。</p> <p>○停止時における検査指摘事項の種類</p> <p>前兆の検査指摘事項</p> <p>以下の検査指摘事項をいう。</p> <p>(1) ある事象の原因となる指摘（例えば、運転中の残留熱除去系又は余熱除去系の喪失）</p> <p>(2) ある事象の可能性を増大させる指摘</p> <p>状態の検査指摘事項</p> <p>事象が起こった場合に、<u>これ</u>を緩和する事業者の能力低下に係る指摘。待機中の残留熱除去系統又は余熱除去系に影響する指摘。</p> <p>○停止起因事象</p> <p>残留熱除去系の喪失（LORHR）</p> <p>残留熱除去系又は余熱除去系の<u>機能喪失</u>（残留熱除去系又は余熱除去系ポンプの故障など）又は<u>外部電源の喪失</u>以外のサポート系の故障による残留熱除去系又は余熱除去系の<u>機能喪失</u>など。</p> <p>外部電源の喪失（LOOP）</p> <p>残留熱除去系又は余熱除去系<u>機能喪失</u>を引き起こす外部電源の喪失など。外部電源の喪失事象は発電所運転状態3（POS3）では評価されない。</p> <p>原子炉保有水喪失（LOI）</p> <p>BWR <u>では水位低下</u>での残留熱除去系又は余熱除去系の自動隔離、ポンプの吸引喪失による残留熱除去系又は余熱除去系機能の<u>機能喪失</u>を引き起こすか又はその可能性のある原子炉冷却系統保有水の喪失など。</p> <p><u>水位制御の喪失（LOLC）（PWRのみ）</u></p> <p>この起因事象の区分には以下が含まれる。</p> <p>(1) 運転員がミッドループ状態にするため、原子炉冷却系統の水位を下げすぎて残留熱除去系又は余熱除去系が喪失する状態になった場合</p> <p>(2) 運転員が、ミッドループ状態中に水位又は流量制御に<u>失敗し</u>、残留熱除去系又は余熱除去系機能が喪失する状態になった場合</p>	<p>停止操作は、少なくとも1つの燃料集合体が原子炉容器にあり、かつ残留熱除去又は余熱除去系統が運転中の場合に、高温停止、冷温停止及び燃料交換中に生ずる。</p> <p>○重要度決定の段階</p> <p>スクリーニング（検査指摘事項の特性評価及び初期スクリーニング）</p> <p>スクリーニングは、検査指摘事項を特性評価し、初期スクリーニングにより重要度が低い「緑」又は「白」以上かを特定するために使用される。</p> <p>詳細リスク評価（リスク重要度の決定及び正当化）</p> <p>スクリーニングによって重要度が低いと判断されなかったものに対し、詳細リスク評価を実施する。</p> <p>○停止時における検査指摘事項の種類</p> <p>前兆の検査指摘事項</p> <p>以下の検査指摘事項をいう。</p> <p>(1) ある事象の原因となる指摘（例えば、運転中の残留熱除去系又は余熱除去系の喪失）</p> <p>(2) ある事象の可能性を増大させる指摘</p> <p>状態の検査指摘事項</p> <p>事象が起こった場合に<u>事象</u>を緩和する事業者の能力低下に係る指摘。待機中の残留熱除去系統又は余熱除去系に影響する指摘。</p> <p>○停止起因事象</p> <p>残留熱除去系の喪失（LORHR）</p> <p>残留熱除去系又は余熱除去系の<u>故障</u>（残留熱除去系又は余熱除去系ポンプの故障など）又は<u>外部電源</u>以外の残留熱除去又は余熱除去サポート系の故障による残留熱除去系又は余熱除去系の<u>喪失</u>など。</p> <p>外部電源の喪失（LOOP）</p> <p>残留熱除去系又は余熱除去系<u>機能の喪失</u>を引き起こす外部電源の喪失など。外部電源の喪失事象は発電所運転状態3（POS3）では評価されない。</p> <p>原子炉保有水喪失（LOI）</p> <p>BWR <u>の低水位</u>での残留熱除去系又は余熱除去系の自動隔離、ポンプの吸引喪失による残留熱除去系又は余熱除去系機能の<u>喪失</u>を引き起こすか又はその可能性のある原子炉冷却系統保有水の喪失など。</p> <p><u>レベル</u>制御の喪失（LOLC）</p> <p>この起因事象の区分には以下が含まれる。</p> <p>(1) 運転員がミッドループ状態にするため、原子炉冷却系統の水位を下げすぎて残留熱除去系又は余熱除去系が喪失する状態になった場合</p> <p>(2) 運転員が、ミッドループ状態中に水位又は流量制御を<u>維持できず</u>、残留熱除去系又は余熱除去系機能が喪失する状態になった場合</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・簡素化 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載の明確化 ・表現の整合 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主旨の明確化 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・表現の適正化 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ミッドループ運転の記載のため PWR に限定 ・表現の適正化 <p>記載の適正化</p>
---	---	---

<p>オーバードレン (OD)</p> <p>オーバードレンは水位<u>制御</u>の<u>喪失</u>の一部である。原子炉冷却系統が1つの目標レベル範囲から次に低い範囲へと排出されている間、最終的に求められる範囲内に放出が止まらない場合の事象を表す。</p> <p>○PWRの主な運転状態 (POSSs)</p> <p>運転状態 1</p> <p>この運転状態は余熱除去系が運転に入った時に始まる。原子炉冷却系統は、蒸気発生器の2次側にヒートシンクとして利用できると考えられる十分な保有水がある場合に、崩壊熱除去が可能である。原子炉冷却系統では、加圧器において気泡が発生することがある。この運転状態は、原子炉冷却系統が<u>ベント</u>され、<u>蒸気発生器による</u>余熱除去が維持できない状態の時に終了する。この運転状態は一般的にモード4 (高温停止)、及びモード5 (冷温停止) の一部を含む。</p> <p>運転状態 2</p> <p>この運転状態は、蒸気発生器による余熱除去が維持できず、かつフィードアンドブリードに対し十分な原子炉冷却系統の<u>ベントパス</u>が存在する時に始まる。この運転状態には、モード5 (冷温停止) の一部及びモード6 (燃料交換) が含まれる。<u>ベント</u>された原子炉冷却系統での低水位運転及びミッドループ運転はこの運転状態の一部である。</p> <p>注：原子炉冷却系統の真空ベンディング中に発生する検査指摘事項は、運転状態1のイベントツリーを使用する。</p> <p>運転状態 3</p> <p>この運転状態は、原子炉キャビティ水位が保安規定に記載されている格納容器内の照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベルかそれより高い時の停止状態を示す。この運転状態はモード6中に生じる。</p> <p>○BWRの主な運転状態</p> <p>運転状態 1</p> <p>この運転状態は、残留熱除去系が運転に入った時に始まる。<u>原子炉容器上蓋があり、原子炉冷却系統は閉じており、そのため</u>運転員が介入しない<u>長期の</u>残留熱除去系機能喪失は、残留熱除去系ポンプの<u>締切圧力以上に昇圧される可能性がある</u>。</p> <p>運転状態 2</p> <p>この運転状態は、(1) <u>原子炉圧力容器上蓋</u>が取り外され、<u>原子炉圧力容器</u>の水位が保安規定に記載されている照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベルより低い場合、又は(2) <u>原子炉圧力容器上蓋は</u><u>ある</u>が<u>残留熱除去に十分な原子炉圧力容器ベント</u>がない場合の停止状態を示す。</p> <p>運転状態 3</p> <p>この運転状態は、<u>原子炉容器</u>の水位が保安規定に記載されている照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベル以上である場合の停止状態を示す。この運転状態はモード5 (燃料交換) の<u>期間</u>中に生ずる。</p>	<p>オーバードレン (OD)</p> <p>オーバードレンは水位<u>維持</u>の<u>失敗</u>の一部である。原子炉冷却系統が1つの目標レベル範囲から次に低い範囲へと排出されている間、最終的に求められる範囲内に放出が止まらない場合の事象を表す。</p> <p>○PWRの主な運転状態 (POSSs)</p> <p>運転状態 1</p> <p>この運転状態は余熱除去系が運転に入った時に始まる。原子炉冷却系統は、蒸気発生器の2次側にヒートシンクとして利用できると考えられる十分な保有水がある場合に、崩壊熱除去が可能である。原子炉冷却系統では、加圧器において気泡が発生することがある。この運転状態は、原子炉冷却系統が<u>通気</u>され、余熱除去を維持できない状態の時に終了する。この運転状態は一般的にモード4 (高温停止)、及びモード5 (冷温停止) の一部を含む。</p> <p>運転状態 2</p> <p>この運転状態は、蒸気発生器が炉心熱除去を維持できない時、又はフィードアンドブリードに十分な原子炉冷却系統の<u>開口部</u>が存在する時に始まる。この運転状態には、モード5 (冷温停止) の一部及びモード6 (燃料交換) が含まれる。<u>開放</u>された原子炉冷却系統での低水位運転及びミッドループ運転はこの運転状態の一部である。</p> <p>注：原子炉冷却系統の真空ベンディング中に発生する検査指摘事項は、運転状態1のイベントツリーを使用する。</p> <p>運転状態 3</p> <p>この運転状態は、原子炉キャビティ水位が保安規定に記載されている格納容器内の照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベルかそれより高い時の停止状態を示す。この運転状態はモード6中に生じる。</p> <p>○BWRの主な運転状態</p> <p>運転状態 1</p> <p>この運転状態は、残留熱除去系が運転に入った時に始まる。運転員が介入しないで残留熱除去系機能の喪失が拡大し、残留熱除去系ポンプの<u>停止ヘッドより上部で原子炉冷却系統の再加圧につながるよう、格納容器蓋はかぶさった状態で、原子炉冷却系統は閉まっている</u>。</p> <p>運転状態 2</p> <p>この運転状態は、(1) <u>格納容器</u>蓋が取り外され、<u>圧力容器</u>の水位が保安規定に記載されている<u>原子炉圧力容器内の</u>照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベルより低い場合、又は(2) <u>格納容器</u>蓋は<u>かぶさっている</u>が<u>崩壊熱除去に十分な原子炉冷却系統の通気路</u>がない場合の停止状態を示す。</p> <p>運転状態 3</p> <p>この運転状態は、原子炉<u>圧力容器</u>の水位が保安規定に記載されている<u>原子炉圧力容器の範囲内の</u>照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベルに<u>等しいかそれ以上</u>である場合の停止状態を示す。この運転状態はモード5 (燃料交換) の間中に生ずる。</p>	<p>・表現の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>・表現の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>・表現の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>・誤記</p> <p>記載の適正化</p> <p>・誤記訂正</p> <p>記載の適正化</p>
--	---	--

<p>4 指針</p> <p>4.1 本附属書の適用について</p> <p>本附属書は、燃料交換停止、強制停止及び保守停止時に適用可能であり、プラントが残留熱除去系又は余熱除去系による冷却開始した時から、プラントが昇温され残留熱除去系又は余熱除去系を待機状態にするまでの間適用される。</p> <p>注：上記以外の場合、検査官は以下を確認しつつ、出力運転時における重要度評価手法（原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの附属書1）を用いる。</p> <p>(1) 崩壊熱が最大出力時に比べて少なく、潜在的に運転員による回復操作に<u>時間余裕がある</u>可能性がある。</p> <p>(2) 緩和系統の中には、自動操作ではなく手動操作が必要なものがある。</p> <p>(3) 格納容器隔離系に動作を<u>要求されていない</u>ものがあり、閉じ込め機能の喪失の可能性が<u>増加する</u>。</p> <p>プラントが停止していても、残留熱除去系又は余熱除去系の運転要求がなく、炉心の冷却を行っていない状態の場合、本附属書を適用しない。</p> <p>本附属書は、検査指摘事項を2つの区分で評価するために使用する：1つ目の区分はある事象を実際に引き起こすか、又は事象の可能性を増大させるもの（<u>前兆の検査指摘事項</u>）で、2つ目の区分はある事象を緩和させる能力に影響するもの（<u>状態の検査指摘事項</u>）である。</p> <p>対象となる一般的な事象は、残留熱除去系又は余熱除去系の喪失、原子炉冷却系保有水の流出並びに低温加圧（LTOP）事象及び反応度事象である。もう1つの事象は、4.4 で記載されている水位維持の失敗である。</p> <p><u>注目すべき典型的な事象は、残留熱除去系又は余熱除去系の喪失、原子炉保有水喪失、低温過加圧、反応度添加事象、水位制御の喪失である。</u>残留熱除去系又は余熱除去系統の喪失には、<u>それらの設備</u>の隔離、外部電源の喪失（LOOP）、稼働中のポンプの故障、それぞれの熱交換器への冷却故障、系統水流の不具合（例：原子炉冷却系統から離れた流水分岐など）を含む（ただし、これらに限らないこともある）。</p> <p>保有水の流出は、残留熱除去系又は余熱除去系の喪失に至らない場合があるが、いずれにせよ、全ての保有水の流出は詳細分析のために適切に評価しなければならない。</p> <p>4.2 目的</p> <p>本附属書は、停止時の検査指摘事項の安全重要度評価に使用され、その結果には、以下の2つがある（図1参照）；</p> <p>(1) 検査指摘事項のリスクの重大性を判断するために定量的評価が必要となるもの</p> <p>(2) リスク重要度が非常に低い「緑」としてスクリーニングできるもの</p> <p>4.3 緩和能力</p> <p>本附属書の添付1は、事業者が適切な緩和能力を維持していることを確認するため、停止時操作に関するスクリーニング質問事項を別紙2から5までに定めている。スクリーニング質問事項は、運転モー</p>	<p>4 指針</p> <p>4.1 本附属書の適用について</p> <p>本附属書は、燃料交換停止、強制停止及び保守停止時に適用可能であり、プラントが残留熱除去系又は余熱除去系による冷却開始した時から、プラントが昇温され残留熱除去系又は余熱除去系を待機状態にするまでの間適用される。</p> <p>注：上記以外の場合、検査官は以下を確認しつつ、出力運転時における重要度評価手法（原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの附属書1）を用いる。</p> <p>(1) 崩壊熱が最大出力時に比べて少なく、潜在的に運転員による回復操作に<u>時間がかかる</u>可能性がある。</p> <p>(2) 緩和系統の中には、自動操作ではなく手動操作が必要なものがある。</p> <p>(3) 格納容器隔離系の中に、動作<u>可能でない</u>ものがあり、閉じ込め機能の喪失可能性が<u>大きいものがある</u>。</p> <p>プラントが停止していても、残留熱除去系又は余熱除去系の運転要求がなく、炉心の冷却を行っていない状態の場合、本附属書を適用しない。</p> <p>本附属書は、検査指摘事項を2つの区分で評価するために使用する：1つ目の区分はある事象を実際に引き起こすか、又は事象の可能性を増大させるもの（<u>先行所見</u>）で、2つ目の区分はある事象を緩和させる能力に影響するもの（<u>条件付き所見</u>）である。</p> <p>対象となる一般的な事象は、残留熱除去系又は余熱除去系の喪失、原子炉冷却系保有水の流出並びに低温加圧（LTOP）事象及び反応度事象である。もう1つの事象は、4.4 で記載されている水位維持の失敗である。</p> <p>残留熱除去系又は余熱除去系の喪失には、<u>残留熱除去系又は余熱除去系統</u>の隔離、外部電源の喪失（LOOP）、稼働中のポンプの故障、<u>残留熱除去系又は余熱除去系</u>それぞれの熱交換器への冷却故障、系統水流の不具合（例：原子炉冷却系統から離れた流水分岐など）を含む（ただし、これらに限らないこともある）。</p> <p>保有水の流出は、残留熱除去系又は余熱除去系の喪失に至らない場合があるが、いずれにせよ、全ての保有水の流出は詳細分析のために適切に評価しなければならない。</p> <p>4.2 目的</p> <p>本附属書は、停止時の検査指摘事項の安全重要度評価に使用され、その結果には、以下の2つがある（図1参照）；</p> <p>(1) 検査指摘事項のリスクの重大性を判断するために定量的評価が必要となるもの</p> <p>(2) リスク重要度が非常に低い「緑」としてスクリーニングできるもの</p> <p>4.3 緩和能力</p> <p>本附属書の添付1は、事業者が適切な緩和能力を維持していることを確認するため、停止時操作に関するスクリーニング質問事項を別紙2から5までに定めている。スクリーニング質問事項は、運転モー</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・誤記訂正 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・誤記訂正 <p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最新のNRCの検査ガイドを反映 <p>記載の適正化</p>
--	---	--

ド、沸騰までの時間、原子炉冷却系水位及び原子炉冷却系の系統構成によって決まる、全ての運転状態に対応している。別紙2から5までを完了するに当たっては、検査官は別紙1の表1を使用する。表1には、停止中に維持していることが好ましい機器、系統、計装装置、方針及び手順がセットになっている。

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

4.4 停止時中の水位維持の失敗（PWRのみ）

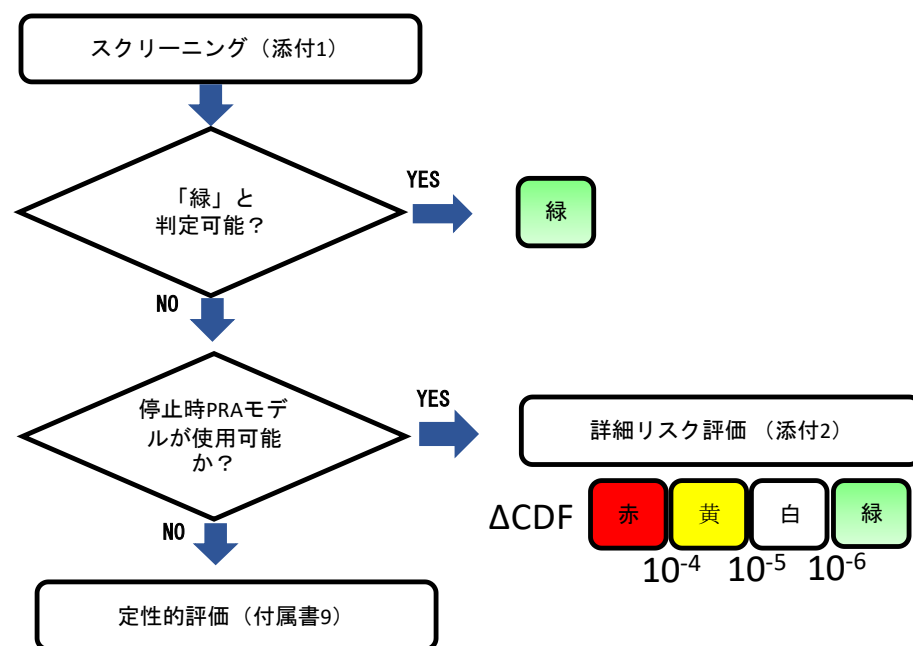
安全重要度決定プロセスの一環として、停止中に事業者が事象の発生を最小化し緩和能力を維持することの確認に加え、原子力検査官は水位維持の失敗を示す状態又は事象の監視も行う。本附属書の添付1に記載の状態が生じた場合、その検査指摘事項は定量的に評価される必要がある。

4.5 定量評価を必要とする所見

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

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	
<u>2</u>			



ド、沸騰までの時間、原子炉冷却系水位及び原子炉冷却系の構成によって決まる、全ての運転状態に対応している。別紙2から5までを完了するに当たっては、検査官は別紙1の表1を使用する。表1には、停止中に維持していることが好ましい機器、系統、計装装置、方針及び手順がセットになっている。

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

4.4 停止時中の水位維持の失敗（PWRのみ）

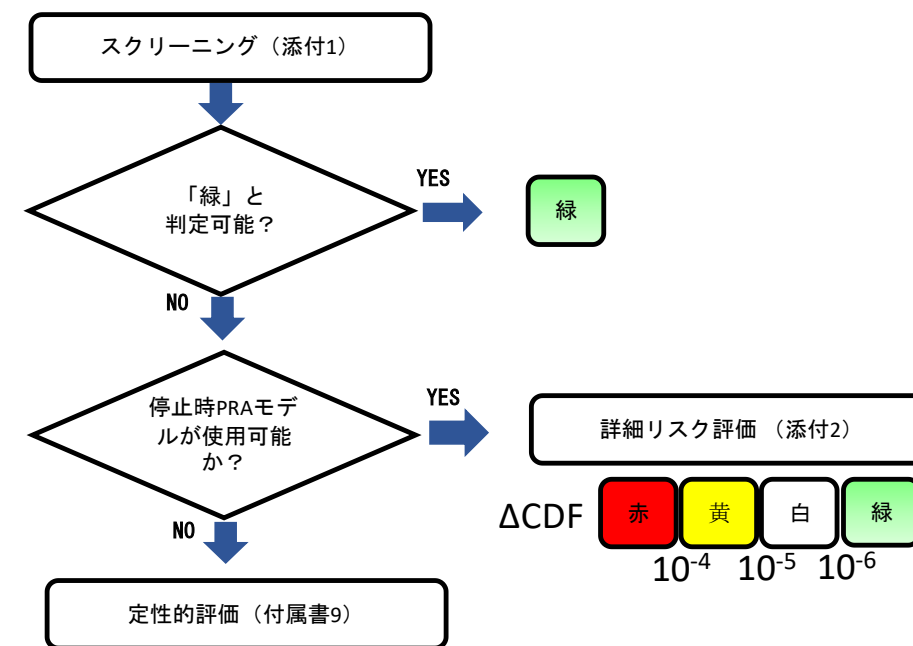
安全重要度決定プロセスの一環として、停止中に事業者が事象の発生を最小化し緩和能力を維持することの確認に加え、原子力検査官は水位維持の失敗を示す状態又は事象の監視も行う。本附属書の添付1に記載の状態が生じた場合、その検査指摘事項は定量的に評価される必要がある。

4.5 定量評価を必要とする所見

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

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	



改正に伴う修正

図1 スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー

＜添付資料＞

添付1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化（スクリーニング）

添付2 詳細リスク評価

添付1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化（スクリーニング）

1 適用

本資料は、リスク上重要と考えられる「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」又は「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての初期スクリーニングを示すものである。このスクリーニングによってリスク上極めて影響が低い検査指摘事項を特定し、それ以上の規制対応は不要とするものである。本スクリーニングは、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去又は崩壊熱除去により系統が通常の温度及び圧力に管理されている状況において使用することとし、それ以外の状況については、「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に示される初期評価に戻ることとする。

2 開始条件

個別事項の安全重要度評価を開始する前に、検査官は、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に従い、事項のリスク上の重要度を判断し、その事項が炉内に燃料がある状態でのプラント停止中に関するものである場合は、以降に示すプラント停止時の初期スクリーニングを実施する。

3 スクリーニングの概要

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

スクリーニングは現場の検査官が実施し、必要に応じ本庁の支援を受けるものとする。検査官は、影響を受けた構築物・系統・機器、劣化の内容及び劣化した状態の継続期間など、検査指摘事項の重要度を決定するための情報を収集する。検査官は、事業者からの提供準備が整えば安全重要度評価の初期段階から事業者

図1 スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー

＜添付資料＞

添付1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化（スクリーニング）

添付2 詳細リスク評価

添付1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化（スクリーニング）

1 適用

本資料は、リスク上重要と考えられる「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」又は「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての初期スクリーニングを示すものである。このスクリーニングによってリスク上極めて影響が低い検査指摘事項を特定し、それ以上の規制対応は不要とするものである。本スクリーニングは、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去又は崩壊熱除去により系統が通常の温度及び圧力に管理されている状況において使用することとし、それ以外の状況については、「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に示される初期評価に戻ることとする。

2 開始条件

個別事項の安全重要度評価を開始する前に、検査官は、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に従い、事項のリスク上の重要度を判断し、その事項が炉内に燃料がある状態でのプラント停止中に関するものである場合は、以降に示すプラント停止時の初期スクリーニングを実施する。

3 スクリーニングの概要

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

スクリーニングは現場の検査官が実施し、必要に応じ本庁の支援を受けるものとする。検査官は、影響を受けた構築物・系統・機器、劣化の内容及び劣化した状態の継続期間など、検査指摘事項の重要度を決定するための情報を収集する。検査官は、事業者からの提供準備が整えば安全重要度評価の初期段階から事業者

のリスクに関する知見を入手すべきであり、安全重要度評価の枠組みを活用して事業者側の入力や仮定の妥当性を評価していくこととする。

表 1			
安全機能	主要システム	サポートシステム	起 因 事 象 シ ナ リ オ
残留熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去 余熱除去 停止時冷却 <u>(SDC)</u> 蒸気発生器 (PWR) フィード&ブリード(低圧注入、高圧注入、<u>充てん系</u>) (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> 交流電源 直流電源 RHR 熱交換器 補機冷却系 (PWR) 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口/出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (<u>原子炉容器</u>上蓋が取り付けられた PWR のみ) <u>補機冷却海水系 (BWR)</u> 逃がし安全弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> RHR 喪失 SDC 喪失 外部電源喪失 保有水流失 オーバードレン (PWR) <u>水位制御喪失 (LOLC) (PWR)</u> 補機冷却水 <u>喪失 (CCW) (PWR)</u> <u>補機冷却海水系喪失 (RSW) (BWR)</u>
保有水管理	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入 高圧注入 充てん系 (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> ドレン流出隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR 熱交換器 RHR 逃がし弁 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口/出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (<u>原子炉容器</u>上蓋が取り付けられた PWR のみ) 逃がし安全弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 保有水 <u>喪失 (LOI)</u> オーバードレン (OD) (PWR) <u>水位制御喪失 (LOLC) (PWR)</u>
電源利用可能性	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機 外部電源供給 外部変圧器 外部インバータ 	<ul style="list-style-type: none"> AC と DC 母線 バッテリーとバッテリー充電器 電気発電機 インバータ 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因 <u>事象因子</u>
反応度制御	<ul style="list-style-type: none"> <u>原子炉保護系 (RPS)</u> 制御棒及び関連駆動機構 化学体積制御系 (PWR) ホウ酸水注入系 (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 核計装 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 反応度 (偶発的臨界)
格納容器	<ul style="list-style-type: none"> 水素制御 格納容器 <u>閉じ込め</u>能力 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因 <u>事象因子</u>

のリスクに関する知見を入手すべきであり、安全重要度評価の枠組みを活用して事業者側の入力や仮定の妥当性を評価していくこととする。

表 1			
安全機能	主要システム	サポートシステム	起 因 事 象 シ ナ リ オ
残留熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去 余熱除去 停止時冷却 <u>(SDC)</u> 蒸気発生器 (PWR) フィード&ブリード(低圧注入、高圧注入、<u>蓄圧系</u>) (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> 交流電源 直流電源 RHR 熱交換器 補機冷却系 (PWR) 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口/出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (<u>原子炉</u>上蓋が取り付けられた PWR のみ) <u>余熱除去所内用水 (PWR)</u> 逃がし安全弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> RHR 喪失 SDC 喪失 外部電源喪失 保有水流失 オーバードレン (PWR) <u>レベル制御喪失 (LOLC) (PWR)</u> 補機冷却水 <u>流出 (CCW) (PWR)</u> <u>余熱除去所内用水流出 (RHRSW) (PWR)</u>
保有水管理	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入 高圧注入 充てん系 (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> ドレンダウン隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR 熱交換器 RHR 逃がし弁 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口/出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (<u>原子炉</u>上蓋が取り付けられた PWR のみ) 逃がし安全弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 保有水 <u>流出 (LOI)</u> オーバードレン (OD) (PWR) <u>レベル制御喪失 (LOLC) (PWR)</u>
電源利用可能性	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機 外部電源供給 外部変圧器 外部インバータ 	<ul style="list-style-type: none"> AC と DC 母線 バッテリーとバッテリー充電器 電気発電機 インバータ 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因 <u>因子</u>
反応度制御	<ul style="list-style-type: none"> <u>RPS</u> 制御棒関連駆動機構 化学体積制御系 (PWR) ホウ酸水注入系 (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 核計装 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 反応度 (偶発的臨界)
格納容器	<ul style="list-style-type: none"> 水素制御 格納容器 <u>封鎖</u>能力 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定) 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因 <u>因子</u>

記載の適正化

	<ul style="list-style-type: none"> 貫通部 	<ul style="list-style-type: none"> 仮設閉じ込め/貫通部 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	
--	---	---	--

この表は全てを含んでいない。検査官が重要度評価を行う際に考慮すべき重要な設備や主要な機能の概要を示している。

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

ステップ1：検査指摘事項の初期スクリーニング

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

1.1 現在のPWRの設計では、プラント停止中の自動安全作動システムを有していない。また、現在のBWRの設計では、冷温停止及び燃料取替において低水位での自動注入機能は要求されていない。ゆえに、多くの検査指摘事項のリスク重要度は運転員による問題の判断と適切な操作対応に頼ることになる。運転操作対応の成功は、手順書、余裕時間、影響緩和対応の複雑さ、訓練、問題の判断能力等に依存する。よって、プラント停止中の指摘事項に対する初期スクリーニングを評価する際には、停止時の起因事象に対する運転員の判断と操作対応の能力に影響を及ぼす条件や事象について認識しておくことが重要である。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。

1.2 表1に、プラント停止時に安全上重要となる主要な安全機能とシステムを示す。検査官は別紙2～5を完成させるに当たってこの表を活用する。この表は、停止時のリスクに影響を及ぼし得る人的行為及び機器の両方に対して考えられる全ての影響を集めようとしたものである。検査官はこの表の情報を使って、別紙2～5のどのカテゴリーが個別の検査指摘事項により影響を受けたかを決定する。

1.3 当該検査指摘事項が停止中の原子炉の安全に影響を及ぼす場合は、影響を受けた監視領域を特定する。

- 発生防止
- 拡大防止・影響緩和
- 閉じ込めの維持

注記：複数の監視領域に影響を及ぼす検査指摘事項の重要度を評価する場合は、当該検査指摘事項のドミナント（支配的な）リスクを最も反映する監視領域に割り当てることとする。

引き続き、スクリーニング質問に回答する。

1.4 スクリーニング質問に回答し、別紙における決定論理を用いて当該事項を「緑」として特定でき

	<ul style="list-style-type: none"> 貫通部 	<ul style="list-style-type: none"> 仮設封鎖/貫通部 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	
--	---	---	--

(新設)

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

ステップ1：検査指摘事項の初期スクリーニング

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

1.1 現在のPWRの設計では、プラント停止中の自動安全作動システムを有していない。また、現在のBWRの設計では、冷温停止及び燃料取替において低水位での自動注入機能は要求されていない。ゆえに、多くの検査指摘事項のリスク重要度は運転員による問題の判断と適切な操作対応に頼ることになる。運転操作対応の成功は、手順書、余裕時間、影響緩和対応の複雑さ、訓練、問題の判断能力等に依存する。よって、プラント停止中の指摘事項に対する初期スクリーニングを評価する際には、停止時の起因事象に対する運転員の判断と操作対応の能力に影響を及ぼす条件や事象について認識しておくことが重要である。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。

1.2 表1に、プラント停止時に安全上重要となる主要な安全機能とシステムを示す。検査官は別紙2～5を完成させるに当たってこの表を活用する。この表は、停止時のリスクに影響を及ぼし得る人的行為及び機器の両方に対して考えられる全ての影響を集めようとしたものである。検査官はこの表の情報を使って、別紙2～5のどのカテゴリーが個別の検査指摘事項により影響を受けたかを決定する。

1.3 当該検査指摘事項が停止中の原子炉の安全に影響を及ぼす場合は、影響を受けた監視領域を特定する。

- 発生防止
- 拡大防止・影響緩和
- 閉じ込めの維持

注記：複数の監視領域に影響を及ぼす検査指摘事項の重要度を評価する場合は、当該検査指摘事項のドミナント（支配的な）リスクを最も反映する監視領域に割り当てることとする。

引き続き、スクリーニング質問に回答する。

1.4 スクリーニング質問に回答し、別紙における決定論理を用いて当該事項を「緑」として特定でき

記載の適正化
・表の記載項目に限定しないことを明記

<p>るかどうか判断する。別紙に示されている事例は全てを網羅しているわけではないことに留意すること。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。</p> <p>ステップ2：当該事項を「緑」にスクリーニングできれば、所定の様式に従い文書化する。</p> <p>ステップ3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙2～5でのスクリーニング質問による指示に従い、詳細リスク評価又は定性的基準を用いるリスク評価を実施する。この評価の実施に当たっては本庁に連絡すること。</p> <p style="text-align: center;">別紙2 発生防止のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. プラント停止時の起因事象</p> <p>1. 当該検査指摘事項によりプラント停止時の起因事象の発生可能性が高まるか？ <u>起因事象は表1の起因事象シナリオを基に検討する。</u></p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>B. 冷却材喪失事故 — インベントリ喪失に係る起因事象</p> <p>2. インベントリ喪失事象は結果として、漏えいが検知されない及び／又は24時間以内に軽減されない場合に運転中の残留熱除去システムの失敗（例、運転中の残留熱除去ポンプのホットレグ・サクシオンより水位が低下するような状況（PWR）、停止時冷却隔離レベル3設定点まで水位が低下するような状況（BWR））に至るような漏えいであったか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 当該インベントリ喪失事象は運転中の残留熱除去システムへ影響を及ぼす前に漏えいが止まるような自己制</p>	<p>るかどうか判断する。別紙に示されている事例は全てを網羅しているわけではないことに留意すること。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。</p> <p>ステップ2：当該事項を「緑」にスクリーニングできれば、所定の様式に従い文書化する。</p> <p>ステップ3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙2～5でのスクリーニング質問による指示に従い、詳細リスク評価又は定性的基準を用いるリスク評価を実施する。この評価の実施に当たっては本庁に連絡すること。</p> <p style="text-align: center;">別紙2 発生防止のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. プラント停止時の起因事象</p> <p>1. 当該検査指摘事項によりプラント停止時の起因事象の発生可能性が高まるか？ <u>(起因事象)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>PWR</u> <ul style="list-style-type: none"> - <u>RCS インベントリ喪失</u> - <u>RHR1 トレイン喪失事象</u> - <u>接続システム LOCA 及び保守による LOCA</u> - <u>外部電源喪失事象</u> - <u>反応度投入事象</u> ・ <u>BWR</u> <ul style="list-style-type: none"> - <u>運転中の RHR の故障（外部電源喪失を除く。）</u> - <u>外部電源喪失による RHR の故障</u> - <u>配管破断 LOCA</u> - <u>RHR からの LOCA</u> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>B. 冷却材喪失事故 — インベントリ喪失に係る起因事象</p> <p>2. インベントリ喪失事象は結果として、漏えいが検知されない及び／又は24時間以内に軽減されない場合に運転中の残留熱除去システムの失敗（例、運転中の残留熱除去ポンプのホットレグ・サクシオンより水位が低下するような状況（PWR）、停止時冷却隔離レベル3設定点まで水位が低下するような状況（BWR））に至るような漏えいであったか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 当該インベントリ喪失事象は運転中の残留熱除去システムへ影響を及ぼす前に漏えいが止まるような自己制</p>	<p>記載の適正化 ・起因事象は記載内容に限定せず、表に基づき検討することを明記</p>
--	--	---

<p>御的なものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p>C. 過渡事象の起因となる事象</p> <p>4. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が原子炉キャビティ満水時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p>5. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が、原子炉冷却系インベントリが有効燃料頂部（TAF）まで蒸発する時間が外部電源の復旧に要する時間よりも短くなるような場合に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>6. RHR 機能喪失事象 — 起因となる事象が原子炉キャビティ満水時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p>7. 水位維持失敗又はオーバードレン — PWR の場合、起因となる事象は保有水が減少し原子炉水位が低下した時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>D. 外部事象に係る起因事象</p> <p>8. 当該検査指摘事項は、プラント停止時の起因事象を引き起こしうる火災又は内部／外部溢水の発生可能性を高めるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 3 影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 緩和系の構築物、系統及び機器 (SSC) と機能性</p>	<p>御的なものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p>C. 過渡事象の起因となる事象</p> <p>4. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が原子炉キャビティ満水時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p>5. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が、原子炉冷却系インベントリが有効燃料頂部（TAF）まで蒸発する時間が外部電源の復旧に要する時間よりも短くなるような場合に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>6. RHR 機能喪失事象 — 起因となる事象が原子炉キャビティ満水時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p>7. 水位維持失敗又はオーバードレン — PWR の場合、起因となる事象がミッドループ運転時に発生したか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>D. 外部事象に係る起因事象</p> <p>8. 当該検査指摘事項は、プラント停止時の起因事象を引き起こしうる火災又は内部／外部溢水の発生可能性を高めるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 3 影響緩和のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 緩和系の SSC 及び機能性</p>	<p>記載の適正化 ・オーバードレンはミッドループ運転に限定するものではないことから修正 原文に沿って修正</p> <p>記載の適正化</p>
---	---	---

<p>1. 当該検査指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該 SSC はその運用性又は機能性を維持しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 緑とする <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該検査指摘事項は、安全機能の喪失を示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 当該検査指摘事項は、少なくとも 1 トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間（AOT）を超えて実際に機能喪失していること、又は 2 つの個別の（分離された）安全システムが AOT を超えて動作不能になっていることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. a) キャビティが満水の場合、当該検査指摘事項は、停止時においてリスク上重要（例、保全計画において保全重要度高に設定）とされ、保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が 24 時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. b) キャビティが非満水の場合、当該検査指摘事項は、停止時においてリスク上重要（例、保全計画において保全重要度高に設定）とされ保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が 4 時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. a) PWR で、キャビティが非満水の場合、当該検査指摘事項は、RCS 水位指示及び／又は炉心出口温度を悪化させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. b) BWR で、原子炉ウエルが非満水の場合、当該検査指摘事項は、動作可能であることの要求の有無にかかわらず、原子炉容器の低水位における RHR の自動隔離の機能を劣化させるか？</p>	<p>1. 当該検査指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該 SSC はその運用性又は機能性を維持しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 緑とする <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該検査指摘事項は、安全機能の喪失を示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 当該検査指摘事項は、少なくとも 1 トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間（AOT）を超えて実際に機能喪失していること、又は 2 つの個別の（分離された）安全システムが AOT を超えて動作不能になっていることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. a) キャビティが満水の場合、当該検査指摘事項は、停止時においてリスク上重要（例、保全計画において保全重要度高に設定）とされ、保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が 24 時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. b) キャビティが非満水の場合、当該検査指摘事項は、停止時においてリスク上重要（例、保全計画において保全重要度高に設定）とされ保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が 4 時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. a) PWR で、キャビティが非満水の場合、当該検査指摘事項は、RCS 水位指示及び／又は炉心出口温度を悪化させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. b) BWR で、原子炉ウエルが非満水の場合、当該検査指摘事項は、動作可能であることの要求の有無にかかわらず、原子炉容器の低水位における RHR の自動隔離の機能を劣化させるか？</p>	
--	--	--

<p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>B. 外部事象緩和システム（地震／火災／洪水／悪天候に対する防護の劣化）</p> <p>6. 当該検査指摘事項は、別紙5の判断基準を用い、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象により可能性としてリスク上重要であるとみなされるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>C. 消防隊</p> <p>7. 当該検査指摘事項は、消防隊の訓練や資格要件又は消防隊要員の配置に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> • 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、また、当該検査指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。 • 消防隊の要員が不足していた期間の全体の時間（暴露時間）が短かった（＜2時間）。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>8. 当該検査指摘事項は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> • 消防隊の対応時間が、区域可燃物量制限を超過しなかった、設置されている火災検知器が機能した、又は安全停止の代替手段が影響を受けなかったなど、他の深層防護により緩和された。 • 当該検査指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関わった。 • 事業者が適切な火災防護補償措置を講じた。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>9. 当該検査指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> • 劣化した火災障壁はなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。 • 消火器や消火ホースが所在不明となった時間は短く、他の消火器又は消火ホース格納庫が近くにあった。 	<p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>B. 外部事象緩和システム（地震／火災／洪水／悪天候に対する防護の劣化）</p> <p>6. 当該検査指摘事項は、別紙5の判断基準を用い、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象により可能性としてリスク上重要であるとみなされるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>C. 消防隊</p> <p>7. 当該検査指摘事項は、消防隊の訓練や資格要件又は消防隊要員の配置に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> • 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、また、当該検査指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。 • 消防隊の要員が不足していた期間の全体の時間（暴露時間）が短かった（＜2時間）。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>8. 当該検査指摘事項は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> • 消防隊の対応時間が、区域可燃物量制限を超過しなかった、設置されている火災検知器が機能した、又は安全停止の代替手段が影響を受けなかったなど、他の深層防護により緩和された。 • 当該検査指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関わった。 • 事業者が適切な火災防護補償措置を講じた。 <p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>9. 当該検査指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 以下の項目が該当するかチェックする</p> <ul style="list-style-type: none"> • 劣化した火災障壁はなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。 • 消火器や消火ホースが所在不明となった時間は短く、他の消火器又は消火ホース格納庫が近くにあった。 	
--	--	--

<p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → 附属書 9 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 緑とする</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 4 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 原子炉冷却系統又は燃料バリア</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>注：検査指摘事項が、炉心内における燃料集合体の装荷位置の誤り又は向きの誤りに関わる場合は、緑とする。</p> </div> <p>1. 低温過圧 (LTOP) - PWR について、当該指摘事項は、低温過圧時中又はそれが求められる場合に、不注意な安全注入系の作動、加圧器逃がし弁 (PORV) の動作不能又は同弁の設定値に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. アイスプラグ - 当該検査指摘事項は、アイスプラグの不具合の可能性を増大させるか？ または、当該可能性が緩和されない場合、残留熱除去系／余熱除去系の阻害又はインベントリ喪失事象を引き起こす可能性があるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 蒸気発生器 (SG) ノズル蓋 - 当該検査指摘事項は、蒸気発生器ノズル蓋の不適切な設置 (例：最初にホットレグのマンホールを開け、最後にホットレグのノズル蓋を設置しなければならない)、不十分な原子炉冷却系統のベントパス、ノズル蓋の欠陥又はノズル蓋の機能に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. a) 臨界 - PWR の場合、当該検査指摘事項は原子炉冷却系統のホウ素希釈事象の可能性又は実際の発生に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. b) 臨界 - BWR の場合、当該検査指摘事項は正の反応度を投入する可能性があるか、又は実際に投入される可能性のある 2 本以上の隣接する制御棒に関わるものか？</p>	<p><input type="checkbox"/> 上記の項目が一つも該当しない → 附属書 9 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 緑とする</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 4 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問</p> <p>A. 原子炉冷却系統又は燃料バリア</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>注：検査指摘事項が、炉心内における燃料集合体の装荷位置の誤り又は向きの誤りに関わる場合は、緑とする。</p> </div> <p>1. 低温過圧 (LTOP) - PWR について、当該指摘事項は、低温過圧時中又はそれが求められる場合に、不注意な安全注入系の作動、加圧器逃がし弁 (PORV) の動作不能又は同弁の設定値に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. アイスプラグ - 当該検査指摘事項は、アイスプラグの不具合の可能性を増大させるか？ または、当該可能性が緩和されない場合、残留熱除去系／余熱除去系の阻害又はインベントリ喪失事象を引き起こす可能性があるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 蒸気発生器 (SG) ノズル蓋 - 当該検査指摘事項は、蒸気発生器ノズル蓋の不適切な設置 (例：最初にホットレグのマンホールを開け、最後にホットレグのノズル蓋を設置しなければならない)、不十分な原子炉冷却系統のベントパス、ノズル蓋の欠陥又はノズル蓋の機能に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. a) 臨界 - PWR の場合、当該検査指摘事項は原子炉冷却系統のホウ素希釈事象の可能性又は実際の発生に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>4. b) 臨界 - BWR の場合、当該検査指摘事項は正の反応度を投入する可能性があるか、又は実際に投入される可能性のある 2 本以上の隣接する制御棒に関わるものか？</p>	<p>記載の適正化</p>
---	---	---------------

<p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. ドレン流出経路又は漏えい経路 - 当該検査指摘事項は、ドレン流出経路又は漏えい経路を隔離する能力を低下させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>B. 格納容器バリア</p> <p>6. 当該検査指摘事項は、格納容器を閉鎖又は隔離する能力を低下させるか（機器搬入口、エアロック、恒設及び仮設の貫通部を含むがこれに限らない）</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>7. 当該検査指摘事項は、原子炉格納容器（弁、貫通部、機器搬入口及びエアロック）の物理的健全性を低下させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>8. 当該検査指摘事項は、格納容器に対する水素濃度制御に係る機能の実際の低下に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 5 外部事象のスクリーニングに関する質問</p>	<p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. ドレンダウン経路又は漏えい経路 - 当該検査指摘事項は、ドレンダウン経路又は漏えい経路を隔離する能力を低下させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>B. 格納容器バリア</p> <p>6. 当該検査指摘事項は、格納容器を閉鎖又は隔離する能力を低下させるか（機器搬入口、エアロック、恒設及び仮設の貫通部を含むがこれに限らない）</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>7. 当該検査指摘事項は、原子炉格納容器（弁、貫通部、機器搬入口及びエアロック）の物理的健全性を低下させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>8. 当該検査指摘事項は、格納容器に対する水素濃度制御に係る機能の実際の低下に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 7 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">別紙 5 外部事象のスクリーニングに関する質問</p>	<p>記載の適正化</p>
<p>1. 機器又は安全機能が完全に故障又は利用不能と想定される場合、次の 3 つの記述のいずれかが当てはまるか？ 外的起因事象発生中にそれを低減する目的の機器又は機能の喪失 <u>それ自体</u> により：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 表 1 に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？ ・ 複数トレインの安全系若しくは機能 <u>において</u>、2 つ以上のトレインを劣化させるか、又は唯一利用可能なトレインを劣化させ、それによって安全機能全体が無効となるか？ ・ 安全系又は安全機能をサポートする系統の 1 つ以上のトレインを劣化させるか？ 	<p>1. 機器又は安全機能が完全に故障又は利用不能と想定される場合、次の 3 つの記述のいずれかが当てはまるか？ 外的起因事象発生中にそれを低減する目的の <u>この</u> 機器又は機能の喪失 <u>のみ</u> により：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>問題のプラントに対して</u>、表 1 に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？ ・ 複数トレインの安全系若しくは機能 <u>の</u> 2 つ以上のトレインを劣化させるか、又は唯一利用可能なトレインを劣化させ、それによって安全機能全体が無効となるか？ ・ 安全系又は安全機能をサポートする系統の 1 つ以上のトレインを劣化させるか？ 	<p>記載の適正化</p> <p>記載の簡素化</p> <p>記載の適正化</p>

<p><input type="checkbox"/> はい → 当該検査指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙 2-5 のスクリーニング質問事項に戻る。</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該検査指摘事項は、確率的リスク評価（PRA）又は類似の分析を通じて事業者により特定される、外的事象による炉心損傷事故シーケンス（地震、溢水又は悪天候事象により引き起こされるもの）に寄与する安全機能の完全な喪失に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 当該検査指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙 2-5 のスクリーニング質問事項に戻る。</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">添付 2 詳細リスク評価</p>	<p><input type="checkbox"/> はい → 当該検査指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙 2-5 のスクリーニング質問事項に戻る。</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該検査指摘事項は、確率的リスク評価（PRA）又は類似の分析を通じて事業者により特定される、外的事象による炉心損傷事故シーケンス（地震、溢水又は悪天候事象により引き起こされるもの）に寄与する安全機能の完全な喪失に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 当該検査指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙 2-5 のスクリーニング質問事項に戻る。</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p> <p style="text-align: center;">添付 2 詳細リスク評価</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
<p>1 適用</p> <p>本資料は、リスク上重要と考えられ得る「発生防止」又は「拡大防止・影響緩和」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての詳細リスク評価の方法を示すものである。</p> <p>2 開始条件</p> <p>添付 1 の初期スクリーニングにより詳細リスク評価に進む場合、本庁の検査官は、確率論的リスク評価モデルを用いて、定量的なリスクの重要度を求め、求めたリスクの重要度を参考に個別事項の安全重要度を判断する。</p> <p>3 評価の方法</p> <p>詳細リスク評価において使用する確率論的リスク評価（PRA）モデルは、事業者が作成し原子力規制庁が確認した<u>モデルがあればこれを用いるが</u>、使用できない場合は、附属書 9 の定性評価を実施する。</p> <p>添付 1 の初期スクリーニングにより詳細リスク評価が必要となった事項について、以下の順で評価対象の情報を整理し、リスクを算出する。</p> <p>① 影響する期間の特定 ② 使用できない設備の特定 ③ 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出</p> <p>検査指摘事項による影響がプラントの出力運転時に影響する場合は、出力運転中のリスク及び停止中のリ</p>	<p>1 適用</p> <p>本資料は、リスク上重要と考えられ得る「発生防止」又は「拡大防止・影響緩和」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての詳細リスク評価の方法を示すものである。</p> <p>2 開始条件</p> <p>添付 1 の初期スクリーニングにより詳細リスク評価に進む場合、本庁の検査官は、確率論的リスク評価モデルを用いて、定量的なリスクの重要度を求め、求めたリスクの重要度を参考に個別事項の安全重要度を判断する。</p> <p>3 評価の方法</p> <p>詳細リスク評価において使用する確率論的リスク評価（PRA）モデルは、事業者が作成し原子力規制庁が確認した<u>ものがあれば、事業者の確率論的リスク評価（PRA）モデルを用いる。確率論的リスク評価（PRA）モデルが</u>使用できない場合は、附属書 9 の定性評価を実施する。</p> <p>添付 1 の初期スクリーニングにより詳細リスク評価が必要となった事項について、以下の順で評価対象の情報を整理し、リスクを算出する。</p> <p>① 影響する期間の特定 ② 使用できない設備の特定 ③ 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出</p> <p>検査指摘事項による影響がプラントの出力運転時に影響する場合は、出力運転中のリスク及び停止中のリ</p>	<p>記載の適正化</p> <p>・記載の簡素化</p>

スクを足し合わせて、重要度を算出する。

3.1 余裕時間の特定

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

冷却材が 100°Cになるまでの時間 (Δt)

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

Δt : 冷却材が 100°Cに到達する時間 [s]

C_p : 水の定圧比熱 [J/kgK]

ρ : 水の密度 [kg/m³]

V : 全冷却材の体積 [m³]

ΔT : 初期温度と 100°Cとの差

Q : 崩壊熱 [W]

冷却材が燃料有効頂部 (TAF) に至るまでの時間 (Δt_{boil})

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

Δt_{boil} : 冷却材が 100°Cになった後、冷却材が燃料有効頂部に至るまでの時間

r : 蒸発熱 [J/kg]

ρ : 水の密度 [kg/m³]

ΔV : 燃料有効頂部までの冷却材の体積 [m³]

Q : 崩壊熱 [W]

3.2 使用できない設備の特定

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

3.3 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

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

スクを足し合わせて、重要度を算出する。

3.1 余裕時間の特定

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

冷却材が 100°Cになるまでの時間 (Δt)

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

Δt : 冷却材が 100°Cに到達する時間 [s]

C_p : 水の定圧比熱 [J/kgK]

ρ : 水の密度 [kg/m³]

V : 全冷却材の体積 [m³]

ΔT : 初期温度と 100°Cとの差

Q : 崩壊熱 [W]

冷却材が燃料有効頂部 (TAF) に至るまでの時間 (Δt_{boil})

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

Δt_{boil} : 冷却材が 100°Cになった後、冷却材が燃料有効頂部に至るまでの時間

r : 蒸発熱 [J/kg]

ρ : 水の密度 [kg/m³]

ΔV : 燃料有効頂部までの冷却材の体積 [m³]

Q : 崩壊熱 [W]

3.2 使用できない設備の特定

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

3.3 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

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

記載の適正化
・記載の簡素化

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（案）

目 次

1. 目 的.....	3
2. 基本的な考え方.....	3
3. 適 用.....	3
4. 評価手順.....	3
4.1 ウラン加工施設における初期境界評価.....	3
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
4.3 検査指摘事項に係る指標の評価.....	5
4.4 評価根拠の文書化.....	5

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

参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果

1. 目的

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（大分類）に関連付けられた検査指摘事項の安全重要度の評価を行う際に、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。

2. 基本的な考え方

原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域（大分類）に関連付けられた検査指摘事項の安全重要度を評価する場合、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。

核燃料施設等は、施設の構造や規模が多様であり、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。

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。

3. 適用

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（大分類）（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。）に関連付けられた検査指摘事項の安全重要度を評価する場合に適用する。

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。

4. 評価手順

原子力施設安全に係る監視領域（大分類）に関連付けられた検査指摘事項は、ウラン加工施設に係る場合は4.1、ウラン加工施設以外に係る場合は4.2に進む。また、放射線安全に係る監視領域（大分類）に関連付けられた検査指摘事項のうち附属書3、4で評価できるものについては、当該附属書にもとづき評価を行う。

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。

いずれの附属書の適用も困難な場合は4.3に進む。

4.1 ウラン加工施設における初期境界評価

「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、安全重要度評価を終了する。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。

なお、加工施設のうち、プルトニウムを取り扱う加工施設を除くもの（以下「ウラン加工施設」という。）の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。

4.1.1 事業（変更）許可における設計基準事故か

検査指摘事項に関連して、加工施設の事業（変更）許可申請書における設計基準事故（設備損傷による閉じ込め機能の不全、火災による閉じ込め機能の不全、爆発による閉じ込め機能の不全、排気設備停止による閉じ込め機能の不全、大気圧以上のUF₆を内包する配管の損傷による漏えい、火災時の内圧上昇によるUF₆内包配管のフランジ部等からの漏えい）が発生した場合は4.1.3に進み、発生していない場合は4.1.2に進む。なお、事業（変更）許可申請書における設計基準事故の類似事象の場合は4.1.2に進む。

【解説】

○ウラン加工施設の初期評価にあたっては、加工の事業の許可の審査において、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき、加工施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものを設計基準事故として掲げ、それに対して放射性物質を限定された区域に閉じ込める機能を講ずることにより、一般公衆に対し過度の放射線被ばくを及ぼさないことが確認されていることから、検査指摘事項の評価にあたってこの考え方を参考とした。

【留意点】

○事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故、臨界及びふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらずSERPで評価を実施する。

4.1.2 安全機能は喪失したか

検査指摘事項に関連して、加工施設の安全機能が喪失した場合（例えば、熱的制限値や負圧管理値の超過）は4.1.3に進み、喪失していない場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.4に進む。

【留意点】

○安全機能とは、加工施設の通常時又は設計基準事故時において、加工施設の安全性を確保するために必要な機能をいう。
○安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断しYesに進む。なお、保安規定の下位文書は事業者等の自主的な活動に係る部分もあることから、本評価には用いない。

4.1.3 事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか

検査指摘事項に関連して、事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策（例え

ば、粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備)の残りが1以下であった場合は、4.3に進んだ上、SERPを開催する。閉じ込めのための防護策の残りが2以上であった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.4に進む。

【留意点】

- 粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めのための防護策が1あるとする。詳細な検討を要する場合は、保守的に判断しYesに進む。
- 液体の放射性物質が対象の場合、事業(変更)許可で明確となっている堰も閉じ込めのための防護策の1つに含める。
- 人的対応を伴う閉じ込めのための防護策について、事業(変更)許可で明確となっており、確実に対応できる体制・環境であると判断される場合は、防護策の1つに含める。

4.2 ウラン加工施設以外の施設における初期境界評価

初期境界評価を実施せずに4.3に進む。

4.3 検査指摘事項に係る指標の評価

以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、総合的に考慮した上で検査指摘事項の安全重要度を評価する。

- a. 原子力施設の深層防護に対する影響
- b. 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度
- c. パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲
- d. 劣化状態の継続期間
- e. 事業者等の対応処置による影響緩和の程度及び可能性
- f. 劣化状態に対する事業者等の検出能力
- g. 事業者等の是正処置及び未然防止処置の有効性
- h. 化学物質の漏えいに伴う操作に関わる作業員への影響
- i. その他考慮すべき情報

4.4 評価根拠の文書化

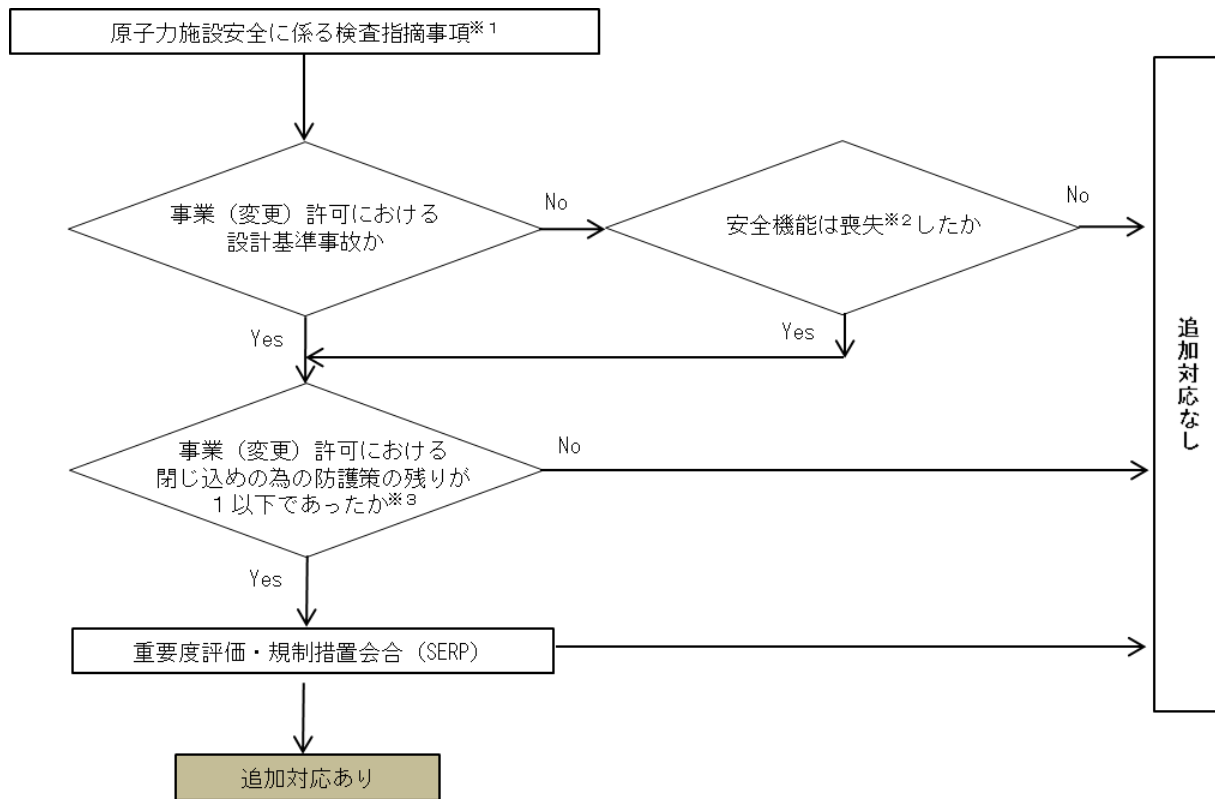
本附属書の初期境界評価によりSERPを開催することとなった場合、検査指摘事項に係る指標の評価結果により「追加対応あり」となる場合、「追加対応あり」となる可能性がある場合又は安全重要度の評価が困難な場合は、評価の根拠となった全ての情報を文書化し、SERPにおいて提示した上で、安全重要度の評価に係る意思決定を行う。

本附属書による評価結果が「追加対応なし」となる場合、評価の根拠となった全ての情報を報告書に記載する。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0			

添付 1：ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順



※1 事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故、臨界及びびっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

※2 安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断し Yes に進む。

※3 粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めの為の防護策が1あるとする。詳細な検討を要する場合は、保守的に判断し Yes に進む。

参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果

添付1に示すウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順を策定するに当たり、過去事例及び仮想事例に本スクリーニング手順を適用した結果を以下に示す。なお、本適用結果はあくまで参考であり、過去事例及び仮想事例と類似の事象が発生した場合においても、事象発生時の施設の状況を踏まえて初期境界評価を実施する必要がある。

1. 配管点検口からのウラン粉末の室内漏えい

【事例概要】

第1種管理区域内の二酸化ウランペレットを製造する成型機において、成型作業中に微量のウランの飛散が確認された。飛散したウラン量は約 9.9×10^5 Bq（二酸化ウラン粉末で約8g）であり、報告の目安値 3.7×10^5 Bqを超過した。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

2. 焼結炉の過加熱防止インターロックの作動

【事例概要】

操業中のガドリニア焼結炉B号機の温度調節器に故障が発生した。故障警報確認後、温度制御盤のリセットボタンを押したが正常状態に復帰しなかったため、停止中のガドリニア焼結炉A号機から同型の温度調節器を取り外し、B号機に取付けたところ、警報発報とともに当該焼結炉ヒータの電源が遮断した。その後、復旧のためにヒータ電源の投入操作を行ったが再度遮断する事象が4回繰り返され、全警報が解除されるまでの間、計5回ヒータ電源遮断及び投入が繰り返された後、焼結炉内の温度が正常値に復帰した。事象分析を行ったところ、前記5回のヒータ電源遮断の内過加熱防止インターロックが3回作動、内2回は炉内温度が熱的制限値（1,800℃）に到達していたことが確認された。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

3. 放射性廃棄物入りドラム缶からの漏えい

【事例概要】

汚染のおそれのない第2種管理区域において放射性廃棄物入り 2000 ドラム缶からの漏えい物を発見した。サンプリングして分析した結果、11000Bq（法令報告基準の約30分の1）のウランが検出された。

ドラム缶からの漏えいによる作業者のけがや放射線による被ばくはなかった。また、環境への影響もなかった。漏えいの原因調査のため、ドラム缶を開封し、内容物の調査及び漏えい部の観察を実施したところ、内容物に腐食の要因と考えられる水分や酸を含んでいた廃棄物が収納されていた。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：Yes

以上の結果、「SERPで評価」と判断した。

4. フードボックスの負圧異常（局所排気系統の排風機停止）

【事例概要】

成型工場の作業者が、粉末調整を行うためのフードボックス内でウラン粉末容器を取り扱っている間に、差圧がないことを確認した。差圧はなかったものの、ウラン粉末容器は密封されていた。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが1以下であったか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

5. ウラン濃縮工場 補助建屋（管理区域外）における火災

【事例概要】

補助建屋（管理区域外）において、ディーゼル発電機A点検中の試運転を行っていたところ、同発電機制御盤からの発火を確認した。ディーゼル発電機Bは健全であった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

6. 排風機電源ケーブルの焦げ跡

【事例概要】

排風機 A の分解点検のため、排風機 A から B へ切替えを実施した。分解点検を開始した後、排風機 B の電源ケーブル (U 相端子台周囲) に焦げ跡を発見した。焦げ跡発見後においても、施設内の負圧を維持するために排風機 B は運転を継続した。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業 (変更) 許可における設計基準事故か : No

安全機能は喪失したか : No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

7. 廃水処理室内におけるシリンダ洗浄後の廃水の漏えい

【事例概要】

管理廃水処理室内 (第 1 種管理区域内) において、シリンダ洗浄後の廃水を脱水処理するため、脱水機凝集液ポンプを起動した。その後、協力会社社員が当該ポンプ付近から漏えい拡大防止用の堰内に廃水が漏えいしているのを発見したため、直ちに当該ポンプを停止した。漏えい量は約 7 リットルであった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業 (変更) 許可における設計基準事故か : No

安全機能は喪失したか : No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

8. 廃棄物処理施設の火災

【事例概要】

放射性廃棄物を熔融処理中、熔融炉の排出口付近から出火した。直ちに鎮火されたが、熔融炉設置室内 (第 1 種管理区域) に放射性廃棄物の熔融物の一部が漏えいした。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業 (変更) 許可における設計基準事故か : No

安全機能は喪失したか : Yes

事業 (変更) 許可における閉じ込めの為の防護策の残りが 1 以下であったか : No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

9. 燃料棒加工室の負圧異常

【事例概要】

燃料棒加工室の負圧警報検査を実施した。

検査前 : 燃料棒加工室の圧力の異常を模擬し、負圧警報の発報を確認するため、給気ダクトの可変バルブを固定した。(圧力異常時に給気ダクトの可変バルブを閉じるインターロックが働き圧力の異常を模擬できないため)

検査後：給気ダクトの可変バルブの固定を解除したところ、燃料棒加工室の負圧警報が発報した。

原因：給気ダクトの可変バルブを最大開の状態に固定したため、復旧時に燃料棒加工室への給気流量が過大となり、負圧が維持できなくなった。

その他：燃料棒加工室では核燃料物質の取扱いは行っていなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策の残りが1以下であったか：Yes

以上の結果、「SERPで評価」と判断した。

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	改正後	改正理由
<p style="text-align: center;">検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (GI0008_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 目的 3</p> <p>2 適用範囲 3</p> <p>3 用語の定義 3</p> <p>4 スクリーニングの手順 4</p> <p>添付1 監視領域（小分類）の目的と属性 7</p> <p>参考資料 軽微事例集 53</p> <p style="color: red;">参考資料 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..... 66</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1）の「2.3 検査指摘事項の重要度評価」において記載している検査指摘事項の重要度評価（核燃料施設等*において行う検査指摘事項の評価を含む。）に先立ち、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出し、重要度評価につなげるための判断（スクリーニング）を行うに当たっての手順を示すものである。</p> <p>※ 製錬施設、加工施設、研究開発段階発電用原子炉施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設</p> <p>2 適用範囲</p> <p>検査気付き事項があった場合に、当該事項を検査指摘事項とするかどうかのスクリーニングに適用する。なお、検査気付き事項については、本スクリーニングの結果を踏まえた検査指摘事項の重要度評価とは別に、「GI0004 原子力規制検査における規制措置ガイド」に基づき規制措置の対応要否等の検討も行うこととなる。</p> <p>3 用語の定義</p> <p>① 検査指摘事項</p> <p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の活動状況の監視（＝検査）により、事業者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動（以下「安全活動」という。）について、その目的が十分に達成されておらず、原子力安全又は核物質防</p>	<p style="text-align: center;">検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (GI0008_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 適用範囲 3</p> <p>3 用語の定義 3</p> <p>4 スクリーニングの手順 4</p> <p>添付1 監視領域（小分類）の目的と属性 7</p> <p>参考資料 軽微事例集 53</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1）の「2.3 検査指摘事項の重要度評価」において記載している検査指摘事項の重要度評価（核燃料施設等*において行う検査指摘事項の評価を含む。）に先立ち、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出し、重要度評価につなげるための判断（スクリーニング）を行うに当たっての手順を示すものである。</p> <p>※ 製錬施設、加工施設、研究開発段階発電用原子炉施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設</p> <p>2 適用範囲</p> <p>検査気付き事項があった場合に、当該事項を検査指摘事項とするかどうかのスクリーニングに適用する。なお、検査気付き事項については、本スクリーニングの結果を踏まえた検査指摘事項の重要度評価とは別に、「GI0004 原子力規制検査における規制措置ガイド」に基づき規制措置の対応要否等の検討も行うこととなる。</p> <p>3 用語の定義</p> <p>① 検査指摘事項</p> <p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の活動状況の監視（＝検査）により、事業者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動（以下「安全活動」という。）について、その目的が十分に達成されておらず、原子力安全又は核物質防</p>	<p>改正に伴う修正</p>

<p>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 原子力安全を維持、確保する機能に関わる設備やシステム等の状況が管理値を下回っている状態。 管理値とは、事業者が安全な状況を維持していく上で設定しているものであり、一般的に規制要求を満足しているかどうかを判断する上で、許認可等で確認されている値（設計確認値）から余裕をもって設定されているものをいう。そのため、機能劣化がある場合においても、必ずしも規制要求を満足していないわけではない。 また、対象となる状況としては、設備等の性能（容量、出力等）だけでなく、設備等の性能を発揮させるための運転員の操作が確実に行われるための要員が確保されているか、確実に操作されるよう手順等が明確にされているか等の運用上の体制も含むものである。</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 <u>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。</u> <u>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。</u></p> <p>(1) ステップ1： パフォーマンス劣化があるか？</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>なお、検査気付き事項として懸念される状況においてパフォーマンス劣化があるかどうかを判断するに当たっては、原子力検査官は以下の点に留意して調査・分析を行い、パフォーマンス劣化がある場合には、次のステップに進むものとする。なお、パフォーマンス劣化ではないとしても、新知見等</p>	<p>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 原子力安全を維持、確保する機能に関わる設備やシステム等の状況が管理値を下回っている状態。 管理値とは、事業者が安全な状況を維持していく上で設定しているものであり、一般的に規制要求を満足しているかどうかを判断する上で、許認可等で確認されている値（設計確認値）から余裕をもって設定されているものをいう。そのため、機能劣化がある場合においても、必ずしも規制要求を満足していないわけではない。 また、対象となる状況としては、設備等の性能（容量、出力等）だけでなく、設備等の性能を発揮させるための運転員の操作が確実に行われるための要員が確保されているか、確実に操作されるよう手順等が明確にされているか等の運用上の体制も含むものである。</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</p> <p>(1) ステップ1： パフォーマンス劣化があるか？</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>なお、検査気付き事項として懸念される状況においてパフォーマンス劣化があるかどうかを判断するに当たっては、原子力検査官は以下の点に留意して調査・分析を行い、パフォーマンス劣化がある場合には、次のステップに進むものとする。なお、パフォーマンス劣化ではないとしても、新知見等</p>	<p>運用の明確化</p> <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
---	---	--

<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>(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？</p> <p>機能劣化の程度を以下の観点から整理し、有意な機能劣化があると判断される場合は、当該パフォーマンス劣化を検査指摘事項として重要度評価のプロセスに移行し、その旨を本庁担当部門に報告する。</p> <p>具体的には、パフォーマンス劣化が以下の項目のいずれかに該当する場合は検査指摘事項となり、以下の項目のいずれにも該当しない場合は検査指摘事項とならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・パフォーマンス劣化は、添付1に示す原子力規制検査における監視領域（小分類）の属性の一つに関連付けられ、また、そのパフォーマンス劣化は関連する監視領域（小分類）の目的に悪影響を及ぼしたか。 ・パフォーマンス劣化は、事故の防止の機能の一部が喪失する等の原子力安全又は核物質防護上重大な事象につながる前兆として考えられるか。 ・確認されたパフォーマンス劣化が是正されないままであれば、もっと原子力安全又は核物質防護上重大な問題をもたらす可能性が<u>あるか。</u> <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><u>また、設備の変更や改造工事等における機能劣化や作業ミス等については、リリース前であっても、原子力検査官が発見し、事業者による発見、是正がないまま設備を運用に戻したり、系統を供用に復帰したりすることが考えられる場合は、工事等における品質への影響やその結果生じる原子力施設への影響を考慮した上で、検査指摘事項となる場合がある。</u></p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>(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？</p> <p>機能劣化の程度を以下の観点から整理し、有意な機能劣化があると判断される場合は、当該パフォーマンス劣化を検査指摘事項として重要度評価のプロセスに移行し、その旨を本庁担当部門に報告する。</p> <p>具体的には、パフォーマンス劣化が以下の項目のいずれかに該当する場合は検査指摘事項となり、以下の項目のいずれにも該当しない場合は検査指摘事項とならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・パフォーマンス劣化は、添付1に示す原子力規制検査における監視領域（小分類）の属性の一つに関連付けられ、また、そのパフォーマンス劣化は関連する監視領域（小分類）の目的に悪影響を及ぼしたか。 ・パフォーマンス劣化は、事故の防止の機能の一部が喪失する等の原子力安全又は核物質防護上重大な事象につながる前兆として考えられるか。 ・確認されたパフォーマンス劣化が是正されないままであれば、もっと原子力安全又は核物質防護上重大な問題をもたらす可能性が<u>あるか。</u> <p><u>・パフォーマンスの劣化は安全実績指標に関係し、その安全実績指標のしきい値を超える原因となるものか。</u></p> <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>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査指摘事項とするための質問項目を適正化 <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・指摘事項の判断に係る考え方を追加
---	---	---

上述の検討の参考として、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例（IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues）から抜粋した事例集を参考資料に示す。参考資料の事例は一般的な状況での取扱いを整理したものであって、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。

また、発電用原子炉施設に設置される火災感知器に係る検査を行う中で、火災感知器の設置方法について確認を行う場合の参考として、「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」の適用の考え方を参考資料に示す。

上記ステップ 1 及びステップ 2 のスクリーニングに当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。原子力安全又は核物質防護に一義的な責任を有する事業者は、ある検査気付き事項が「パフォーマンス劣化がない」又は「検査指摘事項ではない」と考える場合には、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠に基づき説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には「検査指摘事項である」と判断する。

図 1 に、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングのフローを示す。

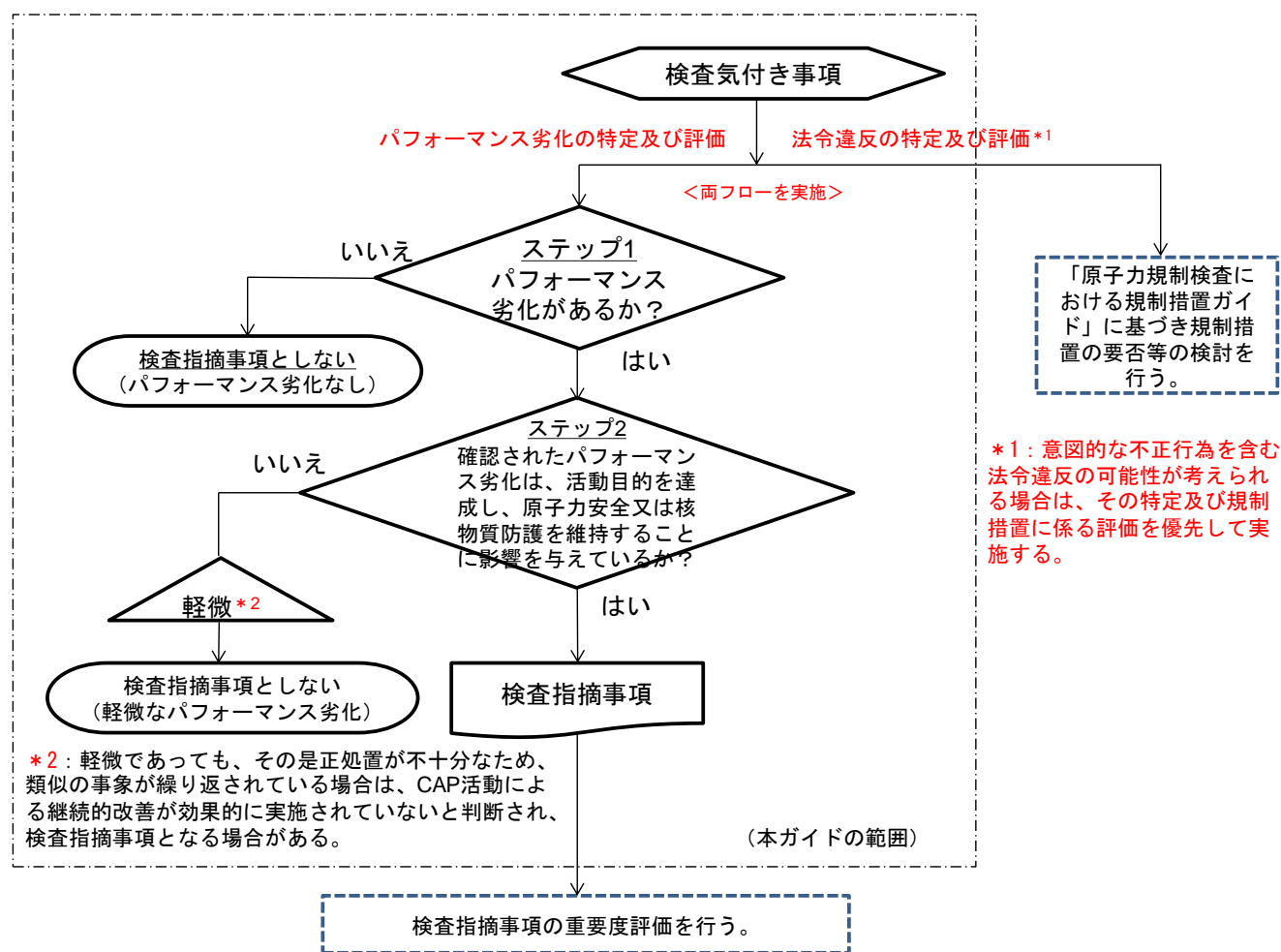


図 1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

○ 改正履歴

上述の検討の参考として、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例（IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues）から抜粋した事例集を参考資料に示す。参考資料の事例は一般的な状況での取扱いを整理したものであって、実際のスクリーニングにおいては、原子力施設等の実態、背景要因及び発生環境、その他の要因を含めて考慮して判断する。

上記ステップ 1 及びステップ 2 のスクリーニングに当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。原子力安全又は核物質防護に一義的な責任を有する事業者は、ある検査気付き事項が「パフォーマンス劣化がない」又は「検査指摘事項ではない」と考える場合には、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠に基づき説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には「検査指摘事項である」と判断する。

図 1 に、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングのフローを示す。

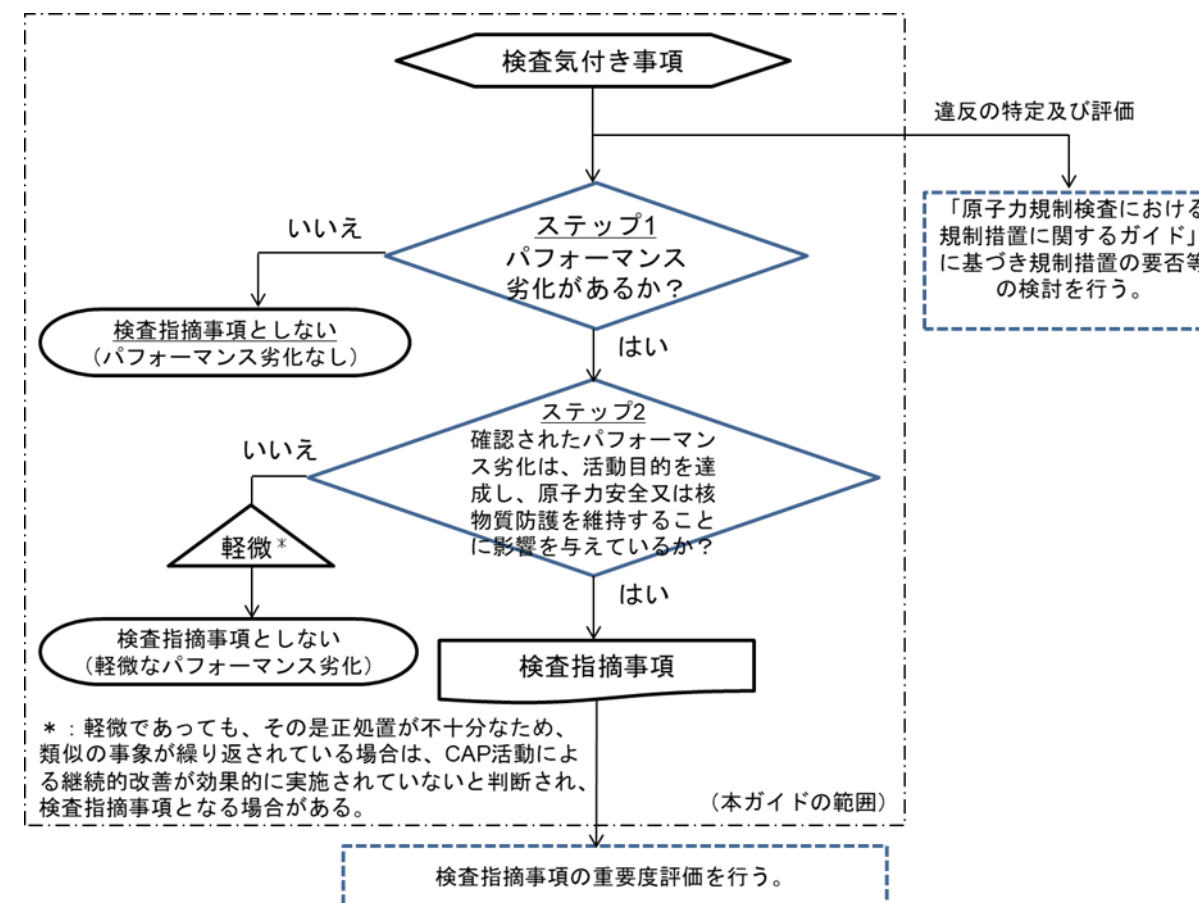


図 1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

○ 改正履歴

運用の明確化

・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

改正に伴う修正

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○記載の適正化	
<u>2</u>			

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	原子力施設安全－閉じ込めの維持
------	-----------------

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	

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	原子力施設安全－閉じ込めの維持
------	-----------------

(小分類)	
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

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

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

監視領域（小分類）	放射線安全－従業員に対する放射線安全
-----------	--------------------

	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

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

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

監視領域（小分類）	放射線安全－従業員に対する放射線安全
-----------	--------------------

目的	通常の商用原子炉の運転における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／設備及び計装	プロセス設備計装、(エリア放射線モニタ校正及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書(放射線防護及びメンテナンス)
プログラム及びプロセス	手順書(保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA);被ばく/汚染管理及びモニタリング(モニタリング及び放射線防護管理)、ALARA計画(管理目標、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	<p>○当初の設計とプラントの改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過剰な反応度の印加防止機能 (高出力、中出力、低出力)制御棒ストップ機構、相互に独立な複数の系統等 ・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	<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
系統構成管理	<p>○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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

目的	通常の商用原子炉の運転における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／設備及び計装	プロセス設備計装、(エリア放射線モニタ校正及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書(放射線防護及びメンテナンス)
プログラム及びプロセス	手順書(保健物理専門家、放射線作業従事者、ALARA);被ばく/汚染管理及びモニタリング(モニタリング及び放射線防護管理)、ALARA計画(管理目標、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	<p>○当初の設計とプラントの改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過剰な反応度の印加防止機能 (高出力、中出力、低出力)制御棒ストップ機構、相互に独立な複数の系統等 ・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	<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
系統構成管理	<p>○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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
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）サイフォンブレイカ、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 （高出力、中出力）逃がし弁等 （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

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	<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）サイフォンブレイカ、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 （高出力、中出力）逃がし弁等 （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	○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 ・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

	・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	○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 ・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

	(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	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）

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

	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）

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

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 1-3 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

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 1-3 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

監視領域（小分類）	原子力施設安全ー閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（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（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

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

監視領域（小分類）	原子力施設安全ー閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（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（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

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、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）

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）

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、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）

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1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（プルトニウムを取り扱う加工施設）	
監視領域（小分類）	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による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

添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（プルトニウムを取り扱う加工施設）	
監視領域（小分類）	原子力施設安全－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（プルトニウムを取り扱う加工施設）	
監視領域（小分類）	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による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

添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（プルトニウムを取り扱う加工施設）	
監視領域（小分類）	原子力施設安全－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

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
---------------	-------------------

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、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（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	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成

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（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

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 ・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

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、

	・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 ・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

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	非常時の対策設備及び資機材
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、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（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。

	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	非常時の対策設備及び資機材
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、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（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。

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

添付 1－6 監視領域（小分類）の目的と属性（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。
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（保修、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、

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

添付 1－6 監視領域（小分類）の目的と属性（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。
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（保修、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

監視領域 (小分類)	原子力施設安全ー閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることにについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、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)	原子力施設安全ー非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域

	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

監視領域 (小分類)	原子力施設安全ー閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることにについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、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)	原子力施設安全ー非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域

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

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

添付 1－7 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）

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

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

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

添付 1－7 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）

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

	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	<ul style="list-style-type: none"> ○施設の操業時の設備の構成 <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	<ul style="list-style-type: none"> ○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 <ul style="list-style-type: none"> ・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（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について合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（キャスク等による閉じ込めの維持）
設計管理	<ul style="list-style-type: none"> ○施設の改造、構造健全性、運転設計 <ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	<ul style="list-style-type: none"> ○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 <ul style="list-style-type: none"> ・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

監視領域（小分類）	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に

	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	<ul style="list-style-type: none"> ○施設の操業時の設備の構成 <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	<ul style="list-style-type: none"> ○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 <ul style="list-style-type: none"> ・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（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について合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（キャスク等による閉じ込めの維持）
設計管理	<ul style="list-style-type: none"> ○施設の改造、構造健全性、運転設計 <ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ○自然現象 <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	<ul style="list-style-type: none"> ○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 <ul style="list-style-type: none"> ・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

監視領域（小分類）	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に

	整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
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

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 1－8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—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。

	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

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 1－8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）

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

属性	評価領域
設計管理	○当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計 ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能への影響
系統構成の管理	○施設の操業時の設備の構成 ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	手順書の適切さ（保守、試験・検査、操業）
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

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
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

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
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

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 1－9 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
---------------	--------------

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時における当該事故等に対処するための事業者等の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	要員の配置
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

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 1－9 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
---------------	--------------

目的	施設の操業時において、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。
属性	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

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（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。
属性	評価領域（廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時の閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた安全機能 ・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

監視領域	原子力施設安全－非常時の対応
------	----------------

目的	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。
属性	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

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（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。
属性	評価領域（廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時の閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた安全機能 ・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

監視領域	原子力施設安全－非常時の対応
------	----------------

(小分類)	
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

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）

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、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 1－10 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令 4 1 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）

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

(小分類)	
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

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）

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、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 1－10 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令 4 1 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）

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（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）；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）

	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 ・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）；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 1-11 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
核物資防護情報の管理	核物質防護情報の管理
立入承認	防護区域等への人の立入りの承認
出入管理	防護区域等への人及び車両等の出入管理
物理的防護	防護区域等の設定等の物理的防護
情報システムの防護	情報システムに対する外部からのアクセス遮断、情報システムセキュリティ計画の作成
核物質防護体制	防護体制の整備、緊急時対応計画の作成、非常の場合の対応等

参考資料 軽微事例集

本事例集は、主に、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例（IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues）から抜粋したものである。

原子力検査官が事例を活用するに当たっては以下に示す注意事項を理解すること。

<注意事項>

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

事例を整理するに当たり考慮した一般的な取扱いの考え方は以下のとおり。

1. 記録の保持に関する事項

検査結果等の記録の内容及び管理に不備がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とする

添付 1-11 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
核物資防護情報の管理	核物質防護情報の管理
立入承認	防護区域等への人の立入りの承認
出入管理	防護区域等への人及び車両等の出入管理
物理的防護	防護区域等の設定等の物理的防護
情報システムの防護	情報システムに対する外部からのアクセス遮断、情報システムセキュリティ計画の作成
核物質防護体制	防護体制の整備、緊急時対応計画の作成、非常の場合の対応等

参考資料 軽微事例集

本事例集は、主に、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例（IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues）から抜粋したものである。

原子力検査官が事例を活用するに当たっては以下に示す注意事項を理解すること。

<注意事項>

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

事例を整理するに当たり考慮した一般的な取扱いの考え方は以下のとおり。

1. 記録の保持に関する事項

検査結果等の記録の内容及び管理に不備がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とする

ことができる。

- ・再検査や再評価の必要がない。
- ・実際の設備・機器等の性能、機能への影響がない。
- ・他に不備がなく、当該記録上の処理のみで問題が除去される。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者の是正処置プログラム（以下「CAP」という。）が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

2. 事業者の管理上の要件又は制限に関する事項

検査、試験等において事業者が定める管理値を逸脱している状態、又は、事業者が履行すべき要件の不履行がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・法令の基準及び規制要件からの逸脱がない。
- ・一時的な逸脱であり、設備・機器等について、所定の性能、機能を有すること又は安全上の影響の有無を確認するための評価の必要がない（簡単な確認のみで済む）。
- ・他に不備がなく、また、他への安全上の影響はなく、当該逸脱又は不履行を解消するのみで問題が除去される。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

図書と実際の設備の相違が発見されたが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・許認可に関する計算ミスがあったが設備の改造や手直しの必要がない。
- ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
- ・同じような問題がこの他に発見されることがない。
- ・当該相違や計算ミスが是正されなければ更に深刻なミスにつながるような問題はない。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

4. 重大ではない手順誤り

保安規定や事業者内のマニュアルの手順に従わなかったが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。

ことができる。

- ・再検査や再評価の必要がない。
- ・実際の設備・機器等の性能、機能への影響がない。
- ・他に不備がなく、当該記録上の処理のみで問題が除去される。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者の是正処置プログラム（以下「CAP」という。）が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

2. 事業者の管理上の要件又は制限に関する事項

検査、試験等において事業者が定める管理値を逸脱している状態、又は、事業者が履行すべき要件の不履行がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・法令の基準及び規制要件からの逸脱がない。
- ・一時的な逸脱であり、設備・機器等について、所定の性能、機能を有すること又は安全上の影響の有無を確認するための評価の必要がない（簡単な確認のみで済む）。
- ・他に不備がなく、また、他への安全上の影響はなく、当該逸脱又は不履行を解消するのみで問題が除去される。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

図書と実際の設備の相違が発見されたが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・許認可に関する計算ミスがあったが設備の改造や手直しの必要がない。
- ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
- ・同じような問題がこの他に発見されることがない。
- ・当該相違や計算ミスが是正されなければ更に深刻なミスにつながるような問題はない。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

4. 重大ではない手順誤り

保安規定や事業者内のマニュアルの手順に従わなかったが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。

- ・運転員、作業員のミスが発生することがない、又は、業務遂行能力に著しい影響を及ぼすことがない。
 - ・火災の発生のリスク等、現場の作業及び環境の管理に悪影響がない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

5. リリース前の作業ミス等

事業者の活動においては、単一の作業ミス等で問題が発生しないように、管理者等が確認して次工程に移行するようリリース判断をするものとなっており、リリース前の作業ミス等については、以下を満足する場合は検査指摘事項とはしないことができる。

- ・改造作業中、変更工事中等において事業者により発見、是正されることにより、是正されないままシステムを運用に戻したり、系統を供用に復帰したりすることがない。
 - ・進行中の作業であり原子力施設の設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

6. 放射線障害に対する防護

放射線管理に関して区域管理又は被ばく管理に不備や要件への不適合、及び、管理区域内での放射性物質の漏えいに対する除染等の作業に伴う従業員の被ばくなどがあったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・文書管理上の問題があったが、放射線防護措置は講じられ、適切な放射線管理は構築されている。
 - ・深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況にない。
 - ・放射線計測の校正に関する不備において、再校正を行った際に合格基準内にあった、測定値が保守的であった、又は合理的に安全裕度レベル内にエリアモニタの警報機能が達成された。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

7. 施設管理

安全上重要度が高い機器に関して点検周期を超過している機器や点検漏れの機器が見つかったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・機器の信頼性及び動作可能性に悪影響を及ぼさず、性能及び機能が維持されており、保全に係る点検計画等の見直しの必要がない。

- ・運転員、作業員のミスが発生することがない、又は、業務遂行能力に著しい影響を及ぼすことがない。
 - ・火災の発生のリスク等、現場の作業及び環境の管理に悪影響がない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

5. リリース前の作業ミス等

事業者の活動においては、単一の作業ミス等で問題が発生しないように、管理者等が確認して次工程に移行するようリリース判断をするものとなっており、リリース前の作業ミス等については、以下を満足する場合は検査指摘事項とはしないことができる。

- ・改造作業中、変更工事中等において事業者により発見、是正されることにより、是正されないままシステムを運用に戻したり、系統を供用に復帰したりすることがない。
 - ・進行中の作業であり原子力施設の設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

6. 放射線障害に対する防護

放射線管理に関して区域管理又は被ばく管理に不備や要件への不適合、及び、管理区域内での放射性物質の漏えいに対する除染等の作業に伴う従業員の被ばくなどがあったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・文書管理上の問題があったが、放射線防護措置は講じられ、適切な放射線管理は構築されている。
 - ・深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況にない。
 - ・放射線計測の校正に関する不備において、再校正を行った際に合格基準内にあった、測定値が保守的であった、又は合理的に安全裕度レベル内にエリアモニタの警報機能が達成された。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

7. 施設管理

安全上重要度が高い機器に関して点検周期を超過している機器や点検漏れの機器が見つかったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・機器の信頼性及び動作可能性に悪影響を及ぼさず、性能及び機能が維持されており、保全に係る点検計画等の見直しの必要がない。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

1. 記録の保持に関する事項

事例 a	アイスコンデンサーチラーユニット 10 基の保守後の試験が完了した。作業員によれば、全ての試験が終わったが、2 基のユニットについて実流量試験が行われたことを示す記録が欠落していた。制御室の指示計では、両ユニットの流量は、記録済みの試験結果の流量とほぼ同じ値を示しており、保安規定で要求されている空気温度も十分スペック内に納まっていた。
パフォーマンス劣化	保安規定、又は、事業者の手順書では、試験結果は文書化され、試験要求を満足していることが評価されることを要求している。
軽微である理由	重要度の低い記録保持に関する問題である。実流量は要求を満足していることが確認され、空気温度も制限値以内であった。
軽微でない場合	その後の試験で空気流量が落ちていることが測定された場合。
事例 b	書庫の天井からの水漏れが発見され、雨水を溜めるために仮設の容器を使用することとした。この対応策が事業者の是正処置プログラムにおいて“応急措置”として登録され、1 年が経過した。週末の豪雨により、誰も監視していない状況で容器から水があふれ、いくつかの安全関連の記録が損傷したが、読める状態であった。
パフォーマンス劣化	事業者は、浸水問題に対して迅速な方法で是正措置を取っておらず、その結果として、資料の保存に関する保安規定の要件に違反して記録物を損傷させた。
軽微である理由	是正処置の実施不備であるが、記録は失われていないことから安全への影響はない。
軽微でない場合	必要な記録が修復不可能なほど失われた場合。
事例 c	安全に関連するポンプの定例試験の記録が不完全。事業者は、定例試験手順書のページを飛ばしたことにより、試験の一部が記録されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定によって定例試験の実施が要求されている。
軽微である理由	定例試験は実際に行われたが、文書化が不完全であった。文書化された試験の部分及び最近完了した試験により、当該機器はその安全機能を維持している。
軽微でない場合	その後の試験で当該機器において今回着目した安全機能が維持されていることを確認できなかった場合。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・事業者のCAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

1. 記録の保持に関する事項

事例 a	アイスコンデンサーチラーユニット 10 基の保守後の試験が完了した。作業員によれば、全ての試験が終わったが、2 基のユニットについて実流量試験が行われたことを示す記録が欠落していた。制御室の指示計では、両ユニットの流量は、記録済みの試験結果の流量とほぼ同じ値を示しており、保安規定で要求されている空気温度も十分スペック内に納まっていた。
パフォーマンス劣化	保安規定、又は、事業者の手順書では、試験結果は文書化され、試験要求を満足していることが評価されることを要求している。
軽微である理由	重要度の低い記録保持に関する問題である。実流量は要求を満足していることが確認され、空気温度も制限値以内であった。
軽微でない場合	その後の試験で空気流量が落ちていることが測定された場合。
事例 b	書庫の天井からの水漏れが発見され、雨水を溜めるために仮設の容器を使用することとした。この対応策が事業者の是正処置プログラムにおいて“応急措置”として登録され、1 年が経過した。週末の豪雨により、誰も監視していない状況で容器から水があふれ、いくつかの安全関連の記録が損傷したが、読める状態であった。
パフォーマンス劣化	事業者は、浸水問題に対して迅速な方法で是正措置を取っておらず、その結果として、資料の保存に関する保安規定の要件に違反して記録物を損傷させた。
軽微である理由	是正処置の実施不備であるが、記録は失われていないことから安全への影響はない。
軽微でない場合	必要な記録が修復不可能なほど失われた場合。
事例 c	安全に関連するポンプの定例試験の記録が不完全。事業者は、定例試験手順書のページを飛ばしたことにより、試験の一部が記録されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定によって定例試験の実施が要求されている。
軽微である理由	定例試験は実際に行われたが、文書化が不完全であった。文書化された試験の部分及び最近完了した試験により、当該機器はその安全機能を維持している。
軽微でない場合	その後の試験で当該機器において今回着目した安全機能が維持されていることを確認できなかった場合。

事例 e	【核燃料施設】定期点検後の性能試験は、焼結炉内の温度調節装置 5 台について実施された。作業員に当該試験についてインタビューを行ったところ、必要な試験は実施されたとのことであったが、1 台について試験記録が提示されなかった。試験結果が提示されなかった装置を含め、温度調節装置全て制御室の指示値において把握が可能な状態であり、要求された運転範囲内であった。記録の保管及び報告は、保安規定での管理対象とされていた。
パフォーマンス劣化	一部の試験結果の記録がなかったことにより、保安規定に従った管理が実施できなかった。
軽微ではないとする理由	記録がなかった調整装置について再試験を実施した結果、性能の劣化が確認され、本来の安全機能の確保ができなかった。
軽微とする場合	記録は保存されていなかったものの、実際の炉内温度計測値は、限度値の範囲内であったことが別の資料で証明された。
事例 f	【核燃料施設】記録媒体の水没又は焼失が発生し、これに起因して、許認可申請書で実施するとしている評価に関連する記録が破損した。
パフォーマンス劣化	許認可の満了まで、その施設の変更の記録の保管期限を遵守できなかった。
軽微ではないとする理由	記録の損傷が激しく（例えば、判読不能）、当該記録の再構築できなかった場合。
軽微とする場合	妥当な方法でその記録を再構築できた場合。

2. 事業者の管理上の要件／制限に関する事項

事例 a	定例試験結果のレビューを行った際、事業者は加圧器逃がし弁 (PORV) の窒素ガスアキュムレータ漏えい率の測定時に計算ミスがあったことを発見した。正しく計算したところ、実際の逆止弁の漏えい率は、事業者の定例試験手順書に記載されている定例試験漏えい率の許容基準を超えていた（ただし、これは保安規定の定例試験要求ではない）。定例試験は 1 週間前に完了し、システムは供用中である。許容漏えい率はアキュムレータのサイズに関する設計条件を下回っており、確認された漏えいでは、事故解析時に設定された要求ストローク数の動作は可能であると判断された。
パフォーマンス劣化	保安規定の定例試験時の許容逆支弁漏えい率を超えた状態であり、当該システムが供用された。
軽微である理由	超えていたのは管理目標値であり、過去の試験記録によれば、実際の逆止弁漏えい率は十分低く、要求される弁ストローク数を満足するものであった。
軽微でない場合	メンテナンスの記録により、過去の逆止弁漏えい率がかなり高く、必要とされる弁ストローク数を達成する能力に疑問を投げかける場合、又は、保安規定の制限値を超えていた場合。
事例 b	燃料取替停止時は、事業者は 18 か月ごとに行うべき充填ポンプ full flow test（全量流量試験）を実施した。その際の振動値は 0.823 センチメートル

事例 e	【核燃料施設】定期点検後の性能試験は、焼結炉内の温度調節装置 5 台について実施された。作業員に当該試験についてインタビューを行ったところ、必要な試験は実施されたとのことであったが、1 台について試験記録が提示されなかった。試験結果が提示されなかった装置を含め、温度調節装置全て制御室の指示値において把握が可能な状態であり、要求された運転範囲内であった。記録の保管及び報告は、保安規定での管理対象とされていた。
パフォーマンス劣化	一部の試験結果の記録がなかったことにより、保安規定に従った管理が実施できなかった。
軽微ではないとする理由	記録がなかった調整装置について再試験を実施した結果、性能の劣化が確認され、本来の安全機能の確保ができなかった。
軽微とする場合	記録は保存されていなかったものの、実際の炉内温度計測値は、限度値の範囲内であったことが別の資料で証明された。
事例 f	【核燃料施設】記録媒体の水没又は焼失が発生し、これに起因して、許認可申請書で実施するとしている評価に関連する記録が破損した。
パフォーマンス劣化	許認可の満了まで、その施設の変更の記録の保管期限を遵守できなかった。
軽微ではないとする理由	記録の損傷が激しく（例えば、判読不能）、当該記録の再構築できなかった場合。
軽微とする場合	妥当な方法でその記録を再構築できた場合。

2. 事業者の管理上の要件／制限に関する事項

事例 a	定例試験結果のレビューを行った際、事業者は加圧器逃がし弁 (PORV) の窒素ガスアキュムレータ漏えい率の測定時に計算ミスがあったことを発見した。正しく計算したところ、実際の逆止弁の漏えい率は、事業者の定例試験手順書に記載されている定例試験漏えい率の許容基準を超えていた（ただし、これは保安規定の定例試験要求ではない）。定例試験は 1 週間前に完了し、システムは供用中である。許容漏えい率はアキュムレータのサイズに関する設計条件を下回っており、確認された漏えいでは、事故解析時に設定された要求ストローク数の動作は可能であると判断された。
パフォーマンス劣化	保安規定の定例試験時の許容逆支弁漏えい率を超えた状態であり、当該システムが供用された。
軽微である理由	超えていたのは管理目標値であり、過去の試験記録によれば、実際の逆止弁漏えい率は十分低く、要求される弁ストローク数を満足するものであった。
軽微でない場合	メンテナンスの記録により、過去の逆止弁漏えい率がかなり高く、必要とされる弁ストローク数を達成する能力に疑問を投げかける場合、又は、保安規定の制限値を超えていた場合。
事例 b	燃料取替停止時は、事業者は 18 か月ごとに行うべき充填ポンプ full flow test（全量流量試験）を実施した。その際の振動値は 0.823 センチメートル

	／秒であり、試験手順書の警報値 0.813 センチメートル／秒を超えていた。手順書は警報値を超えた場合は、試験頻度を9か月ごとに増やすよう要求している。しかしながら、事業者は試験結果が警報値を超えていることの認識を持たず、試験頻度は増やされなかった。その後の試験ではそれ以上の振動値の悪化はなかった。規程による振動測定の許容基準は 0.826 センチメートル／秒であった。
パフォーマンス劣化	規制の要求基準又は事業者の手順書では、試験手順には設計図書で定められた許容制限値を取り込むよう要求している。測定された振動データは試験手順書の警報レベルを超えており、又追加の試験が実施されなかった。
軽微である理由	この制限値は事業者の管理上の制限値である。規程の制限値を超えたわけではなく、その後のポンプの振動の悪化もなかった。
軽微でない場合	その後の振動試験で、対応が必要な範囲まで悪化していた場合、同じ問題が試験したいくつかのポンプにも発生した場合、あるいは問題が繰り返された場合。
事例 c	事業者は、異常事象の宣言において行うべき地方自治体への1時間ごとの状況報告を怠った。
パフォーマンス劣化	規制要求では、事業者は緊急時計画に従うことを要求しており、また、その計画には事業者は緊急事態等の宣言時は1時間ごとに地方自治体へ状況報告することを定められている。
軽微である理由	この1時間ごとの状況報告は規制要求ではなく、公衆の健康と安全に対する影響はなく、緊急時における地方自治体の対処機能を大いに低下させた訳でもない。
軽微でない場合	要求されている初期通報に失敗した場合、緊急時計画を実行する中で重大なコミュニケーション機能の停止があった場合、又は緊急時に対応する地方自治体の能力に影響を与えるような失敗があった場合。
事例 d	発泡シリコン製のペネトレーション・シール検査中、検査官は、補修したシール発泡体のはみ出し量 (3/8 インチ) がシールの補修手順書の規定量 (1/2 インチ) を下回っていることに気付いた。しかしながら、メーカーの指示書では1/4 インチ以上でよいとしていた。
パフォーマンス劣化	シールの補修が事業者の手順書どおりに行われなかった。
軽微である理由	事業者管理要件の違反である。メーカーの指示書の制限を満足しており、規制要件に違反していない。
軽微でない場合	事業者の手順書とメーカーの指示書の両方に違反し、シールの機能達成能力に影響を与える状態だった場合。
事例 e	事業者の手順書では、9月30日から4月30日まで、ディーゼル消火ポンプ室のヒート・トレーシングを通电することが求められていた。12月にヒート・トレーシングが通电されていないことに検査官が気付いた。室温は蒸気

	／秒であり、試験手順書の警報値 0.813 センチメートル／秒を超えていた。手順書は警報値を超えた場合は、試験頻度を9か月ごとに増やすよう要求している。しかしながら、事業者は試験結果が警報値を超えていることの認識を持たず、試験頻度は増やされなかった。その後の試験ではそれ以上の振動値の悪化はなかった。規程による振動測定の許容基準は 0.826 センチメートル／秒であった。
パフォーマンス劣化	規制の要求基準又は事業者の手順書では、試験手順には設計図書で定められた許容制限値を取り込むよう要求している。測定された振動データは試験手順書の警報レベルを超えており、又追加の試験が実施されなかった。
軽微である理由	この制限値は事業者の管理上の制限値である。規程の制限値を超えたわけではなく、その後のポンプの振動の悪化もなかった。
軽微でない場合	その後の振動試験で、対応が必要な範囲まで悪化していた場合、同じ問題が試験したいくつかのポンプにも発生した場合、あるいは問題が繰り返された場合。
事例 c	事業者は、異常事象の宣言において行うべき地方自治体への1時間ごとの状況報告を怠った。
パフォーマンス劣化	規制要求では、事業者は緊急時計画に従うことを要求しており、また、その計画には事業者は緊急事態等の宣言時は1時間ごとに地方自治体へ状況報告することを定められている。
軽微である理由	この1時間ごとの状況報告は規制要求ではなく、公衆の健康と安全に対する影響はなく、緊急時における地方自治体の対処機能を大いに低下させた訳でもない。
軽微でない場合	要求されている初期通報に失敗した場合、緊急時計画を実行する中で重大なコミュニケーション機能の停止があった場合、又は緊急時に対応する地方自治体の能力に影響を与えるような失敗があった場合。
事例 d	発泡シリコン製のペネトレーション・シール検査中、検査官は、補修したシール発泡体のはみ出し量 (3/8 インチ) がシールの補修手順書の規定量 (1/2 インチ) を下回っていることに気付いた。しかしながら、メーカーの指示書では1/4 インチ以上でよいとしていた。
パフォーマンス劣化	シールの補修が事業者の手順書どおりに行われなかった。
軽微である理由	事業者管理要件の違反である。メーカーの指示書の制限を満足しており、規制要件に違反していない。
軽微でない場合	事業者の手順書とメーカーの指示書の両方に違反し、シールの機能達成能力に影響を与える状態だった場合。
事例 e	事業者の手順書では、9月30日から4月30日まで、ディーゼル消火ポンプ室のヒート・トレーシングを通电することが求められていた。12月にヒート・トレーシングが通电されていないことに検査官が気付いた。室温は蒸気

	ボイラーにより 20℃に維持されていた（最低動作温度 10℃）。制御室で室温を監視しており、室温低下の警報が出たら運転員がヒート・トレーシングを確認することが、警報対応手順書で指示されていた。検査官は、室温が 9 月 30 日以降 10℃を下回らなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者の手順書要件を満足していなかった。
軽微である理由	与えられた状況で安全上の影響がない手順書要件の不履行である。温度は最低動作温度を下回らなかった。
軽微でない場合	警報装置が使用不能だった場合、又は室温が 10℃を下回った。
事例 f	運転手順書では、運転モード変更時には当直長が発電所長に事前連絡することを求めている。当直長のミスで、事前連絡なしで運転モードを変更した。
パフォーマンス劣化	事業者は、該当する場合は保安規定により手順書に従うことが求められている。
軽微である理由	安全設備への影響がなく、安全上の影響もない軽微な手順ミスである。この事前連絡以外には運転モード変更に関する全ての要件が満たされていた。
軽微でない場合	必要な設備の全てが運転可能ではないのにモード変更が行われた場合。
事例 g	事業者は、総実効線量等量 5 rem/年を守ることが求められている。ある事業者は、手順書で 2 rem/年の管理制限値を設定し、これを超過する場合は放射線防護マネージャ又は所長の承認を必要とした。このプログラムに反して、ある技術者が放射線安全担当者の承認なしに 2.7rem/年の放射線を被ばくした。この技術者、監督者及び職員が、被ばく線量が管理制限値を超えていたことに気付かなかったことが原因だった。
パフォーマンス劣化	事業者は、認可条件により手順書に従うことが求められている。
軽微である理由	超えたのは事業者の管理制限値だった。作業員の線量は法令の制限値の範囲内だった。
軽微でない場合	ALARA プログラムの維持及び実施が守られていないことを示す発電所の放射線防護手順書の不履行例が複数発見された場合。
事例 h	【核燃料施設】 臨界安全管理に関する検査において、臨界安全管理に係る措置が、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること（以下「二重偶発性の原則」という。）の要求事項を満足していないことを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者は、施設の更新時に、二重偶発性の原則の遵守等の臨界安全管理に係る措置を講じることとの規制要求に対し、その確実性の確認していなかった。
軽微ではないとする理由	関係資料等から当該状態は、臨界が発生するおそれがあると判断された。
軽微とする場合	当該状態は、事業者の検討記録は確認できなかったものの、他の資料により

	ボイラーにより 20℃に維持されていた（最低動作温度 10℃）。制御室で室温を監視しており、室温低下の警報が出たら運転員がヒート・トレーシングを確認することが、警報対応手順書で指示されていた。検査官は、室温が 9 月 30 日以降 10℃を下回らなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者の手順書要件を満足していなかった。
軽微である理由	与えられた状況で安全上の影響がない手順書要件の不履行である。温度は最低動作温度を下回らなかった。
軽微でない場合	警報装置が使用不能だった場合、又は室温が 10℃を下回った。
事例 f	運転手順書では、運転モード変更時には当直長が発電所長に事前連絡することを求めている。当直長のミスで、事前連絡なしで運転モードを変更した。
パフォーマンス劣化	事業者は、該当する場合は保安規定により手順書に従うことが求められている。
軽微である理由	安全設備への影響がなく、安全上の影響もない軽微な手順ミスである。この事前連絡以外には運転モード変更に関する全ての要件が満たされていた。
軽微でない場合	必要な設備の全てが運転可能ではないのにモード変更が行われた場合。
事例 g	事業者は、総実効線量等量 5 rem/年を守ることが求められている。ある事業者は、手順書で 2 rem/年の管理制限値を設定し、これを超過する場合は放射線防護マネージャ又は所長の承認を必要とした。このプログラムに反して、ある技術者が放射線安全担当者の承認なしに 2.7rem/年の放射線を被ばくした。この技術者、監督者及び職員が、被ばく線量が管理制限値を超えていたことに気付かなかったことが原因だった。
パフォーマンス劣化	事業者は、認可条件により手順書に従うことが求められている。
軽微である理由	超えたのは事業者の管理制限値だった。作業員の線量は法令の制限値の範囲内だった。
軽微でない場合	ALARA プログラムの維持及び実施が守られていないことを示す発電所の放射線防護手順書の不履行例が複数発見された場合。
事例 h	【核燃料施設】 臨界安全管理に関する検査において、臨界安全管理に係る措置が、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること（以下「二重偶発性の原則」という。）の要求事項を満足していないことを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者は、施設の更新時に、二重偶発性の原則の遵守等の臨界安全管理に係る措置を講じることとの規制要求に対し、その確実性の確認していなかった。
軽微ではないとする理由	関係資料等から当該状態は、臨界が発生するおそれがあると判断された。
軽微とする場合	当該状態は、事業者の検討記録は確認できなかったものの、他の資料により

	二重偶発性の原則は遵守されていると判断できた場合。
事例 i	【核燃料施設】事業者は、臨界安全管理に係る安全評価の外部監査における結果に対し、監査機関が特定した調査結果について、是正措置プログラムへの登録を怠った。
パフォーマンス劣化	事業者は、社内規定に反して、外部監査の調査結果を是正措置プログラムに登録しなかった。事業者は、許認可申請書（事業許可申請書、保安規定等）において、不適合管理に係る対応については、当該社内規定を適用するとしていた。
軽微ではないとする理由	事業者は、外部監査によって特定された調査結果について、是正すべき是正措置を講じなかった、又は不遵守であった場合。
軽微とする場合	外部監査によって特定された調査結果は、事業者の臨界安全管理に係る安全評価上の改善又は表現上の変更に過ぎず、臨界安全管理に係る安全評価の結果に影響を及ぼすものでなかった場合。
事例 j	【核燃料施設】検査官は、臨界安全管理に係る検査において、許認可申請書に記載された臨界安全に係る評価条件と異なる条件による評価が行われていることを確認した。検査官は、臨界安全管理に係る安全評価に用いられた条件について確認したところ、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであって、当該評価に用いた条件を許認可申請書の適用範囲内と判断した。 （注）我が国では、設工認の審査において、許可との整合性を確認しており、我が国の許認可体系において、同様の事象が発生するとは考え難い。
パフォーマンス劣化	許認可申請書と異なる条件による臨界安全管理に係る安全評価の実施。
軽微ではないとする理由	臨界安全管理に係る安全評価の条件が保守的でなかった又は妥当性確認の適用可能範囲(AOA)外であった、又は、許認可で見込んでいた安全裕度の著しい低下を引き起こした。
軽微とする場合	臨界安全管理に係る安全評価の条件は、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであり、当該評価に用いた条件が許認可申請書の適用範囲内であった場合。
事例 k	【核燃料施設】検査官は、臨界安全管理に係る安全評価を実施した担当者の一部に事業者が定める臨界安全管理に係る安全評価に係る適性確認プログラムを修了していない等、適切な力量を有するかどうかを確認できていない事例を確認した。なお、事業者は、本件に係る適性確認の完了に向けて是正措置を開始していた。
パフォーマンス劣化	許認可申請の要件に従って、臨界安全管理に係る安全評価に係る担当者の力量管理が不適切であったこと。

	二重偶発性の原則は遵守されていると判断できた場合。
事例 i	【核燃料施設】事業者は、臨界安全管理に係る安全評価の外部監査における結果に対し、監査機関が特定した調査結果について、是正措置プログラムへの登録を怠った。
パフォーマンス劣化	事業者は、社内規定に反して、外部監査の調査結果を是正措置プログラムに登録しなかった。事業者は、許認可申請書（事業許可申請書、保安規定等）において、不適合管理に係る対応については、当該社内規定を適用するとしていた。
軽微ではないとする理由	事業者は、外部監査によって特定された調査結果について、是正すべき是正措置を講じなかった、又は不遵守であった場合。
軽微とする場合	外部監査によって特定された調査結果は、事業者の臨界安全管理に係る安全評価上の改善又は表現上の変更に過ぎず、臨界安全管理に係る安全評価の結果に影響を及ぼすものでなかった場合。
事例 j	【核燃料施設】検査官は、臨界安全管理に係る検査において、許認可申請書に記載された臨界安全に係る評価条件と異なる条件による評価が行われていることを確認した。検査官は、臨界安全管理に係る安全評価に用いられた条件について確認したところ、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであって、当該評価に用いた条件を許認可申請書の適用範囲内と判断した。 （注）我が国では、設工認の審査において、許可との整合性を確認しており、我が国の許認可体系において、同様の事象が発生するとは考え難い。
パフォーマンス劣化	許認可申請書と異なる条件による臨界安全管理に係る安全評価の実施。
軽微ではないとする理由	臨界安全管理に係る安全評価の条件が保守的でなかった又は妥当性確認の適用可能範囲(AOA)外であった、又は、許認可で見込んでいた安全裕度の著しい低下を引き起こした。
軽微とする場合	臨界安全管理に係る安全評価の条件は、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであり、当該評価に用いた条件が許認可申請書の適用範囲内であった場合。
事例 k	【核燃料施設】検査官は、臨界安全管理に係る安全評価を実施した担当者の一部に事業者が定める臨界安全管理に係る安全評価に係る適性確認プログラムを修了していない等、適切な力量を有するかどうかを確認できていない事例を確認した。なお、事業者は、本件に係る適性確認の完了に向けて是正措置を開始していた。
パフォーマンス劣化	許認可申請の要件に従って、臨界安全管理に係る安全評価に係る担当者の力量管理が不適切であったこと。

軽微ではないとする理由	検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価に過誤があり、事業許可で見込んでいる評価上の不確かさ内にある等、評価結果が許認可の確認範囲内にあることを合理的に示すことができず、評価結果が適切でないと判断した。
軽微とする場合	検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価結果について、安全上の懸念が特定されなかった場合。
事例 l	【核燃料施設】加工施設のある工程において、事業者が核的制限値の一つである減速度に影響する作業管理の確認を怠っていたことを確認した。この核的制限値（この場合、減速度）の遵守に関しては、上流の工程における確認においては減速度の制限値からの逸脱は確認されなかった。事業者は、この上流の工程における減速度の確認をもって、下流に位置する工程の核的制限値の確認となっていた。
パフォーマンス劣化	ある工程において、核的制限値（本件においては減速度）に影響を及ぼす作業管理の確認を怠った。
軽微ではないとする理由	ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値からの逸脱が確認された又は、上流の工程における核的制限値の確認及びその他の臨界管理上の措置等が、二重偶発性の原則を遵守する上で不十分であった。
軽微とする場合	ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値内にあり、また、二重偶発性の原則が遵守されていた場合。
事例 m	【核燃料施設】事業者は、核的制限値に係る減速度の遵守が求められる区域において、その旨を掲示しなかった。事業許可申請書において、当該区域への減速材（大気中の水分等）の侵入防止を、臨界防止に係る基本設計としている。
パフォーマンス劣化	事業者は、当該工程への減速材（大気中の水分等）の侵入防止のために、許認可申請に基づく適切な臨界防止措置及び禁止事項を掲示することを怠った。
軽微ではないとする理由	当該区域で減速材が確認された又は、掲示の欠陥に起因して減速材（大気中の水分等）が持ち込まれた又は、二重偶発性の原則が遵守されなかった。
軽微とする場合	掲示を行わない行為は、単発的な異常事態であり（例えば、標識が不注意で取り外された又は落下した）、掲示が欠落していた間に、その区域に減速材（大気中の水分等）が実際に導入されることはなかった場合。
事例 n	【核燃料施設】事業者検査の記録を通じて、事業者が施設の改造後に臨界安全に係る形状寸法の確認を怠ったことを確認した。許認可申請書等において、この形状寸法が臨界防止に係る措置となっていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、据付時に、許認可申請書等に基づく検査（寸法確認）を怠ったこと
軽微ではないとする理由	事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定される所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）でなかった場合。
軽微とする場合	事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定さ

軽微ではないとする理由	検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価に過誤があり、事業許可で見込んでいる評価上の不確かさ内にある等、評価結果が許認可の確認範囲内にあることを合理的に示すことができず、評価結果が適切でないと判断した。
軽微とする場合	検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価結果について、安全上の懸念が特定されなかった場合。
事例 l	【核燃料施設】加工施設のある工程において、事業者が核的制限値の一つである減速度に影響する作業管理の確認を怠っていたことを確認した。この核的制限値（この場合、減速度）の遵守に関しては、上流の工程における確認においては減速度の制限値からの逸脱は確認されなかった。事業者は、この上流の工程における減速度の確認をもって、下流に位置する工程の核的制限値の確認となっていた。
パフォーマンス劣化	ある工程において、核的制限値（本件においては減速度）に影響を及ぼす作業管理の確認を怠った。
軽微ではないとする理由	ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値からの逸脱が確認された又は、上流の工程における核的制限値の確認及びその他の臨界管理上の措置等が、二重偶発性の原則を遵守する上で不十分であった。
軽微とする場合	ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値内にあり、また、二重偶発性の原則が遵守されていた場合。
事例 m	【核燃料施設】事業者は、核的制限値に係る減速度の遵守が求められる区域において、その旨を掲示しなかった。事業許可申請書において、当該区域への減速材（大気中の水分等）の侵入防止を、臨界防止に係る基本設計としている。
パフォーマンス劣化	事業者は、当該工程への減速材（大気中の水分等）の侵入防止のために、許認可申請に基づく適切な臨界防止措置及び禁止事項を掲示することを怠った。
軽微ではないとする理由	当該区域で減速材が確認された又は、掲示の欠陥に起因して減速材（大気中の水分等）が持ち込まれた又は、二重偶発性の原則が遵守されなかった。
軽微とする場合	掲示を行わない行為は、単発的な異常事態であり（例えば、標識が不注意で取り外された又は落下した）、掲示が欠落していた間に、その区域に減速材（大気中の水分等）が実際に導入されることはなかった場合。
事例 n	【核燃料施設】事業者検査の記録を通じて、事業者が施設の改造後に臨界安全に係る形状寸法の確認を怠ったことを確認した。許認可申請書等において、この形状寸法が臨界防止に係る措置となっていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、据付時に、許認可申請書等に基づく検査（寸法確認）を怠ったこと
軽微ではないとする理由	事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定される所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）でなかった場合。
軽微とする場合	事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定さ

	れる所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）であった場合。
事例 o	検査官は、事業者が火災感知／報知設備のソフトウェアを更新したので、特定した事象の追跡調査を行った。事業者は、ソフトウェアの改良を行ったが、事業者の品質保証プログラムに準拠していなかった。この改良に起因して、自動音声プログラムの機能停止が発生したが、認識されていなかった。この機能不良は、その後の火災報知設備の起動時に偶発的に確認された。
パフォーマンス劣化	許認可申請では、事業者の品質保証プログラムに従って、ソフトウェアを改良することを事業者に義務付けている。許認可申請によれば、事業者は、一連の標準業務手順書、社内基準及び方針ガイドラインに従ってその業務を遂行しなければならない。事業者は、事業者のソフトウェア手順書に準拠しない改訂されたプログラミングを実行し、このソフトウェアによって自動音声プログラムが機能不良になった。
軽微ではないとする理由	当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていた。また、事業者はその故障を認識しておらず、実際の警報起動時に偶発的に発見した。
軽微とする場合	当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていなかった。
事例 p	【核燃料施設】加工施設において、燃料ペレット製造区域に新規の換気ダクトが取り付けられており、当該ダクトが既設の火災用スプリンクラー設備の吹き出し口の多くを遮蔽していることを発見した。遮蔽された火災用スプリンクラー設備は移設されておらず、これによって消防法に準じた設置の基準の不遵守が確認された。
パフォーマンス劣化	許認可申請等では、火災用スプリンクラー設備を消防法の設置基準に従って保守することを遵守しているものの、事業者は、新規の換気ダクトを取り付けた後、当該火災用スプリンクラー設備が、消防法の設置基準に従って所定の区域内に設置されるように変更しなかった。
軽微ではないとする理由	許認可では、消防設備は消防法の設置基準の遵守を義務付けているが、事業者は、当該スプリンクラー設備が消防法の設置基準から逸脱した理由を説明できなかった。
軽微とする場合	許認可申請書等において、換気ダクトの設置が既設の火災用スプリンクラー設備に影響を及ぼすものではないことが説明され、承認されていた場合、又は当該火災用スプリンクラー設備は、安全確保に必要な要求事項として特定されなかった場合。
事例 q	【核燃料施設】検査官は、想定される火災関連シナリオを検証するために想定される事故事象をレビューした。検査官は、事業許可書に記載される、ウラン乾燥装置に用いられるホットオイル熱交換システム、六フッ化ウラン (UF ₆) シリンダーの処理／設置場所に関連する事故シーケンスをレビューしたところ、総合安全解析に記載された事故シーケンスは限られており、オイル火災

	れる所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）であった場合。
事例 o	検査官は、事業者が火災感知／報知設備のソフトウェアを更新したので、特定した事象の追跡調査を行った。事業者は、ソフトウェアの改良を行ったが、事業者の品質保証プログラムに準拠していなかった。この改良に起因して、自動音声プログラムの機能停止が発生したが、認識されていなかった。この機能不良は、その後の火災報知設備の起動時に偶発的に確認された。
パフォーマンス劣化	許認可申請では、事業者の品質保証プログラムに従って、ソフトウェアを改良することを事業者に義務付けている。許認可申請によれば、事業者は、一連の標準業務手順書、社内基準及び方針ガイドラインに従ってその業務を遂行しなければならない。事業者は、事業者のソフトウェア手順書に準拠しない改訂されたプログラミングを実行し、このソフトウェアによって自動音声プログラムが機能不良になった。
軽微ではないとする理由	当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていた。また、事業者はその故障を認識しておらず、実際の警報起動時に偶発的に発見した。
軽微とする場合	当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていなかった。
事例 p	【核燃料施設】加工施設において、燃料ペレット製造区域に新規の換気ダクトが取り付けられており、当該ダクトが既設の火災用スプリンクラー設備の吹き出し口の多くを遮蔽していることを発見した。遮蔽された火災用スプリンクラー設備は移設されておらず、これによって消防法に準じた設置の基準の不遵守が確認された。
パフォーマンス劣化	許認可申請等では、火災用スプリンクラー設備を消防法の設置基準に従って保守することを遵守しているものの、事業者は、新規の換気ダクトを取り付けた後、当該火災用スプリンクラー設備が、消防法の設置基準に従って所定の区域内に設置されるように変更しなかった。
軽微ではないとする理由	許認可では、消防設備は消防法の設置基準の遵守を義務付けているが、事業者は、当該スプリンクラー設備が消防法の設置基準から逸脱した理由を説明できなかった。
軽微とする場合	許認可申請書等において、換気ダクトの設置が既設の火災用スプリンクラー設備に影響を及ぼすものではないことが説明され、承認されていた場合、又は当該火災用スプリンクラー設備は、安全確保に必要な要求事項として特定されなかった場合。
事例 q	【核燃料施設】検査官は、想定される火災関連シナリオを検証するために想定される事故事象をレビューした。検査官は、事業許可書に記載される、ウラン乾燥装置に用いられるホットオイル熱交換システム、六フッ化ウラン (UF ₆) シリンダーの処理／設置場所に関連する事故シーケンスをレビューしたところ、総合安全解析に記載された事故シーケンスは限られており、オイル火災

	が港湾区域で貯蔵又は処理される UF ₆ シリンダーに悪影響を及ぼす可能性を考慮していなかった。さらに検査官は、UF ₆ シリンダーの事故シーケンスに係る評価内容をレビューした結果、UF ₆ の放出を、影響が甚大な事象と認識していたことを確認した。
パフォーマンス劣化	原子炉等規制法では、事業許可において想定しうる事故事象を評価すること、起こり得る影響やその対策等の評価を義務付けている。事業者は、ホットオイルシステムからの出火に起因する六フッ化ウランシリンダーの故障リスクの低減に対する安全確保に必要な事項の有無を評価しなかった。
軽微ではないとする理由	安全確保に必要な事項の適用が不可欠な、起こり得る火災関連シナリオが評価に組み込まれていなかった場合。
軽微とする場合	ホットオイルシステムの既存の制御機能を評価した結果、これは UF ₆ シリンダーの故障を引き起こす際に必ず発生する一定規模の火災を防止するものだったと判断できた場合。
事例 r	【核燃料施設】検査官は、改造工事が行われた機器等に対し、臨界安全管理ガイドを用いた検査を実施した結果、二重偶発性の原則の考え方が適用されない機器等が存在していることを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者は、新規の機器の設置又は処理プロセスに対する二重偶発性の原則の遵守等、臨界安全管理を設計に義務付ける規制要求事項に照らして二重偶発性の原則を確保することを怠った。
軽微ではないとする理由	検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界状態が発生する可能性があるとして判断された。
軽微とする場合	事業者は、臨界を引き起こす際に必ず起こり得るプロセス状態の変化のサブセットのみを記録した。検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界は発生しないと判断された場合。
事例 s	【核燃料施設】外部の監査機関により放射線管理システムプログラムが監査された後、事業者は、監査機関により指摘された不適合事象を是正措置プログラムに登録するのを怠った。
パフォーマンス劣化	不適合管理要領に基づき是正措置プログラムに必要な情報を登録しなかった。
軽微ではないとする理由	外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、保安規定に基づき事業者が実施すべき是正措置を講じなかった不遵守であった。
軽微とする場合	外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、事業者の放射線管理システムの改善又は表現上の変更等の軽微な事項であった場合。
事例 t	【核燃料施設】環境モニタリングのため、社内規定に基づき、施設周囲に設置された 2 箇所の測定地点から大気試料を収集しているが、この分析を 2 週間怠っていたことが確認された。事業者の社内規定では、大気試料を毎週観測し、解析することとしており、大気試料が入手できない場合でも、他の大気測定地点からデータを入手して、解析を行うことは可能であった。検査官は、他

	が港湾区域で貯蔵又は処理される UF ₆ シリンダーに悪影響を及ぼす可能性を考慮していなかった。さらに検査官は、UF ₆ シリンダーの事故シーケンスに係る評価内容をレビューした結果、UF ₆ の放出を、影響が甚大な事象と認識していたことを確認した。
パフォーマンス劣化	原子炉等規制法では、事業許可において想定しうる事故事象を評価すること、起こり得る影響やその対策等の評価を義務付けている。事業者は、ホットオイルシステムからの出火に起因する六フッ化ウランシリンダーの故障リスクの低減に対する安全確保に必要な事項の有無を評価しなかった。
軽微ではないとする理由	安全確保に必要な事項の適用が不可欠な、起こり得る火災関連シナリオが評価に組み込まれていなかった場合。
軽微とする場合	ホットオイルシステムの既存の制御機能を評価した結果、これは UF ₆ シリンダーの故障を引き起こす際に必ず発生する一定規模の火災を防止するものだったと判断できた場合。
事例 r	【核燃料施設】検査官は、改造工事が行われた機器等に対し、臨界安全管理ガイドを用いた検査を実施した結果、二重偶発性の原則の考え方が適用されない機器等が存在していることを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者は、新規の機器の設置又は処理プロセスに対する二重偶発性の原則の遵守等、臨界安全管理を設計に義務付ける規制要求事項に照らして二重偶発性の原則を確保することを怠った。
軽微ではないとする理由	検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界状態が発生する可能性があるとして判断された。
軽微とする場合	事業者は、臨界を引き起こす際に必ず起こり得るプロセス状態の変化のサブセットのみを記録した。検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界は発生しないと判断された場合。
事例 s	【核燃料施設】外部の監査機関により放射線管理システムプログラムが監査された後、事業者は、監査機関により指摘された不適合事象を是正措置プログラムに登録するのを怠った。
パフォーマンス劣化	不適合管理要領に基づき是正措置プログラムに必要な情報を登録しなかった。
軽微ではないとする理由	外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、保安規定に基づき事業者が実施すべき是正措置を講じなかった不遵守であった。
軽微とする場合	外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、事業者の放射線管理システムの改善又は表現上の変更等の軽微な事項であった場合。
事例 t	【核燃料施設】環境モニタリングのため、社内規定に基づき、施設周囲に設置された 2 箇所の測定地点から大気試料を収集しているが、この分析を 2 週間怠っていたことが確認された。事業者の社内規定では、大気試料を毎週観測し、解析することとしており、大気試料が入手できない場合でも、他の大気測定地点からデータを入手して、解析を行うことは可能であった。検査官は、他

	地点の測定結果に基づき、分析を怠っていた期間を通じて、非安全側の傾向又は放射性物質濃度の上昇は検出されなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	活動は、社内規定に定める要領で、手順に従って行われなかった。
軽微ではないとする理由	大気観測データが回収不能であった又は、事業者は、分析を怠っていた期間にわたって、排出物放出に起因して環境に放出された線量を計算する（又は予測する）ための十分な裏付けが説明できなかった。
軽微とする場合	事業者は、モニタリング期間にわたって、保安規定に定める放出限度及び公衆に対する線量を遵守できていたことが確認できた場合、排出物放出が前回の報告期間に報告されたものを上回ったことを示す根拠がなかった場合。
事例 u	【核燃料施設】輸送に関する事業者検査の記録の確認を通じて、事業者の過誤によって、輸送容器に誤ったラベルが表示されたことを発見した。
パフォーマンス劣化	保安規定において、核物質に係る輸送記録は、3年間分の保持を各事業者に義務付けておりこれが遵守されていなかった。
軽微ではないとする理由	この過誤により、作業員が過剰被ばくする可能性をもたらした。
軽微とする場合	この過誤は保守的なもの又は事務的なものであり、作業員が過剰被ばくする可能性がなかった場合。

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

事例 a	耐震性回復のために、多重の CCWS 2 系統のうち 1 系統のサージタンクの暫定的な改造を実施した。技術者が計算結果のレビューに関する事業者の要求を守らなかったことから第 2 段階のレビューを受けていなかった。その計算に技術的エラーが発見されたが、当該系統が運転不能となるものではなかった。
パフォーマンス劣化	規制要件である設計妥当性の検証に関する設計管理が実施されていなかった。設計変更は元の設計に適用されたものに相応する設計管理の対象となる。
軽微である理由	重大な計算ミスは見られなかった。計算ミスは軽微であり、実施された改造はタンクの耐震性を回復させるものであった。
軽微でない場合	耐震計算上の問題を解決するために、改造の再修正や手直しが必要なほど、計算ミスが重大であった場合。
事例 b	管理された設計図ではプラグ弁となっているところ実際にはボール弁が設置されていた。この図面と実際に弁のタイプが違うことは、事業者による監視により発見された。弁の設計がボール弁に変更になったが、事業者は図面を改定していなかった。
パフォーマンス劣化	設計内容は正確に図面に反映するよう要求されている。
軽微である理由	重大ではない図面の欠陥である。
軽微でない場合	弁の違いによってシステムの運転に悪影響があった場合。

	地点の測定結果に基づき、分析を怠っていた期間を通じて、非安全側の傾向又は放射性物質濃度の上昇は検出されなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	活動は、社内規定に定める要領で、手順に従って行われなかった。
軽微ではないとする理由	大気観測データが回収不能であった又は、事業者は、分析を怠っていた期間にわたって、排出物放出に起因して環境に放出された線量を計算する（又は予測する）ための十分な裏付けが説明できなかった。
軽微とする場合	事業者は、モニタリング期間にわたって、保安規定に定める放出限度及び公衆に対する線量を遵守できていたことが確認できた場合、排出物放出が前回の報告期間に報告されたものを上回ったことを示す根拠がなかった場合。
事例 u	【核燃料施設】輸送に関する事業者検査の記録の確認を通じて、事業者の過誤によって、輸送容器に誤ったラベルが表示されたことを発見した。
パフォーマンス劣化	保安規定において、核物質に係る輸送記録は、3年間分の保持を各事業者に義務付けておりこれが遵守されていなかった。
軽微ではないとする理由	この過誤により、作業員が過剰被ばくする可能性をもたらした。
軽微とする場合	この過誤は保守的なもの又は事務的なものであり、作業員が過剰被ばくする可能性がなかった場合。

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

事例 a	耐震性回復のために、多重の CCWS 2 系統のうち 1 系統のサージタンクの暫定的な改造を実施した。技術者が計算結果のレビューに関する事業者の要求を守らなかったことから第 2 段階のレビューを受けていなかった。その計算に技術的エラーが発見されたが、当該系統が運転不能となるものではなかった。
パフォーマンス劣化	規制要件である設計妥当性の検証に関する設計管理が実施されていなかった。設計変更は元の設計に適用されたものに相応する設計管理の対象となる。
軽微である理由	重大な計算ミスは見られなかった。計算ミスは軽微であり、実施された改造はタンクの耐震性を回復させるものであった。
軽微でない場合	耐震計算上の問題を解決するために、改造の再修正や手直しが必要なほど、計算ミスが重大であった場合。
事例 b	管理された設計図ではプラグ弁となっているところ実際にはボール弁が設置されていた。この図面と実際に弁のタイプが違うことは、事業者による監視により発見された。弁の設計がボール弁に変更になったが、事業者は図面を改定していなかった。
パフォーマンス劣化	設計内容は正確に図面に反映するよう要求されている。
軽微である理由	重大ではない図面の欠陥である。
軽微でない場合	弁の違いによってシステムの運転に悪影響があった場合。

事例 c	ロックされている弁のリストに載っている弁は、プラント図面上でロックされていることを示すことが要求されているが、ロックされている安全関連の弁がプラント図面上でロックされていると示されていないことが判明した。
パフォーマンス劣化	手順書に沿った取組がなされていなかった。
軽微である理由	重大な図面食い違いではない。ロックされるべき弁は適切にロックされており、正しい弁位置にある。
軽微でない場合	所定の弁位置にはあるがロックされていない弁が2弁以上あった場合。
事例 d	安全関連コンクリート壁の建設中、事業者の品質管理検査員が、埋込金物が6度ずれていることを発見した。仕様は±3度を要求している。事業者は、作業員が必要な水準器を使用しなかったことを発見した。理由は不明であるが、是正処置を講ずることなく状態報告書がクローズされた。その後、同じ作業員が他の3個の埋込金物を誤った角度で設置した。これらは全て、その場で廃棄処分とした。
パフォーマンス劣化	品質に悪影響を与える状態が是正されず、繰り返されたこと。
軽微である理由	安全上影響のない是正処置の実行ミスを示している。仕様外の埋込金物はその場で廃棄されたため、直接安全上の影響はなかった。
軽微でない場合	安全関連の固定器具が仕様外の埋込金物に取り付けられ使用された場合。
事例 e	事業者の防護フェンスは3.8メートルの高さが必要である。検査官は一部の区間でフェンスの高さが3.76メートルしかないことを発見した。
パフォーマンス劣化	認可条件で遵守が求められている物理的セキュリティ計画で、防護フェンスの高さは3.8メートル必要と規定している。
軽微である理由	大きな寸法の違いでない。
軽微でない場合	フェンスがかなり低かった場合（例、3.3メートル）
事例 f	認可条件では燃料取替用水貯蔵タンク容量を950,000リットルとしている。実際の容量は948,000リットルである。
パフォーマンス劣化	施設が許可条件に矛盾していた。
軽微である理由	大きな寸法の違いでない。
軽微でない場合	事故解析でサクシオン位置より上の使用可能容量を950,000リットルと想定しており、事故解析要件を満足することを確認するため実際の容量で事故解析の計算をやり直す必要があった場合。
事例 g	事業者は、復水貯蔵タンクの温度の事故解析入力値に非保守的な値を採用した。採用された値は48℃で、実際の温度は49℃まで上昇する可能性があった。このミスにより、事故状況下で安全注入ポンプの有効吸入水頭が若干低く

事例 c	ロックされている弁のリストに載っている弁は、プラント図面上でロックされていることを示すことが要求されているが、ロックされている安全関連の弁がプラント図面上でロックされていると示されていないことが判明した。
パフォーマンス劣化	手順書に沿った取組がなされていなかった。
軽微である理由	重大な図面食い違いではない。ロックされるべき弁は適切にロックされており、正しい弁位置にある。
軽微でない場合	所定の弁位置にはあるがロックされていない弁が2弁以上あった場合。
事例 d	安全関連コンクリート壁の建設中、事業者の品質管理検査員が、埋込金物が6度ずれていることを発見した。仕様は±3度を要求している。事業者は、作業員が必要な水準器を使用しなかったことを発見した。理由は不明であるが、是正処置を講ずることなく状態報告書がクローズされた。その後、同じ作業員が他の3個の埋込金物を誤った角度で設置した。これらは全て、その場で廃棄処分とした。
パフォーマンス劣化	品質に悪影響を与える状態が是正されず、繰り返されたこと。
軽微である理由	安全上影響のない是正処置の実行ミスを示している。仕様外の埋込金物はその場で廃棄されたため、直接安全上の影響はなかった。
軽微でない場合	安全関連の固定器具が仕様外の埋込金物に取り付けられ使用された場合。
事例 e	事業者の防護フェンスは3.8メートルの高さが必要である。検査官は一部の区間でフェンスの高さが3.76メートルしかないことを発見した。
パフォーマンス劣化	認可条件で遵守が求められている物理的セキュリティ計画で、防護フェンスの高さは3.8メートル必要と規定している。
軽微である理由	大きな寸法の違いでない。
軽微でない場合	フェンスがかなり低かった場合（例、3.3メートル）
事例 f	認可条件では燃料取替用水貯蔵タンク容量を950,000リットルとしている。実際の容量は948,000リットルである。
パフォーマンス劣化	施設が許可条件に矛盾していた。
軽微である理由	大きな寸法の違いでない。
軽微でない場合	事故解析でサクシオン位置より上の使用可能容量を950,000リットルと想定しており、事故解析要件を満足することを確認するため実際の容量で事故解析の計算をやり直す必要があった場合。
事例 g	事業者は、復水貯蔵タンクの温度の事故解析入力値に非保守的な値を採用した。採用された値は48℃で、実際の温度は49℃まで上昇する可能性があった。このミスにより、事故状況下で安全注入ポンプの有効吸入水頭が若干低く

	なった。この低下は裕度の数パーセントに過ぎなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計に適用されるものと同程度の設計管理措置を適用しなければならない。
軽微である理由	重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
軽微でない場合	このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生ずる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合。
事例 h	代替制御パネルからプラントの安全停止をサポートする分析で、事業者は運転員が必要とされる操作を 10 分で完了すると想定したが、実際には、所要操作の完了に 11 分を要することがあった。これらの操作の完了までに最大 30 分が認められていたため、事業者の分析結果に影響はなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計と同等の設計管理措置を適用しなければならない。
軽微である理由	重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題はなかった。
軽微でない場合	このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生じる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合
注：上述の事例「g」及び「h」は、設備が動作不能であることが軽微ではない事象となること的前提条件にはならないということを意図している。	

4. 重大ではない手順誤り

事例 a	安全関連のプラント・サービス水系ストレーナの間を立てた足場について、系統の配管の間にきつく押し込んで組み立てていた。事業者の手順書では安全関連の機器の近傍に設置する足場についてはエンジニアリング評価を行うことを要求している。足場の耐震性への影響を判断するためのエンジニアリング評価は行われていなかった。後のエンジニアリング評価により安全上の問題がないことが確認された。
パフォーマンス劣化	規制の要求基準では、品質に影響を与える活動は手順に従って行われることが求められている。
軽微である理由	安全への影響がない手順上の誤りである。

	なった。この低下は裕度の数パーセントに過ぎなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計に適用されるものと同程度の設計管理措置を適用しなければならない。
軽微である理由	重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
軽微でない場合	このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生ずる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合。
事例 h	代替制御パネルからプラントの安全停止をサポートする分析で、事業者は運転員が必要とされる操作を 10 分で完了すると想定したが、実際には、所要操作の完了に 11 分を要することがあった。これらの操作の完了までに最大 30 分が認められていたため、事業者の分析結果に影響はなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計と同等の設計管理措置を適用しなければならない。
軽微である理由	重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題はなかった。
軽微でない場合	このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生じる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合
注：上述の事例「g」及び「h」は、設備が動作不能であることが軽微ではない事象となること的前提条件にはならないということを意図している。	

4. 重大ではない手順誤り

事例 a	安全関連のプラント・サービス水系ストレーナの間を立てた足場について、系統の配管の間にきつく押し込んで組み立てていた。事業者の手順書では安全関連の機器の近傍に設置する足場についてはエンジニアリング評価を行うことを要求している。足場の耐震性への影響を判断するためのエンジニアリング評価は行われていなかった。後のエンジニアリング評価により安全上の問題がないことが確認された。
パフォーマンス劣化	規制の要求基準では、品質に影響を与える活動は手順に従って行われることが求められている。
軽微である理由	安全への影響がない手順上の誤りである。

軽微でない場合	事業者が日常的に同様な事案に対してエンジニアリング評価を行っていないなかった場合、又はその後の評価で安全関連機器に悪影響を及ぼすことが判明した場合。
事例 b	原子炉保護系の作業中、運転員が誤ってバイパス・スイッチを操作し、1チャンネルがトリップ状態になった。運転員は手順書に従って正しいスイッチを操作したことを確認するための自己チェックを適切に行わなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定では、手順書に従って作業を進めるように求めている。
軽微である理由	手順上のミスで、安全に影響がなかった。
軽微でない場合	原子炉トリップ等、その他の過渡事象を招いた場合
事例 c	試験中、弁のモータオペレータを試験配線して動作電流を測定した。弁は問題なくサイクル動作を完了し、記録されたデータは許容範囲内であることを確認し、通常のサービスに復帰した。ところが、測定に際し、手順書で定める0-10 Aの電流計ではなく0-100 Aの電流計を使用していた。所定の電流計を使った再試験で、電流値に問題はなかった。
パフォーマンス劣化	試験手順書が守られなかった。
軽微である理由	安全設備に影響のない手順上のミスだった。ミスによって実際に機器に問題を招くことはなかった。
軽微でない場合	再試験で、データが実際に許容レンジ外であることが判明した場合。
事例 d	安全注入ポンプ室の照明レビューの際、検査官は、照度が運転員の活動のための許可条件の設計レベルに達していないことを発見した。事業者は、この状態に気付いていたことを検査官に伝えた。しかしながら、照度を高めるための是正処置は優先度が低く、最初の発見から2年たったが実施していなかった。運転員とのインタビューで、ポンプ室では懐中電灯を使わないとサーベイランス又は緊急時ドリルが難しいという者もあった。
パフォーマンス劣化	事業者は、品質に悪影響を与える状態に対する速やかな是正処置を怠った。
軽微である理由	安全上影響のない是正措置の不履行である。運転員は手順書で懐中電灯の携帯が規定されており、規定レベルを下回る照明に起因する操作ミスがないことから明らかなように、このような照明状態の中で問題なく操作を行っていた。
軽微でない場合	照明の劣化状態が運転ミスに寄与した、または運転員の業務遂行能力に著しい影響を与えることが判明した場合。
事例 e	検査官が、銘板のない弁を発見した。これは、全ての機器にラベルを付けるように定めたプラント手順書の違反となる。運転員との話し合いで、この状態が数年続いていたことが判明した。しかし、運転員は通常プラント図面を

軽微でない場合	事業者が日常的に同様な事案に対してエンジニアリング評価を行っていないなかった場合、又はその後の評価で安全関連機器に悪影響を及ぼすことが判明した場合。
事例 b	原子炉保護系の作業中、運転員が誤ってバイパス・スイッチを操作し、1チャンネルがトリップ状態になった。運転員は手順書に従って正しいスイッチを操作したことを確認するための自己チェックを適切に行わなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定では、手順書に従って作業を進めるように求めている。
軽微である理由	手順上のミスで、安全に影響がなかった。
軽微でない場合	原子炉トリップ等、その他の過渡事象を招いた場合
事例 c	試験中、弁のモータオペレータを試験配線して動作電流を測定した。弁は問題なくサイクル動作を完了し、記録されたデータは許容範囲内であることを確認し、通常のサービスに復帰した。ところが、測定に際し、手順書で定める0-10 Aの電流計ではなく0-100 Aの電流計を使用していた。所定の電流計を使った再試験で、電流値に問題はなかった。
パフォーマンス劣化	試験手順書が守られなかった。
軽微である理由	安全設備に影響のない手順上のミスだった。ミスによって実際に機器に問題を招くことはなかった。
軽微でない場合	再試験で、データが実際に許容レンジ外であることが判明した場合。
事例 d	安全注入ポンプ室の照明レビューの際、検査官は、照度が運転員の活動のための許可条件の設計レベルに達していないことを発見した。事業者は、この状態に気付いていたことを検査官に伝えた。しかしながら、照度を高めるための是正処置は優先度が低く、最初の発見から2年たったが実施していなかった。運転員とのインタビューで、ポンプ室では懐中電灯を使わないとサーベイランス又は緊急時ドリルが難しいという者もあった。
パフォーマンス劣化	事業者は、品質に悪影響を与える状態に対する速やかな是正処置を怠った。
軽微である理由	安全上影響のない是正措置の不履行である。運転員は手順書で懐中電灯の携帯が規定されており、規定レベルを下回る照明に起因する操作ミスがないことから明らかなように、このような照明状態の中で問題なく操作を行っていた。
軽微でない場合	照明の劣化状態が運転ミスに寄与した、または運転員の業務遂行能力に著しい影響を与えることが判明した場合。
事例 e	検査官が、銘板のない弁を発見した。これは、全ての機器にラベルを付けるように定めたプラント手順書の違反となる。運転員との話し合いで、この状態が数年続いていたことが判明した。しかし、運転員は通常プラント図面を

	参照しており、弁の操作が日常的に行われても、銘板の欠落が安全上影響を与えることはなかった。
パフォーマンス劣化	プラント手順書で全ての機器にラベルを付けることが求められていた。
軽微である理由	安全上影響のない手順書要件違反である。運転員は図面を使用しており、弁の位置の特定に問題はなかった。
軽微でない場合	銘板の欠落で弁の操作ミスが発生した場合。
事例 f	ディーゼル発電機デイトンクの溶接接続部で少量の漏えいが発生し、燃料がディーゼル発電機室の床面にゆっくりと滴下した。保守作業員は漏えいを一時的に止めるためシール剤を使用し、最終的な補修を行うよう作業指示書に明記し、この補修は次回停止時に計画された。その後、シールが機能せず、再び漏えいが発生し、安全関連のソレノイドが燃料に浸る事態が発生した。事業者は仮補修で誤ったシール剤を使用したことに気付いた。
パフォーマンス劣化	品質に悪影響を与える状態を適切に是正しなかった。
軽微である理由	ディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えることがなかったため安全上影響のない是正処置の不履行である。
軽微でない場合	ソレノイドの損傷がディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えた、又は火災の危険を招いた場合。
事例 g	ある安全関連の弁のリーチ・ロッドが固着して使用できなくなったが、一段階低い位置で手動操作していた。この状態は2年間放置され、運転員から不満があったにもかかわらず修理していなかった。検査官は、この対応策による運転員の対応時間は約1分を要し、弁の手動操作は非正常状態の手順書で規定されていることに気付いた。非正常状態の事象中も、この弁はアクセス可能だった。
パフォーマンス劣化	事業者は、品質に悪影響を与える状態の特定と保安規定の要求に従う是正を怠った。
軽微である理由	安全上ほとんど影響のない是正処置の不履行である。弁は操作可能で、所要時間は回復作業に影響するものではなかった。
軽微でない場合	弁へのアクセスが周辺の条件（熱、放射線、酸素）で制限される状況があった場合。
事例 h	検査官は、補助給水ポンプ室に、前の週に解体した3メートルの足場用木材が3本放置されていることを発見した。事業者は、火災防護計画で求められる可燃物仮置きを承認する工学的評価を実施していなかった。
パフォーマンス劣化	これらの一時的な可燃物は火災ハザード解析に反映されておらず、事業者は必要な工学的評価を実施しなかった。
軽微である理由	安全上の影響がほとんど又は全くない火災防護計画要件の履行違反である。これらの一時的な可燃物は安全上重要な設備に影響を及ぼさず、許認可ペー

	参照しており、弁の操作が日常的に行われても、銘板の欠落が安全上影響を与えることはなかった。
パフォーマンス劣化	プラント手順書で全ての機器にラベルを付けることが求められていた。
軽微である理由	安全上影響のない手順書要件違反である。運転員は図面を使用しており、弁の位置の特定に問題はなかった。
軽微でない場合	銘板の欠落で弁の操作ミスが発生した場合。
事例 f	ディーゼル発電機デイトンクの溶接接続部で少量の漏えいが発生し、燃料がディーゼル発電機室の床面にゆっくりと滴下した。保守作業員は漏えいを一時的に止めるためシール剤を使用し、最終的な補修を行うよう作業指示書に明記し、この補修は次回停止時に計画された。その後、シールが機能せず、再び漏えいが発生し、安全関連のソレノイドが燃料に浸る事態が発生した。事業者は仮補修で誤ったシール剤を使用したことに気付いた。
パフォーマンス劣化	品質に悪影響を与える状態を適切に是正しなかった。
軽微である理由	ディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えることがなかったため安全上影響のない是正処置の不履行である。
軽微でない場合	ソレノイドの損傷がディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えた、又は火災の危険を招いた場合。
事例 g	ある安全関連の弁のリーチ・ロッドが固着して使用できなくなったが、一段階低い位置で手動操作していた。この状態は2年間放置され、運転員から不満があったにもかかわらず修理していなかった。検査官は、この対応策による運転員の対応時間は約1分を要し、弁の手動操作は非正常状態の手順書で規定されていることに気付いた。非正常状態の事象中も、この弁はアクセス可能だった。
パフォーマンス劣化	事業者は、品質に悪影響を与える状態の特定と保安規定の要求に従う是正を怠った。
軽微である理由	安全上ほとんど影響のない是正処置の不履行である。弁は操作可能で、所要時間は回復作業に影響するものではなかった。
軽微でない場合	弁へのアクセスが周辺の条件（熱、放射線、酸素）で制限される状況があった場合。
事例 h	検査官は、補助給水ポンプ室に、前の週に解体した3メートルの足場用木材が3本放置されていることを発見した。事業者は、火災防護計画で求められる可燃物仮置きを承認する工学的評価を実施していなかった。
パフォーマンス劣化	これらの一時的な可燃物は火災ハザード解析に反映されておらず、事業者は必要な工学的評価を実施しなかった。
軽微である理由	安全上の影響がほとんど又は全くない火災防護計画要件の履行違反である。これらの一時的な可燃物は安全上重要な設備に影響を及ぼさず、許認可ペー

	スの要件に抵触しなかった。事業者は、火災ハザード解析の制限値を遥かに下回っていることを示すことができた。
軽微でない場合	火災の負荷が火災ハザード解析の制限値を逸脱した場合、これらの可燃物を含む信頼できる火災シナリオで安全上重要な設備が影響を受ける場合、これらの可燃物が許認可ベースの許容範囲ではない場合、又は冗長トレイン分離のため可燃物を用いない区域にあった場合。
事例 i	【核燃料施設】 焼結炉を起動したところ、可燃性ガスが流入する状態になったことから、運転員は当該ガスを掃気する系統を起動したが、連続する 2 つの弁が開いた途端に、閉止した。運転員は、これらの弁が、前回の保守の際の復旧作業が十分でなかったことに気付いた。運転手順書において機器の復帰の確認が記載されていない場合には、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定で義務付けられている手順書に従って作業を遂行するのを怠った。手順書においては、運転手順で機器の復帰が扱われていない場合には、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
軽微ではないとする理由	当該系統の状態は、原子力安全又は放射線安全への影響を与える状態であった。又は、作業を中断するような状況があった場合が挙げられる。
軽微とする場合	当該系統の状態は、原子力安全又は放射線安全への影響を与えない状態であり、その状態が進展する可能性はなかった場合。
事例 j	【核燃料施設】 検査官は、事業者がウラン転換に係る処理系統の運転前に、当該系統の弁／機器の系統構成を確認する際、旧版の運転手順書が使用されていることを確認した。正確な系統構成は、運転を行う上で安全確保に必要なものであり、事業者の手順書では、最新版であることを確認することを義務付けている。また、事業者は手順書の遵守を保安規定で管理対象としていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の使用と遵守及び構成管理）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	新旧版の違いが、安全確保に必要な事項及び安全機能に悪影響を及ぼした。
軽微とする場合	新旧版の違いが軽微であり、若しくは管理されていた場合、又は、変更によって、安全確保に必要な事項若しくは安全機能に悪影響が及ぶことはなかった場合。
事例 k	【核燃料施設】 事業者の運転手順書においては、特定された弁はプラントの配管・計装図に示される要領で開閉状態を保持しなければならない。検査官は、運転手順書に記載された特定の弁が、配管・計装図に示された状態で保持されていないことを発見した。事業者は、安全制御機能の運転及び保守に用いられる情報が常に最新であることを確保するように、系統構成を管理することが義務付けられている。系統構成の管理は、事業者の保安規定の中の管

	スの要件に抵触しなかった。事業者は、火災ハザード解析の制限値を遥かに下回っていることを示すことができた。
軽微でない場合	火災の負荷が火災ハザード解析の制限値を逸脱した場合、これらの可燃物を含む信頼できる火災シナリオで安全上重要な設備が影響を受ける場合、これらの可燃物が許認可ベースの許容範囲ではない場合、又は冗長トレイン分離のため可燃物を用いない区域にあった場合。
事例 i	【核燃料施設】 焼結炉を起動したところ、可燃性ガスが流入する状態になったことから、運転員は当該ガスを掃気する系統を起動したが、連続する 2 つの弁が開いた途端に、閉止した。運転員は、これらの弁が、前回の保守の際の復旧作業が十分でなかったことに気付いた。運転手順書において機器の復帰の確認が記載されていない場合には、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定で義務付けられている手順書に従って作業を遂行するのを怠った。手順書においては、運転手順で機器の復帰が扱われていない場合には、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
軽微ではないとする理由	当該系統の状態は、原子力安全又は放射線安全への影響を与える状態であった。又は、作業を中断するような状況があった場合が挙げられる。
軽微とする場合	当該系統の状態は、原子力安全又は放射線安全への影響を与えない状態であり、その状態が進展する可能性はなかった場合。
事例 j	【核燃料施設】 検査官は、事業者がウラン転換に係る処理系統の運転前に、当該系統の弁／機器の系統構成を確認する際、旧版の運転手順書が使用されていることを確認した。正確な系統構成は、運転を行う上で安全確保に必要なものであり、事業者の手順書では、最新版であることを確認することを義務付けている。また、事業者は手順書の遵守を保安規定で管理対象としていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の使用と遵守及び構成管理）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	新旧版の違いが、安全確保に必要な事項及び安全機能に悪影響を及ぼした。
軽微とする場合	新旧版の違いが軽微であり、若しくは管理されていた場合、又は、変更によって、安全確保に必要な事項若しくは安全機能に悪影響が及ぶことはなかった場合。
事例 k	【核燃料施設】 事業者の運転手順書においては、特定された弁はプラントの配管・計装図に示される要領で開閉状態を保持しなければならない。検査官は、運転手順書に記載された特定の弁が、配管・計装図に示された状態で保持されていないことを発見した。事業者は、安全制御機能の運転及び保守に用いられる情報が常に最新であることを確保するように、系統構成を管理することが義務付けられている。系統構成の管理は、事業者の保安規定の中の管

	理対象として規定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（構成管理）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	弁は、安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与える位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合
軽微とする場合	重要度の低い凶面の食い違いであること、又は弁は安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与えない位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合
事例 l	【核燃料施設】検査官は、保安規定に基づく資格要件が必要な運転員が資格更新訓練要件を満たしていなかったことを確認した。訓練及び適性確認は、事業者の保安規定の中で管理対象として規定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、保安規定で義務付けられている管理（訓練及び適性確認）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	安全機能を確保するための能力に影響を及ぼす作業を、当該運転員が誤って行った、又は当該運転員が割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していなかった。
軽微とする場合	運転操作は全て、安全かつ制御された方法で行われており、聞き取り調査を行ったところ、当該運転員は、自身に割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していることが分かった場合、又は、この不備は、運営管理又は訓練に関する軽微な記録上の過誤が原因であった場合。
事例 m	【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、換気用高性能フィルタの差圧が通常の運転域を逸脱していることを発見した。運転手順書では、計測値を1回記録することを運転員に義務付けている。安全上の懸念は、フィルタの貫通（低差圧）又はフィルタの過負荷（高差圧）の検出が行われなかったことであり、検査官は、最近の運転員日誌を確認した結果、当該運転員は、過去2回の当直時に計測値の記録を怠ったものと判断した。手順書の遵守は、事業許可申請の中で管理対象として想定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていた。
軽微とする場合	高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていなかった場合。
事例 n	【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、運転員が化学カラムへの化学物質の充填後に、カラムへの化学物質供給弁を日常的に開状態にしていることを発

	理対象として規定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（構成管理）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	弁は、安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与える位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合
軽微とする場合	重要度の低い凶面の食い違いであること、又は弁は安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与えない位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合
事例 l	【核燃料施設】検査官は、保安規定に基づく資格要件が必要な運転員が資格更新訓練要件を満たしていなかったことを確認した。訓練及び適性確認は、事業者の保安規定の中で管理対象として規定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、保安規定で義務付けられている管理（訓練及び適性確認）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	安全機能を確保するための能力に影響を及ぼす作業を、当該運転員が誤って行った、又は当該運転員が割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していなかった。
軽微とする場合	運転操作は全て、安全かつ制御された方法で行われており、聞き取り調査を行ったところ、当該運転員は、自身に割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していることが分かった場合、又は、この不備は、運営管理又は訓練に関する軽微な記録上の過誤が原因であった場合。
事例 m	【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、換気用高性能フィルタの差圧が通常の運転域を逸脱していることを発見した。運転手順書では、計測値を1回記録することを運転員に義務付けている。安全上の懸念は、フィルタの貫通（低差圧）又はフィルタの過負荷（高差圧）の検出が行われなかったことであり、検査官は、最近の運転員日誌を確認した結果、当該運転員は、過去2回の当直時に計測値の記録を怠ったものと判断した。手順書の遵守は、事業許可申請の中で管理対象として想定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていた。
軽微とする場合	高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていなかった場合。
事例 n	【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、運転員が化学カラムへの化学物質の充填後に、カラムへの化学物質供給弁を日常的に開状態にしていることを発

	見した。手順書では、化学物質の充填後に供給弁は閉止することを義務付けている。供給弁の位置確認は、保安規定における管理上の安全確保に必要な事項として規定されており、手順書の遵守は、事業許可の中での管理対象として想定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保に向けて、原子炉等規制法及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	弁の開閉状態を適切に確認しなかったために、機器／系統の安全機能に影響を及ぼした。
軽微とする場合	弁の開閉状態を適切に確認しなかったが、機器／系統の安全機能が影響を及ぼすことがなかった場合。
事例 o	【核燃料施設】検査官は、外運搬される製品が保管されている倉庫の巡視点検時に、多数の識別タグが紛失し、何枚かは床に落ちており、何枚かは機器から剥がれかけた状態で貼り付いていることを発見した。サイトの運転手順書では、機器のラベル表示を義務付けている。手順書の利用及び遵守は、事業者の許認可申請の中で管理対象として想定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（識別管理）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こした。
軽微とする場合	識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こさなかった場合。
事例 p	【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、校正すべき期日を1日から数日過経過している計測装置が複数あることを発見した。この計測装置は、臨界安全管理に必要な装置として事業許可で指定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている保守管理（性能維持）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	その後に実施された計器の校正結果は、非安全側であった。
軽微とする場合	その後に実施された計測装置の校正結果は、基準を満足していたものであり、計器の調整は必要なかった場合、又は、当該計測装置は、最後に校正されてから使用されていなかった若しくは校正を行うべき管理の対象外であった場合。
事例 q	【核燃料施設】核燃料物質の輸送／貯蔵施設に残った梱包材及びその他の可燃物の管理量（保管量）が社内規定に定める管理値を超えていることが確認された。この施設における防火管理上の規定では、消火用スプリンクラー設

	見した。手順書では、化学物質の充填後に供給弁は閉止することを義務付けている。供給弁の位置確認は、保安規定における管理上の安全確保に必要な事項として規定されており、手順書の遵守は、事業許可の中での管理対象として想定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保に向けて、原子炉等規制法及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	弁の開閉状態を適切に確認しなかったために、機器／系統の安全機能に影響を及ぼした。
軽微とする場合	弁の開閉状態を適切に確認しなかったが、機器／系統の安全機能が影響を及ぼすことがなかった場合。
事例 o	【核燃料施設】検査官は、外運搬される製品が保管されている倉庫の巡視点検時に、多数の識別タグが紛失し、何枚かは床に落ちており、何枚かは機器から剥がれかけた状態で貼り付いていることを発見した。サイトの運転手順書では、機器のラベル表示を義務付けている。手順書の利用及び遵守は、事業者の許認可申請の中で管理対象として想定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（識別管理）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こした。
軽微とする場合	識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こさなかった場合。
事例 p	【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、校正すべき期日を1日から数日過経過している計測装置が複数あることを発見した。この計測装置は、臨界安全管理に必要な装置として事業許可で指定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている保守管理（性能維持）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	その後に実施された計器の校正結果は、非安全側であった。
軽微とする場合	その後に実施された計測装置の校正結果は、基準を満足していたものであり、計器の調整は必要なかった場合、又は、当該計測装置は、最後に校正されてから使用されていなかった若しくは校正を行うべき管理の対象外であった場合。
事例 q	【核燃料施設】核燃料物質の輸送／貯蔵施設に残った梱包材及びその他の可燃物の管理量（保管量）が社内規定に定める管理値を超えていることが確認された。この施設における防火管理上の規定では、消火用スプリンクラー設

	備を設置しないこと条件として、可燃物の持込み量を社内規程に示す管理値に制限していた。
パフォーマンス劣化	事業許可基準規則及び保安規定は、事業者に手順書の遵守を義務付けている。事業者は、可燃物の持込み量を社内規程上の管理値に制限する手順書を遵守しなかった。
軽微ではないとする理由	可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた、代替緩和措置が規定されていなかった、又は、火災が発生した場合には核燃料物質に影響が及んでいたと考えられる。
軽微とする場合	可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていなかった、代替緩和措置が規定されていた、又は、火災が発生した場合でも核燃料物質に影響が及ぶことがなかったと考えられる場合。
事例 r	【核燃料施設】検査官は、可燃性の液体が貯蔵されている区域に、消防法上の要求と異なる消火設備が設置されていることを確認した。事業者は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として消火設備を想定している。 (※我が国では、危険物施設における「著しく消火困難な製造所等」又は「消火困難な製造所等」の区分に該当(消防法第10条、危険物の規制に関する規則第33条～35条関係))
パフォーマンス劣化	事業許可基準規則は、想定する火災に応じた可搬型消火器の十分な能力及び適切な種類の火災剤を義務付けている。事業者は、可燃性液体の貯蔵に用いられる区域に、消防法上の要求と異なる消火設備を設置していなかった。
軽微ではないとする理由	当該区域には、大量の可燃性液体が貯蔵されており、事業許可では、当該区域に複数の火災の事故シーケンスが想定されていた。
軽微とする場合	当該区域に貯蔵される可燃性液体はごく少量であり、事業許可の中で特定された区域には起こり得る火災の事故シーケンスがない場合。
事例 s	【核燃料施設】検査官は、事業者が義務付けられた可搬型消火器の定期点検を行わなかったことを確認した。適用される消防法関係法令の遵守を含む防火プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。(※消防法第17条の3の3関係)
パフォーマンス劣化	事業者は、事業者が事業認可申請書に記載した消防法で義務付けられている可搬型消火器の定期検査を行うのを怠った。適用される消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で、管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。
軽微ではないとする理由	当該消火器は、定期検査で不合格になり、しかも、隣接区域には操作可能な他の消火器が設置されていなかった。
軽微とする場合	定期検査を実施したところ、当該消火器は、操作可能であることが分かった、又は当該消火器は、定期検査で不合格になったが、隣接区域には操作可能な消火器がもう一台設置されていた又は、消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で安全確保に必要な事項として規定されていない場合。

	備を設置しないこと条件として、可燃物の持込み量を社内規程に示す管理値に制限していた。
パフォーマンス劣化	事業許可基準規則及び保安規定は、事業者に手順書の遵守を義務付けている。事業者は、可燃物の持込み量を社内規程上の管理値に制限する手順書を遵守しなかった。
軽微ではないとする理由	可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた、代替緩和措置が規定されていなかった、又は、火災が発生した場合には核燃料物質に影響が及んでいたと考えられる。
軽微とする場合	可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていなかった、代替緩和措置が規定されていた、又は、火災が発生した場合でも核燃料物質に影響が及ぶことがなかったと考えられる場合。
事例 r	【核燃料施設】検査官は、可燃性の液体が貯蔵されている区域に、消防法上の要求と異なる消火設備が設置されていることを確認した。事業者は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として消火設備を想定している。 (※我が国では、危険物施設における「著しく消火困難な製造所等」又は「消火困難な製造所等」の区分に該当(消防法第10条、危険物の規制に関する規則第33条～35条関係))
パフォーマンス劣化	事業許可基準規則は、想定する火災に応じた可搬型消火器の十分な能力及び適切な種類の火災剤を義務付けている。事業者は、可燃性液体の貯蔵に用いられる区域に、消防法上の要求と異なる消火設備を設置していなかった。
軽微ではないとする理由	当該区域には、大量の可燃性液体が貯蔵されており、事業許可では、当該区域に複数の火災の事故シーケンスが想定されていた。
軽微とする場合	当該区域に貯蔵される可燃性液体はごく少量であり、事業許可の中で特定された区域には起こり得る火災の事故シーケンスがない場合。
事例 s	【核燃料施設】検査官は、事業者が義務付けられた可搬型消火器の定期点検を行わなかったことを確認した。適用される消防法関係法令の遵守を含む防火プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。(※消防法第17条の3の3関係)
パフォーマンス劣化	事業者は、事業者が事業認可申請書に記載した消防法で義務付けられている可搬型消火器の定期検査を行うのを怠った。適用される消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で、管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。
軽微ではないとする理由	当該消火器は、定期検査で不合格になり、しかも、隣接区域には操作可能な他の消火器が設置されていなかった。
軽微とする場合	定期検査を実施したところ、当該消火器は、操作可能であることが分かった、又は当該消火器は、定期検査で不合格になったが、隣接区域には操作可能な消火器がもう一台設置されていた又は、消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で安全確保に必要な事項として規定されていない場合。

事例 t	【核燃料施設】事業者は、定期的な保守作業を通じて、大量のウランが貯蔵される加工室で行う溶接／切断作業における火気使用作業許可を取得しなかった。火気使用作業許可プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されている。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられている要領で、溶接／切断作業に対する火気使用作業許可を取得しなかった。
軽微ではないとする理由	火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていなかった。
軽微とする場合	火気使用作業許可は取得されていなかったが、火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていた場合。
事例 u	【核燃料施設】事業者は、放射性液体廃棄物モニタを適切に校正しない状態で、液体を環境に放出していた。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類において排出物モニタリング（放射線検出及びモニタリング計装系）の校正試験を義務付けている。事業者は、許認可申請で約束したとおりに手順を遵守しなかった。
軽微ではないとする理由	モニタリングの結果は、事業者の緊急時対応時の重大な意思決定に用いられている又は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていた。
軽微とする場合	モニタリングの結果は、緊急時対応の意思決定に用いられていない又は、環境に放出される放射性核種の量は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていない場合。
事例 v	【核燃料施設】事業者は、廃棄物処理場に放射性廃棄物を輸送するための廃棄物管理票に誤った記載を行った。具体的には、事業者は、ウランの各同位体の放射性核種濃度を誤って列挙した。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類において、廃棄物発生事業所に、全ての放射性廃棄物輸送容器について、その放射性核種濃度を廃棄物管理票に列挙するよう義務付けている。事業者は、ウランの各同位体の放射性核種放射能を正確に列挙しなかった。
軽微ではないとする理由	実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より多かった又は、この過誤は事業者の放射性廃棄物輸送の準備及び承認に係る包括的な問題を伴うものだった。
軽微とする場合	廃棄物管理票におけるこの過誤は軽微であった、若しくは事務的なものであった、又は、実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より少なかった（保守的であった）場合。
事例 w	【核燃料施設】放射性廃棄物輸送容器の輸送に先立って、輸送管理票に署名及び日付を記載しなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類においては、廃棄物発生事業所に、廃棄物管理票に署名及び日付を付記することで、輸送容器を認定することを義務付けてい

事例 t	【核燃料施設】事業者は、定期的な保守作業を通じて、大量のウランが貯蔵される加工室で行う溶接／切断作業における火気使用作業許可を取得しなかった。火気使用作業許可プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されている。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられている要領で、溶接／切断作業に対する火気使用作業許可を取得しなかった。
軽微ではないとする理由	火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていなかった。
軽微とする場合	火気使用作業許可は取得されていなかったが、火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていた場合。
事例 u	【核燃料施設】事業者は、放射性液体廃棄物モニタを適切に校正しない状態で、液体を環境に放出していた。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類において排出物モニタリング（放射線検出及びモニタリング計装系）の校正試験を義務付けている。事業者は、許認可申請で約束したとおりに手順を遵守しなかった。
軽微ではないとする理由	モニタリングの結果は、事業者の緊急時対応時の重大な意思決定に用いられている又は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていた。
軽微とする場合	モニタリングの結果は、緊急時対応の意思決定に用いられていない又は、環境に放出される放射性核種の量は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていない場合。
事例 v	【核燃料施設】事業者は、廃棄物処理場に放射性廃棄物を輸送するための廃棄物管理票に誤った記載を行った。具体的には、事業者は、ウランの各同位体の放射性核種濃度を誤って列挙した。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類において、廃棄物発生事業所に、全ての放射性廃棄物輸送容器について、その放射性核種濃度を廃棄物管理票に列挙するよう義務付けている。事業者は、ウランの各同位体の放射性核種放射能を正確に列挙しなかった。
軽微ではないとする理由	実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より多かった又は、この過誤は事業者の放射性廃棄物輸送の準備及び承認に係る包括的な問題を伴うものだった。
軽微とする場合	廃棄物管理票におけるこの過誤は軽微であった、若しくは事務的なものであった、又は、実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より少なかった（保守的であった）場合。
事例 w	【核燃料施設】放射性廃棄物輸送容器の輸送に先立って、輸送管理票に署名及び日付を記載しなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類においては、廃棄物発生事業所に、廃棄物管理票に署名及び日付を付記することで、輸送容器を認定することを義務付けてい

	る。
軽微ではないとする理由	管理票に記載された情報が全て誤っていた（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示されなかった）。
軽微とする場合	管理票に記載された情報は全て正しい（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示された）もので、当該輸送容器の認定の失念は事務的な過失であった場合
事例 x	【核燃料施設】法令に定める技術上の基準に従って、輸送容器の検査を記録しなかった。
パフォーマンス劣化	事業者の保安規定に基づく手順書類では、輸送容器検査を記録することを事業者が義務付けている。
軽微ではないとする理由	事業者は義務付けられている検査の実施を怠り、これによって、放射性物質の輸送に、適合しない容器が使用される結果になった。
軽微とする場合	事業者は保安規定に基づく手順書類に従って容器の検査を行ったが、検査内容を適切に記録しなかった（記録の過誤は軽微な又は事務的なものであった）場合。
事例 y	【核燃料施設】事業者は、輸送容器が輸送される内容物に適したものであること（容器の物理的状態が保たれていること、ガスケット及び密閉装置が正しく取り付けられていること、容器が手順書に従って充填及び密閉されたこと、減速材又は中性子吸収材の存在及び適切な状態、汚染並びに放射線レベル及び温度が法令に基づく技術上の基準を超えていないこと）の評価を怠った。
パフォーマンス劣化	外運搬規則においては、容器が輸送される内容物に適していることの確認を実施することを義務付けている。
軽微ではないとする理由	当該容器が、評価を行わずにサイトから運び出された。
軽微とする場合	当該容器は施設から運び出されず、その後完了された日常業務の評価で、劣化又は不適合が特定されなかった場合。
事例 z	【核燃料施設】事業者は、固体廃棄物を作成する練り混ぜ用のドラム装置に大量のウランが蓄積しないようにするための、放射性廃棄物の回収効率を確認する試験を実施しなかった。
パフォーマンス劣化	安全機能を有する施設及び関連する操作手順等については、安全機能を有する施設の取付け、試験及び保守を承認された手順に従って行うことを義務付けているにもかかわらず、事業者は、施設管理方針に定められた回収効率の試験が承認された手順に従って行われるようにすることを怠った。
軽微ではないとする理由	その後実施された機能試験の結果、所定の試験目的又は判定基準が達成されていないことが分かった。
軽微とする場合	その後完了した機能試験で、問題は確認されなかった場合。

	る。
軽微ではないとする理由	管理票に記載された情報が全て誤っていた（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示されなかった）。
軽微とする場合	管理票に記載された情報は全て正しい（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示された）もので、当該輸送容器の認定の失念は事務的な過失であった場合
事例 x	【核燃料施設】法令に定める技術上の基準に従って、輸送容器の検査を記録しなかった。
パフォーマンス劣化	事業者の保安規定に基づく手順書類では、輸送容器検査を記録することを事業者が義務付けている。
軽微ではないとする理由	事業者は義務付けられている検査の実施を怠り、これによって、放射性物質の輸送に、適合しない容器が使用される結果になった。
軽微とする場合	事業者は保安規定に基づく手順書類に従って容器の検査を行ったが、検査内容を適切に記録しなかった（記録の過誤は軽微な又は事務的なものであった）場合。
事例 y	【核燃料施設】事業者は、輸送容器が輸送される内容物に適したものであること（容器の物理的状態が保たれていること、ガスケット及び密閉装置が正しく取り付けられていること、容器が手順書に従って充填及び密閉されたこと、減速材又は中性子吸収材の存在及び適切な状態、汚染並びに放射線レベル及び温度が法令に基づく技術上の基準を超えていないこと）の評価を怠った。
パフォーマンス劣化	外運搬規則においては、容器が輸送される内容物に適していることの確認を実施することを義務付けている。
軽微ではないとする理由	当該容器が、評価を行わずにサイトから運び出された。
軽微とする場合	当該容器は施設から運び出されず、その後完了された日常業務の評価で、劣化又は不適合が特定されなかった場合。
事例 z	【核燃料施設】事業者は、固体廃棄物を作成する練り混ぜ用のドラム装置に大量のウランが蓄積しないようにするための、放射性廃棄物の回収効率を確認する試験を実施しなかった。
パフォーマンス劣化	安全機能を有する施設及び関連する操作手順等については、安全機能を有する施設の取付け、試験及び保守を承認された手順に従って行うことを義務付けているにもかかわらず、事業者は、施設管理方針に定められた回収効率の試験が承認された手順に従って行われるようにすることを怠った。
軽微ではないとする理由	その後実施された機能試験の結果、所定の試験目的又は判定基準が達成されていないことが分かった。
軽微とする場合	その後完了した機能試験で、問題は確認されなかった場合。

事例ア	【核燃料施設】検査官は、安全機能を有する施設の校正記録の評価を通じて、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていなかったことを発見した。
パフォーマンス劣化	事業者は、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていなかった。
軽微ではないとする理由	その後の測定器は校正により、点検前の状態は、所定の判定基準の範囲外であった、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示した、又は、当該測定器は、最後の校正から使用されていなかった場合
軽微とする場合	当該計測器は再校正の結果、所定の判定基準内であり、又は、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示さなかった場合
事例イ	【核燃料施設】安全機能を有する施設である真空破壊装置がサーベイランス試験に合格しなかったことが報告され、調査の結果、事業者は施設管理方針の実施又は許認可要件の遂行を怠っていたことが原因であることが特定された。
パフォーマンス劣化	安全機能を有する施設が許認可及び施設管理方針を義務付ける要領でその本来の安全機能を遂行するための動作可能性及び信頼性の確保に向けた施設管理を実施しなかったこと。
軽微ではないとする理由	その故障は施設管理方針の不履行が直接の原因であった、又は、検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）により、安全機能を有する施設の安全機能が機能しないおそれがあった場合。
軽微とする場合	検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）は、安全機能を有する施設の安全機能に影響を及ぼさなかった。
事例ウ	【核燃料施設】検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等対処設備及び資機材が設置・運用されており、利用可能な状態に整備されていることを確認するために、重大事故等対処設備及び資機材の保守点検状況を確認した。この結果、ダストモニタ及び電子式線量計3台は、校正されていないことが発覚した。校正ラベルを見ると、ダストモニタが最後に校正されたのは1年以上前であり、電子式線量計については、校正記録がなかったため、最後に行われた校正がいつかを確認できなかった。
パフォーマンス劣化	事業者は、重大事故等対処設備及び資機材の維持管理を怠った。事業規則に基づき、事業者が提出する事業許可申請書（事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書）に記載された対応措置の維持管理及び実行を事業者に義務付けている。また、保安規定は、「認可された要領に従って必要な設備及び資機材の維持管理及び保守管理を実施する」ことを義務付けている。緊急時対応実施手順書では、重大事故等対処設備及び資機材を決められた頻度ごとに校正することを義務付けている。

事例ア	【核燃料施設】検査官は、安全機能を有する施設の校正記録の評価を通じて、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていなかったことを発見した。
パフォーマンス劣化	事業者は、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていなかった。
軽微ではないとする理由	その後の測定器は校正により、点検前の状態は、所定の判定基準の範囲外であった、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示した、又は、当該測定器は、最後の校正から使用されていなかった場合
軽微とする場合	当該計測器は再校正の結果、所定の判定基準内であり、又は、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示さなかった場合
事例イ	【核燃料施設】安全機能を有する施設である真空破壊装置がサーベイランス試験に合格しなかったことが報告され、調査の結果、事業者は施設管理方針の実施又は許認可要件の遂行を怠っていたことが原因であることが特定された。
パフォーマンス劣化	安全機能を有する施設が許認可及び施設管理方針を義務付ける要領でその本来の安全機能を遂行するための動作可能性及び信頼性の確保に向けた施設管理を実施しなかったこと。
軽微ではないとする理由	その故障は施設管理方針の不履行が直接の原因であった、又は、検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）により、安全機能を有する施設の安全機能が機能しないおそれがあった場合。
軽微とする場合	検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）は、安全機能を有する施設の安全機能に影響を及ぼさなかった。
事例ウ	【核燃料施設】検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等対処設備及び資機材が設置・運用されており、利用可能な状態に整備されていることを確認するために、重大事故等対処設備及び資機材の保守点検状況を確認した。この結果、ダストモニタ及び電子式線量計3台は、校正されていないことが発覚した。校正ラベルを見ると、ダストモニタが最後に校正されたのは1年以上前であり、電子式線量計については、校正記録がなかったため、最後に行われた校正がいつかを確認できなかった。
パフォーマンス劣化	事業者は、重大事故等対処設備及び資機材の維持管理を怠った。事業規則に基づき、事業者が提出する事業許可申請書（事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書）に記載された対応措置の維持管理及び実行を事業者に義務付けている。また、保安規定は、「認可された要領に従って必要な設備及び資機材の維持管理及び保守管理を実施する」ことを義務付けている。緊急時対応実施手順書では、重大事故等対処設備及び資機材を決められた頻度ごとに校正することを義務付けている。

軽微ではないとする理由	他の校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計又は校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計を備える予備品等が利用可能でなかった、若しくは緊急時対応要員の利用可能な場所になかった、又は実際の緊急時に校正されていないダストサンプラー及び電子式線量計が使用されていた場合。
軽微とする場合	校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計は、事業所のどこでも利用可能であり、緊急時対応要員の利用可能な場所であり、複数の予備品（空気サンプラー及び線量計）は、入手可能であった場合、又は、校正ラベルの期限が満了した機器は、前回の校正が確認され、確認したところ校正範囲内でありかつ、操作可能であると判断された場合。
事例エ	【核燃料施設】検査官は、重大事故等の発生を防ぐために最優先すべき操作等の判断の責任を与えられ、代替要員として緊急時対応組織に割り当てられたある対策要員が、保安規定及び運営規程の要件に従って訓練を受けていなかったと判断した。最初に割り当てられた対策要員を含め、当該職位に割り当てられた他の対策要員3人は訓練を受けていた。事業者の保安規定及び運営規程は、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けることを義務付けていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定及び運営規程が義務付ける要領で、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けるようにすることを怠った。保安規定の審査基準においては、重大事故等発生時における施設の保全に係る対応措置の維持及び実行を事業者が義務付けている。また、保安規定において「対策要員に対する教育及び訓練を毎年一回以上定期的に実施すること。」を要求しているが、この対策要員が、最後に訓練を受けたのは、検査日から2年前であった。
軽微ではないとする理由	緊急時対応組織内で固有の職務を果たす当該対策要員は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けたことがなく、その職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていた場合。
軽微とする場合	緊急時対応組織内でこの職務を割り当てられた他の対策要員3人は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けていた。この職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていなかった場合。
事例オ	【核燃料施設】検査官は、毎年行われる緊急時対応に係る検査を通じて、事業者は前回の隔年で行われる演習で特定された劣化を是正していないことを確認した。検査官は、前回の成果報告書をレビューした上で、事業者の緊急時対応に係る対策要員は、線量評価ソフトウェアの操作に不慣れであると判断した。特定された是正措置には、操作が不十分であると判断された対策要員を外部の研修に派遣することが含まれた。検査官は、操作が不十分であると判断された対策要員の訓練記録をレビューし、当該訓練は不完全であると判断した。当該訓練を含む成果報告書は12か月間にわたって未了扱いであった。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられた要領で、前回の隔年で行われる演習で評価された劣化の是正を怠った。
軽微ではないとする理由	事業者は、評価で確認された重大事故等対処に係る緊急時対応能力の劣化を是正する措置を講じなかった。

軽微ではないとする理由	他の校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計又は校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計を備える予備品等が利用可能でなかった、若しくは緊急時対応要員の利用可能な場所になかった、又は実際の緊急時に校正されていないダストサンプラー及び電子式線量計が使用されていた場合。
軽微とする場合	校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計は、事業所のどこでも利用可能であり、緊急時対応要員の利用可能な場所であり、複数の予備品（空気サンプラー及び線量計）は、入手可能であった場合、又は、校正ラベルの期限が満了した機器は、前回の校正が確認され、確認したところ校正範囲内でありかつ、操作可能であると判断された場合。
事例エ	【核燃料施設】検査官は、重大事故等の発生を防ぐために最優先すべき操作等の判断の責任を与えられ、代替要員として緊急時対応組織に割り当てられたある対策要員が、保安規定及び運営規程の要件に従って訓練を受けていなかったと判断した。最初に割り当てられた対策要員を含め、当該職位に割り当てられた他の対策要員3人は訓練を受けていた。事業者の保安規定及び運営規程は、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けることを義務付けていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定及び運営規程が義務付ける要領で、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けるようにすることを怠った。保安規定の審査基準においては、重大事故等発生時における施設の保全に係る対応措置の維持及び実行を事業者が義務付けている。また、保安規定において「対策要員に対する教育及び訓練を毎年一回以上定期的に実施すること。」を要求しているが、この対策要員が、最後に訓練を受けたのは、検査日から2年前であった。
軽微ではないとする理由	緊急時対応組織内で固有の職務を果たす当該対策要員は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けたことがなく、その職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていた場合。
軽微とする場合	緊急時対応組織内でこの職務を割り当てられた他の対策要員3人は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けていた。この職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていなかった場合。
事例オ	【核燃料施設】検査官は、毎年行われる緊急時対応に係る検査を通じて、事業者は前回の隔年で行われる演習で特定された劣化を是正していないことを確認した。検査官は、前回の成果報告書をレビューした上で、事業者の緊急時対応に係る対策要員は、線量評価ソフトウェアの操作に不慣れであると判断した。特定された是正措置には、操作が不十分であると判断された対策要員を外部の研修に派遣することが含まれた。検査官は、操作が不十分であると判断された対策要員の訓練記録をレビューし、当該訓練は不完全であると判断した。当該訓練を含む成果報告書は12か月間にわたって未了扱いであった。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられた要領で、前回の隔年で行われる演習で評価された劣化の是正を怠った。
軽微ではないとする理由	事業者は、評価で確認された重大事故等対処に係る緊急時対応能力の劣化を是正する措置を講じなかった。

軽微とする場合	事業者は劣化を是正していたが成果報告書を適切に反映していなかった、事業者は操作が不十分であると判断された対策要員を（事業者が訓練証明書を提示できる）外部研修に派遣したが、対策要員の訓練記録の更新を怠った、若しくは操作が不十分であると判断された対策要員は線量評価ソフトウェアについて正式な訓練を受けた他の対策要員と交代された、又は事業者は訓練を計画していたが研修の参加機会がなく訓練は完了していなかった場合。
---------	---

5. リリース前の作業ミス等

事例 a	改造後のシステム復旧に先立って、事業者は使用済燃料プール冷却系吸水管のリプレースに係る改造工事において、元のシステム設計で要求されていたサイフォン・ホールが含まれていなかったことが判明し、その原因は技術者が元の設計の要求に気付かなかったことによるものであった。配管の配置により、サイフォン事象が発生するとプール水位が保安規定で認められた位置よりも低くなるが、燃料が露出する位置には至らない。
パフォーマンス劣化	配管設計が作業指示書及び図面に正しく反映されなかった。
軽微である理由	この事案は進行中の作業であった。作業エラーはシステム復旧前の改造処理の期間中に把握され是正された。
軽微でない場合	サイフォン・ホールを設置しないまま、又はサイフォン・ホールに対する要求を除外した評価を完了しないままシステムを運用に戻した場合
事例 b	変更工事中、事業者は据付手順書に従わず、逆止弁を逆向きに据え付けた。品質管理ではこのミスが発見されなかった。系統復帰に先立つ変更後試験で、事業者はこの問題を発見した。
パフォーマンス劣化	事業者は実際のコンフィギュレーションに沿って設計を正しく解釈しなかった。
軽微である理由	進行中の作業で、安全上の影響はない。
軽微でない場合	系統を供用に復帰した場合。
事例 c	仕様に一致しないソレノイドが納品検査でスクリーニングされ、倉庫に保管されていた。その弁が据付用に持ち出され、電気作業員が間違ったタイプであることに気付いた。
パフォーマンス劣化	事業者は誤って不適合部品を使用しないよう管理することになっているが、不適切な部品が設置される可能性があった。
軽微である理由	進行中の作業で、悪影響は一切なかった。
軽微でない場合	弁を取り付け、系統を供用に復帰した場合。
事例 d	事業者は、保守後に、義務付けられている保全後の試験を行わずに臨界警報システムを供用状態に戻した。

軽微とする場合	事業者は劣化を是正していたが成果報告書を適切に反映していなかった、事業者は操作が不十分であると判断された対策要員を（事業者が訓練証明書を提示できる）外部研修に派遣したが、対策要員の訓練記録の更新を怠った、若しくは操作が不十分であると判断された対策要員は線量評価ソフトウェアについて正式な訓練を受けた他の対策要員と交代された、又は事業者は訓練を計画していたが研修の参加機会がなく訓練は完了していなかった場合。
---------	---

5. リリース前の作業ミス等

事例 a	改造後のシステム復旧に先立って、事業者は使用済燃料プール冷却系吸水管のリプレースに係る改造工事において、元のシステム設計で要求されていたサイフォン・ホールが含まれていなかったことが判明し、その原因は技術者が元の設計の要求に気付かなかったことによるものであった。配管の配置により、サイフォン事象が発生するとプール水位が保安規定で認められた位置よりも低くなるが、燃料が露出する位置には至らない。
パフォーマンス劣化	配管設計が作業指示書及び図面に正しく反映されなかった。
軽微である理由	この事案は進行中の作業であった。作業エラーはシステム復旧前の改造処理の期間中に把握され是正された。
軽微でない場合	サイフォン・ホールを設置しないまま、又はサイフォン・ホールに対する要求を除外した評価を完了しないままシステムを運用に戻した場合
事例 b	変更工事中、事業者は据付手順書に従わず、逆止弁を逆向きに据え付けた。品質管理ではこのミスが発見されなかった。系統復帰に先立つ変更後試験で、事業者はこの問題を発見した。
パフォーマンス劣化	事業者は実際のコンフィギュレーションに沿って設計を正しく解釈しなかった。
軽微である理由	進行中の作業で、安全上の影響はない。
軽微でない場合	系統を供用に復帰した場合。
事例 c	仕様に一致しないソレノイドが納品検査でスクリーニングされ、倉庫に保管されていた。その弁が据付用に持ち出され、電気作業員が間違ったタイプであることに気付いた。
パフォーマンス劣化	事業者は誤って不適合部品を使用しないよう管理することになっているが、不適切な部品が設置される可能性があった。
軽微である理由	進行中の作業で、悪影響は一切なかった。
軽微でない場合	弁を取り付け、系統を供用に復帰した場合。
事例 d	事業者は、保守後に、義務付けられている保全後の試験を行わずに臨界警報システムを供用状態に戻した。

パフォーマンス劣化	事業者は、臨界事故を検知できるモニタリングシステムの保守に係る要求事項を遵守しなかった。保守作業は手順書に従って行われなかった。
軽微ではないとする理由	事業者が義務付けられている保全後試験を実施したところ、警報システムが故障していた。
軽微とする場合	事業者は、その後、義務付けられている保全後試験を実施し、欠陥は特定されなかった場合。
事例 e	【核燃料施設】事業者は、核燃料輸送物の発送前の点検において、輸送容器に、社内規定に定める開封防止検知シールを適切な場所に取り付けなかった。
パフォーマンス劣化	社内規定において、輸送容器の開封防止検知シールを適切な場所に取り付けることを義務付けているがこれが実施されなかった。
軽微ではないとする理由	当該容器は施設から運び出されなかったが、容器が開封されていたことが確認された、又は当該容器は、開封された事実が不明なまま施設から運び出された。
軽微とする場合	当該容器は施設から運び出されず、容器が開封された事実はないことが確認された場合。

6. 放射線障害に対する防護

一般スクリーニング基準：規制の枠組みでは、一連の放射線防護バリア及び防護措置（例：訓練、手順書、ALARA 計画書、放射線サーベイ、作業員のブリーフィング、区域の掲示、モニタリング要件など）の組合せにより、従業員及び公衆の健康と安全の適切な防護を提供している。一つの放射線防護バリアを実施する際に軽微なパフォーマンスの劣化があっても、健康と安全の防護の全体的な妥当性の低下は、一般的にごくわずかである。しかしながら、複数のバリアのパフォーマンスの劣化、又は一つの重大なバリアの喪失が起きた場合は、軽微でないパフォーマンスの劣化として分類される。これらは、個別の状況及びパフォーマンス劣化の重要度に関する検査官の評価に基づいて判断する。

事例 a	事業者は適切に放射線サーベイを行っていたが、そのサーベイが文書化されていなかった。
パフォーマンス劣化	放射線サーベイが、放射線障害防護に関する手順書で要求されているところの文書化が行われていなかった。
軽微である理由	放射線サーベイは確かに実施されており、適切な放射線管理は構築されていた。
軽微でない場合	サーベイ記録の欠如により、放射線管理が成立しない状況（管理者又は放射線障害防護専門家が放射線に係る状況を把握せず）になった場合、又は深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況になった場合。
事例 b	放射線検出装置（例えば、可搬型装置又は固定式エリアモニタ）の使用前に、サイト手順書で求められている適切な較正又は応答検査を実施しなかった。
パフォーマンス劣化	放射線検出装置の使用前に、適切な較正又は応答検査を実施しなかった。

パフォーマンス劣化	事業者は、臨界事故を検知できるモニタリングシステムの保守に係る要求事項を遵守しなかった。保守作業は手順書に従って行われなかった。
軽微ではないとする理由	事業者が義務付けられている保全後試験を実施したところ、警報システムが故障していた。
軽微とする場合	事業者は、その後、義務付けられている保全後試験を実施し、欠陥は特定されなかった場合。
事例 e	【核燃料施設】事業者は、核燃料輸送物の発送前の点検において、輸送容器に、社内規定に定める開封防止検知シールを適切な場所に取り付けなかった。
パフォーマンス劣化	社内規定において、輸送容器の開封防止検知シールを適切な場所に取り付けることを義務付けているがこれが実施されなかった。
軽微ではないとする理由	当該容器は施設から運び出されなかったが、容器が開封されていたことが確認された、又は当該容器は、開封された事実が不明なまま施設から運び出された。
軽微とする場合	当該容器は施設から運び出されず、容器が開封された事実はないことが確認された場合。

6. 放射線障害に対する防護

一般スクリーニング基準：規制の枠組みでは、一連の放射線防護バリア及び防護措置（例：訓練、手順書、ALARA 計画書、放射線サーベイ、作業員のブリーフィング、区域の掲示、モニタリング要件など）の組合せにより、従業員及び公衆の健康と安全の適切な防護を提供している。一つの放射線防護バリアを実施する際に軽微なパフォーマンスの劣化があっても、健康と安全の防護の全体的な妥当性の低下は、一般的にごくわずかである。しかしながら、複数のバリアのパフォーマンスの劣化、又は一つの重大なバリアの喪失が起きた場合は、軽微でないパフォーマンスの劣化として分類される。これらは、個別の状況及びパフォーマンス劣化の重要度に関する検査官の評価に基づいて判断する。

事例 a	事業者は適切に放射線サーベイを行っていたが、そのサーベイが文書化されていなかった。
パフォーマンス劣化	放射線サーベイが、放射線障害防護に関する手順書で要求されているところの文書化が行われていなかった。
軽微である理由	放射線サーベイは確かに実施されており、適切な放射線管理は構築されていた。
軽微でない場合	サーベイ記録の欠如により、放射線管理が成立しない状況（管理者又は放射線障害防護専門家が放射線に係る状況を把握せず）になった場合、又は深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況になった場合。
事例 b	放射線検出装置（例えば、可搬型装置又は固定式エリアモニタ）の使用前に、サイト手順書で求められている適切な較正又は応答検査を実施しなかった。
パフォーマンス劣化	放射線検出装置の使用前に、適切な較正又は応答検査を実施しなかった。

軽微である理由	再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内にあった、測定値が保守的だった（即ち、過剰応答）、もしくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成された。
軽微でない場合	再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内になかった、測定値が保守的でなかった、若しくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成されなかった場合。
事例 c	放射線管理技術者が、十分な資格がない業務範囲を提供又は作業を実施した（例えば、必要な作業資格認定が完了していなかった、又は放射線管理技術者の経験が十分でなかった）。
パフォーマンス劣化	事業者が、保安規定に基づく要求を満足する資格及び訓練経験を有する放射線管理技術者を使用していなかった。
軽微である理由	放射線管理技術者は放射線管理基礎訓練を完了しており、特に誤りは犯さなかった、若しくは誤りはあったが軽微だった、又は放射線管理技術者が実施した作業（例えば、放射線サーベイ及びモニタリング）は、合理的レベルの放射線防護及びモニタリングだった。
軽微でない場合	放射線管理技術者が、放射線リスクの高い作業で放射線サーベイ及びモニタリングを行う際に、1つ以上の重大な誤りを犯した場合、又は放射線管理技術者が実施した作業が合理的レベルの放射線防護及びモニタリングでなかった場合。
事例 d	高放射線区域（HRA）に不適切な立入りがあった（即ち、保安規定及び発電所手順書に従っていなかった）。
パフォーマンス劣化	事業者の職員が、HRA 内への立入り及び HRA 内での作業に関して、規定された放射線バリア及び放射線防護措置を遵守しなかった。注：HRA への立入りに関するパフォーマンスの劣化の他の例は、原子力規制庁が放射線の状況の重大性に基づき評価する。
軽微である理由	その職員は、HRA への立入りを許可されており（例えば、放射線防護職員又は放射線作業許可により認められている）、当該区域の放射線の状況を認識していた（例えば、放射線サーベイ結果に関する作業前説明を受けた、又はレビューした）が、誤った放射線作業許可（RWP）に記名していた。作業では正しい RWP の手順を遵守した。
軽微でない場合	その職員は、HRA への立入りを許可されていなかった、HRA への立入りを許可されているが放射線の状況を認識していなかった（例えば、放射線サーベイについて説明を受けなかった、又はレビューしなかった）、HRA への立入りを許可されており放射線の状況を認識しており、放射線に関する具体的な指示を受けていたが、許可されていない行動を採ったため放射線の状況が大きく変わった、電子線量計（ED）のアラームが出た後、事業者の放射線防護計画書／手順書に記載されている所定の手順（例えば、作業の中止、区域か

軽微である理由	再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内にあった、測定値が保守的だった（即ち、過剰応答）、もしくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成された。
軽微でない場合	再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内になかった、測定値が保守的でなかった、若しくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成されなかった場合。
事例 c	放射線管理技術者が、十分な資格がない業務範囲を提供又は作業を実施した（例えば、必要な作業資格認定が完了していなかった、又は放射線管理技術者の経験が十分でなかった）。
パフォーマンス劣化	事業者が、保安規定に基づく要求を満足する資格及び訓練経験を有する放射線管理技術者を使用していなかった。
軽微である理由	放射線管理技術者は放射線管理基礎訓練を完了しており、特に誤りは犯さなかった、若しくは誤りはあったが軽微だった、又は放射線管理技術者が実施した作業（例えば、放射線サーベイ及びモニタリング）は、合理的レベルの放射線防護及びモニタリングだった。
軽微でない場合	放射線管理技術者が、放射線リスクの高い作業で放射線サーベイ及びモニタリングを行う際に、1つ以上の重大な誤りを犯した場合、又は放射線管理技術者が実施した作業が合理的レベルの放射線防護及びモニタリングでなかった場合。
事例 d	高放射線区域（HRA）に不適切な立入りがあった（即ち、保安規定及び発電所手順書に従っていなかった）。
パフォーマンス劣化	事業者の職員が、HRA 内への立入り及び HRA 内での作業に関して、規定された放射線バリア及び放射線防護措置を遵守しなかった。注：HRA への立入りに関するパフォーマンスの劣化の他の例は、原子力規制庁が放射線の状況の重大性に基づき評価する。
軽微である理由	その職員は、HRA への立入りを許可されており（例えば、放射線防護職員又は放射線作業許可により認められている）、当該区域の放射線の状況を認識していた（例えば、放射線サーベイ結果に関する作業前説明を受けた、又はレビューした）が、誤った放射線作業許可（RWP）に記名していた。作業では正しい RWP の手順を遵守した。
軽微でない場合	その職員は、HRA への立入りを許可されていなかった、HRA への立入りを許可されているが放射線の状況を認識していなかった（例えば、放射線サーベイについて説明を受けなかった、又はレビューしなかった）、HRA への立入りを許可されており放射線の状況を認識しており、放射線に関する具体的な指示を受けていたが、許可されていない行動を採ったため放射線の状況が大きく変わった、電子線量計（ED）のアラームが出た後、事業者の放射線防護計画書／手順書に記載されている所定の手順（例えば、作業の中止、区域か

	らの退去及び放射線管理技術者への連絡)を行うことなく HRA 内で作業を続けた、又は物理的管理を無視した(例えば、施錠した高放射線区域を囲むバリアをバイパスした、又は較正用線源のインターロックをバイパスした)場合。
事例 e	事業者は、放射線又は大気汚染調査(例えば、大気試料採取)を適切に行ったが、この調査は記録されなかった。
パフォーマンス劣化	放射線防護プログラムの記録保持を各事業者に義務付ける規制要件を達成しておらず、サイトの手順書又は許認可申請に準ずる活動が実施されなかった。
軽微ではないとする理由	実地調査記録の欠如は、放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こし、この状況に起因して、規制要件の限度値を超える計画外の又は被ばくが個人に発生した。
軽微とする場合	実地調査は実際に行われ、適切な放射線管理が立証された、又は、実地調査記録の欠如は放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こしたが、この状況に起因して計画外の被ばくが個人に発生することはなかった場合。
事例 f	放射線検知測定器(例えば、可搬型測定器又は定置型エリア放射線モニタ)はサイトの手順書に従って適切に校正されなかった又は、使用前に応答確認が行われなかった。
パフォーマンス劣化	定量的放射線測定に用いられる測定器及び機器の定期的な校正を義務付ける規制要件の達成不履行、又は、サイトの手順書若しくは許認可申請に準ずる活動を怠ったこと。
軽微ではないとする理由	再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲外であった、又は保守的な測定値を提示しなかった。
軽微とする場合	再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲内であった、又は保守的な測定値(即ち、過剰応答)を提示した場合。
事例 g	保健物理技術者は、業務又は職務を遂行するための十分な資格を付与されない(例えば、職務遂行資格は義務付けられた要領で修了されていなかった、又は当該保健物理技術者は経験不足であった)で業務した。
パフォーマンス劣化	サイトの手順書又は、許認可申請に記載される特定の要件に従って認定を行わなかった。
軽微ではないとする理由	当該技術者は、放射線学的にリスクが重大な作業に対する放射線サーベイ及びモニタリングの実行時に1つ又は複数の重大な誤りがあり、これに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生した。
軽微とする場合	当該保健物理技術者は基本的な保健物理学の訓練を修了しており、判断に過ちがなかった又は軽微な判断ミスであり、その過ちに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生することはなかった場合。

	らの退去及び放射線管理技術者への連絡)を行うことなく HRA 内で作業を続けた、又は物理的管理を無視した(例えば、施錠した高放射線区域を囲むバリアをバイパスした、又は較正用線源のインターロックをバイパスした)場合。
事例 e	事業者は、放射線又は大気汚染調査(例えば、大気試料採取)を適切に行ったが、この調査は記録されなかった。
パフォーマンス劣化	放射線防護プログラムの記録保持を各事業者に義務付ける規制要件を達成しておらず、サイトの手順書又は許認可申請に準ずる活動が実施されなかった。
軽微ではないとする理由	実地調査記録の欠如は、放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こし、この状況に起因して、規制要件の限度値を超える計画外の又は被ばくが個人に発生した。
軽微とする場合	実地調査は実際に行われ、適切な放射線管理が立証された、又は、実地調査記録の欠如は放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こしたが、この状況に起因して計画外の被ばくが個人に発生することはなかった場合。
事例 f	放射線検知測定器(例えば、可搬型測定器又は定置型エリア放射線モニタ)はサイトの手順書に従って適切に校正されなかった又は、使用前に応答確認が行われなかった。
パフォーマンス劣化	定量的放射線測定に用いられる測定器及び機器の定期的な校正を義務付ける規制要件の達成不履行、又は、サイトの手順書若しくは許認可申請に準ずる活動を怠ったこと。
軽微ではないとする理由	再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲外であった、又は保守的な測定値を提示しなかった。
軽微とする場合	再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲内であった、又は保守的な測定値(即ち、過剰応答)を提示した場合。
事例 g	保健物理技術者は、業務又は職務を遂行するための十分な資格を付与されない(例えば、職務遂行資格は義務付けられた要領で修了されていなかった、又は当該保健物理技術者は経験不足であった)で業務した。
パフォーマンス劣化	サイトの手順書又は、許認可申請に記載される特定の要件に従って認定を行わなかった。
軽微ではないとする理由	当該技術者は、放射線学的にリスクが重大な作業に対する放射線サーベイ及びモニタリングの実行時に1つ又は複数の重大な誤りがあり、これに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生した。
軽微とする場合	当該保健物理技術者は基本的な保健物理学の訓練を修了しており、判断に過ちがなかった又は軽微な判断ミスであり、その過ちに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生することはなかった場合。

事例 h	検出可能な認可済み放射性物質を含有する機器等（例えば、工具）の实地調査が不十分だったために、この機器等は施設の放射線管理区域から搬出された。この工具は放射線モニタリングの対象でない放射線管理区域の境界外の区域で発見された。「汚染された」機器等は所有者管理区域を超えてオフサイトに搬出される可能性があった。
パフォーマンス劣化	サイトの手順書又は許認可申請に従って活動を行わなかったこと。
軽微ではないとする理由	放射線管理区域から搬出され、その後、放射線測定の対象でない区域で発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、その空間線量率はバックグラウンドと区別できるものであると結論された、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を上回っており、汚染レベルは規制要件に記載される量以下であった。
軽微とする場合	搬出され、その後に発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、当該機器等には空間線量率の放射性物質が含まれるが、この線量率はバックグラウンドと区別できないもので、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を下回ると結論された場合。
事例 i	検査官は、定期的な巡回／検査を通じて、施錠されていない高放射線区域を1箇所発見した。この高線量区域への立入り管理に用いられている方法は、通路の施錠管理だけだったが、実施していなかった。
パフォーマンス劣化	高線量区域に通じる通路の施錠を義務付ける規制要件を満たさなかった。
軽微ではないとする理由	放射線レベルの測定により、実際に、高線量区域は存在し、遮蔽されていなかったことが判明した。
軽微とする場合	高線量区域の掲示は以前から行われていたが、放射線レベルの測定により、放射線状態は実際には高線量区域ではなかったことが判明した場合。
事例 j	高放射線区域への不適切な立入りが発生した。
パフォーマンス劣化	被ばく線量が ALARA になるようにすることを事業者が義務付ける規制要件を達成しなかった。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。
軽微ではないとする理由	当該個人は高線量区域への立入りを許可されていなかった又は、当該個人は立入りを許可されていたが、放射線状態を認識していなかった（例えば、状況説明を受けていなかった又は放射線サーベイをレビューしていなかった）又は、当該個人は高線量区域への立入りを許可されており、当該区域の放射線状態を認識し、かつ、固有の放射線に関する指示を受けていたが、放射線状態を著しく変える未許可の行動を行った、又は、当該個人は、電子式線量計（ED）の警報が鳴った後も事業者の放射線防護プログラム／手順書に定める所定の手順上の行動（例えば、作業の中止、区域からの退出及び保健物理部門への連

事例 h	検出可能な認可済み放射性物質を含有する機器等（例えば、工具）の实地調査が不十分だったために、この機器等は施設の放射線管理区域から搬出された。この工具は放射線モニタリングの対象でない放射線管理区域の境界外の区域で発見された。「汚染された」機器等は所有者管理区域を超えてオフサイトに搬出される可能性があった。
パフォーマンス劣化	サイトの手順書又は許認可申請に従って活動を行わなかったこと。
軽微ではないとする理由	放射線管理区域から搬出され、その後、放射線測定の対象でない区域で発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、その空間線量率はバックグラウンドと区別できるものであると結論された、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を上回っており、汚染レベルは規制要件に記載される量以下であった。
軽微とする場合	搬出され、その後に発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、当該機器等には空間線量率の放射性物質が含まれるが、この線量率はバックグラウンドと区別できないもので、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を下回ると結論された場合。
事例 i	検査官は、定期的な巡回／検査を通じて、施錠されていない高放射線区域を1箇所発見した。この高線量区域への立入り管理に用いられている方法は、通路の施錠管理だけだったが、実施していなかった。
パフォーマンス劣化	高線量区域に通じる通路の施錠を義務付ける規制要件を満たさなかった。
軽微ではないとする理由	放射線レベルの測定により、実際に、高線量区域は存在し、遮蔽されていなかったことが判明した。
軽微とする場合	高線量区域の掲示は以前から行われていたが、放射線レベルの測定により、放射線状態は実際には高線量区域ではなかったことが判明した場合。
事例 j	高放射線区域への不適切な立入りが発生した。
パフォーマンス劣化	被ばく線量が ALARA になるようにすることを事業者が義務付ける規制要件を達成しなかった。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。
軽微ではないとする理由	当該個人は高線量区域への立入りを許可されていなかった又は、当該個人は立入りを許可されていたが、放射線状態を認識していなかった（例えば、状況説明を受けていなかった又は放射線サーベイをレビューしていなかった）又は、当該個人は高線量区域への立入りを許可されており、当該区域の放射線状態を認識し、かつ、固有の放射線に関する指示を受けていたが、放射線状態を著しく変える未許可の行動を行った、又は、当該個人は、電子式線量計（ED）の警報が鳴った後も事業者の放射線防護プログラム／手順書に定める所定の手順上の行動（例えば、作業の中止、区域からの退出及び保健物理部門への連

	絡)を行わずに高線量区域内で作業を続け、若しくは当該個人は物理的管理機能を無視した行動（例えば、施錠された高放射線区域周囲の障壁の無視又は校正線源のインターロックの無視）を行っており、個人が被ばくした線量は放射線作業許可証の限度値をもう少しで超えるところ若しくは超えていた。
軽微とする場合	当該個人は高線量区域への立入りを（例えば、放射線防護員又は放射線作業許可書によって）許可されており、当該区域の放射線状態を（例えば、作業前状況確認又は放射線サーベイの結果のレビューを通じて）認識しており、誤った放射線作業許可証に基づいて立入りしていたものの、正しい放射線作業許可証の指示を遵守していた場合。
事例 k	作業活動は、放射線作業許可証で扱われる管理地域（又は医療機関）内で進んでいた。検査官は、ある個人が職務固有の放射線作業許可証が義務付ける呼吸保護具を装着していないことに気付いた。事業者は調査の一環として、影響を受けた個人に、事業者のバイオアッセイ手順書に従って、バイオアッセイ試料を提出することを要求した。事業者はこの結果、当該個人は可溶性ウランを大量に吸収したと判断した。
パフォーマンス劣化	事業者は許認可条件に準ずる手順書に従わなければならない。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。規制要件では、ウランの吸収量等の成人に対する被ばく線量限度値を規定している。
軽微ではないとする理由	放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みが発生した。
軽微とする場合	放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みは発生しなかった場合。
事例 l	検査官はウォークダウンを通じて、炉の保全計画に使用される汚染防止エンクロージャ（箱）の破損を発見した。密封テープが剥落し、これによってエンクロージャ（箱）が開いた状態になり、保全作業中に発生し得る浮遊物質がエンクロージャ（箱）から逃げないようにする閉じ込め機能に影響を及ぼしていた。
パフォーマンス劣化	作業は、放射線汚染管理手順及び関連する放射線作業許可証/ALARA の計画パッケージの要件又は関連する作業指示に従って行われなかった。
軽微ではないとする理由	作業は中断されず、試料は放射線管理が及ばない他の区域における大気汚染の拡散を示唆した。
軽微とする場合	事業者は作業及び放射線サーベイを開始せず、大気試料からは放射線問題が確認されなかった場合。
事例 m	検査官は、総合安全解析の線量結果計算のレビューを通じて、数学的誤りを 1 件発見した。
パフォーマンス劣化	規制要求は、設計基準事故等の公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある事象について、放射性物質又は放射線が加工施設を設置する工場又は

	絡)を行わずに高線量区域内で作業を続け、若しくは当該個人は物理的管理機能を無視した行動（例えば、施錠された高放射線区域周囲の障壁の無視又は校正線源のインターロックの無視）を行っており、個人が被ばくした線量は放射線作業許可証の限度値をもう少しで超えるところ若しくは超えていた。
軽微とする場合	当該個人は高線量区域への立入りを（例えば、放射線防護員又は放射線作業許可書によって）許可されており、当該区域の放射線状態を（例えば、作業前状況確認又は放射線サーベイの結果のレビューを通じて）認識しており、誤った放射線作業許可証に基づいて立入りしていたものの、正しい放射線作業許可証の指示を遵守していた場合。
事例 k	作業活動は、放射線作業許可証で扱われる管理地域（又は医療機関）内で進んでいた。検査官は、ある個人が職務固有の放射線作業許可証が義務付ける呼吸保護具を装着していないことに気付いた。事業者は調査の一環として、影響を受けた個人に、事業者のバイオアッセイ手順書に従って、バイオアッセイ試料を提出することを要求した。事業者はこの結果、当該個人は可溶性ウランを大量に吸収したと判断した。
パフォーマンス劣化	事業者は許認可条件に準ずる手順書に従わなければならない。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。規制要件では、ウランの吸収量等の成人に対する被ばく線量限度値を規定している。
軽微ではないとする理由	放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みが発生した。
軽微とする場合	放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みは発生しなかった場合。
事例 l	検査官はウォークダウンを通じて、炉の保全計画に使用される汚染防止エンクロージャ（箱）の破損を発見した。密封テープが剥落し、これによってエンクロージャ（箱）が開いた状態になり、保全作業中に発生し得る浮遊物質がエンクロージャ（箱）から逃げないようにする閉じ込め機能に影響を及ぼしていた。
パフォーマンス劣化	作業は、放射線汚染管理手順及び関連する放射線作業許可証/ALARA の計画パッケージの要件又は関連する作業指示に従って行われなかった。
軽微ではないとする理由	作業は中断されず、試料は放射線管理が及ばない他の区域における大気汚染の拡散を示唆した。
軽微とする場合	事業者は作業及び放射線サーベイを開始せず、大気試料からは放射線問題が確認されなかった場合。
事例 m	検査官は、総合安全解析の線量結果計算のレビューを通じて、数学的誤りを 1 件発見した。
パフォーマンス劣化	規制要求は、設計基準事故等の公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある事象について、放射性物質又は放射線が加工施設を設置する工場又は

	事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止することを要求している。
軽微ではないとする理由	この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大が発生した。
軽微とする場合	この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大は発生しなかった場合。
事例 n	検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること、及び工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、事故発生後6日間までに支援を受けられる体制であることについて、その詳細な説明を要求した。その目的は、事業所外部からの支援体制や重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備え、適切な対応を検討できる体制が構築されているかを確認することであった。
パフォーマンス劣化	事業者は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定めることが義務付けられているが、協定等の締結を含む協力体制、協力先、協力内容について具体化を怠った、又は協力体制、協力内容等について検討や見直しを締結の内容としている場合にあって、その履行や更新を怠った。
軽微ではないとする理由	事業所外部の支援組織との協定に基づく協力内容について、平時から重大事故等に備えた演習又は訓練を実施することとなっているが、事業者からの聴取や記録確認の結果、これまで演習又は訓練が行われなかったことが判明した。
軽微とする場合	協定書を最新の状態に維持する責任を有する外部の支援組織の連絡窓口は、協定書について聞き取り調査を行ったところ、支援業務を担当する外部の支援組織の連絡窓口は、前回の協定書の中で合意に達した支援及び業務が依然として有効であることを認識していた。演習又は訓練は、保安規定で義務付ける要領で隔年又は毎年行われていた。事業所においては、隔年又は毎年、外部の支援組織に対するサイト視察訪問を行っており、外部の支援組織との演習又は訓練に参加した他、原子力規制委員会が評価する演習にこれまで2回参加していた。（NRCは、演習の検査／隔年、訓練の検査／年）

7. 施設管理

事例 a	保全の有効性の監視に係る規制要求に基づく事業者のサイトにおける保全プログラムの定期評価について検査官がレビューした際、二つの評価が評価期間24か月のところそれぞれ2か月と6か月超過していることを確認した。
パフォーマンス劣化	保全の有効性の監視に係る規制要求に対する違反であり、定期保全評価について、評価間隔が24か月を超過しないよう少なくとも燃料取替サイクルごととする要求間隔を超過した。

	事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止することを要求している。
軽微ではないとする理由	この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大が発生した。
軽微とする場合	この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大は発生しなかった場合。
事例 n	検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること、及び工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、事故発生後6日間までに支援を受けられる体制であることについて、その詳細な説明を要求した。その目的は、事業所外部からの支援体制や重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備え、適切な対応を検討できる体制が構築されているかを確認することであった。
パフォーマンス劣化	事業者は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定めることが義務付けられているが、協定等の締結を含む協力体制、協力先、協力内容について具体化を怠った、又は協力体制、協力内容等について検討や見直しを締結の内容としている場合にあって、その履行や更新を怠った。
軽微ではないとする理由	事業所外部の支援組織との協定に基づく協力内容について、平時から重大事故等に備えた演習又は訓練を実施することとなっているが、事業者からの聴取や記録確認の結果、これまで演習又は訓練が行われなかったことが判明した。
軽微とする場合	協定書を最新の状態に維持する責任を有する外部の支援組織の連絡窓口は、協定書について聞き取り調査を行ったところ、支援業務を担当する外部の支援組織の連絡窓口は、前回の協定書の中で合意に達した支援及び業務が依然として有効であることを認識していた。演習又は訓練は、保安規定で義務付ける要領で隔年又は毎年行われていた。事業所においては、隔年又は毎年、外部の支援組織に対するサイト視察訪問を行っており、外部の支援組織との演習又は訓練に参加した他、原子力規制委員会が評価する演習にこれまで2回参加していた。（NRCは、演習の検査／隔年、訓練の検査／年）

7. 施設管理

事例 a	保全の有効性の監視に係る規制要求に基づく事業者のサイトにおける保全プログラムの定期評価について検査官がレビューした際、二つの評価が評価期間24か月のところそれぞれ2か月と6か月超過していることを確認した。
パフォーマンス劣化	保全の有効性の監視に係る規制要求に対する違反であり、定期保全評価について、評価間隔が24か月を超過しないよう少なくとも燃料取替サイクルごととする要求間隔を超過した。

軽微である理由	要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼさず、それゆえに保全プログラムの見直しの必要がなかった。
軽微でない場合	要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼし、それゆえに保全プログラムの見直しが必要になりそれが完了していない場合。
事例 b	検査官は、保全の有効性の監視に係る定期的な評価の際、保安規定で求められる EDG の定例試験で、事業者が系統の使用不能時間を含めていないことを発見した。事業者は月に一度 EDG の試験を行っているが、その試験中は数分間、EDG は使用不能で所定の安全機能を達成できない。定例試験による使用不能時間はトータルの使用不能時間との比較において重要ではなく保全の有効性に係る評価のバランスに影響を及ぼさなかった。
パフォーマンス劣化	事業者は保全の有効性の監視に係る評価を行う際に全ての使用不能状態を検討しなかった。
軽微である理由	全体の使用不能状態から見て、定例試験による使用不能状態の寄与はわずかである。
軽微でない場合	使用不能状態に対する定例試験の寄与が、バランスの決定に影響を与えるほど大きかった場合。
事例 c	検査官は、増強されたオフガス装置の機器のいくつかが保守規則で求められているプログラムのスコープに入っていないことを確認した。これらの機器が故障すると発電所の過渡事象又はスクラムが発生する可能性があるため、スコープに入れることが要求される。これらの機器を適切にスコープに入れていなかったが、事業者は適切な予防保全を実施しており、設備の性能に問題はなかった。
パフォーマンス劣化	増強されたオフガス装置の特定の機器は故障すると発電所のトランジェント又はスクラムを引き起こす可能性があるが、スコープに入れていなかったため、保全の有効性の監視プログラムに係るスコープに違反している。
軽微である理由	設備の性能には問題なかった。この機器がスコープに入っていれば、その系統で実施されている予防保全により、保守規則で求められる性能又は状態（欠落設備の問題）の効果的管理が実証されていたはずである。
軽微でない場合	スコープ外の機器が実際に故障して過渡事象／スクラムの原因となった、又は設備の性能に問題があり、保守規則で求められる適切な予防保全を通した性能若しくは状態の効果的管理が実証できなかった。

8. 原子炉熱出力の制限

事例 a	99.9%定格熱出力で運転中、運転員はあらかじめ計画されていた給水ポンプの切替えを行った。運転員は、予期される 0.2%から 0.4%の熱出力上昇を考慮して当該切替えに先立ち定格熱出力より 0.5%下げることとする手順書の前提条件に従わなかった。第 2 給水ポンプ起動時点で熱出力が定格を超え 100.2%に
------	--

軽微である理由	要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼさず、それゆえに保全プログラムの見直しの必要がなかった。
軽微でない場合	要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼし、それゆえに保全プログラムの見直しが必要になりそれが完了していない場合。
事例 b	検査官は、保全の有効性の監視に係る定期的な評価の際、保安規定で求められる EDG の定例試験で、事業者が系統の使用不能時間を含めていないことを発見した。事業者は月に一度 EDG の試験を行っているが、その試験中は数分間、EDG は使用不能で所定の安全機能を達成できない。定例試験による使用不能時間はトータルの使用不能時間との比較において重要ではなく保全の有効性に係る評価のバランスに影響を及ぼさなかった。
パフォーマンス劣化	事業者は保全の有効性の監視に係る評価を行う際に全ての使用不能状態を検討しなかった。
軽微である理由	全体の使用不能状態から見て、定例試験による使用不能状態の寄与はわずかである。
軽微でない場合	使用不能状態に対する定例試験の寄与が、バランスの決定に影響を与えるほど大きかった場合。
事例 c	検査官は、増強されたオフガス装置の機器のいくつかが保守規則で求められているプログラムのスコープに入っていないことを確認した。これらの機器が故障すると発電所の過渡事象又はスクラムが発生する可能性があるため、スコープに入れることが要求される。これらの機器を適切にスコープに入れていなかったが、事業者は適切な予防保全を実施しており、設備の性能に問題はなかった。
パフォーマンス劣化	増強されたオフガス装置の特定の機器は故障すると発電所のトランジェント又はスクラムを引き起こす可能性があるが、スコープに入れていなかったため、保全の有効性の監視プログラムに係るスコープに違反している。
軽微である理由	設備の性能には問題なかった。この機器がスコープに入っていれば、その系統で実施されている予防保全により、保守規則で求められる性能又は状態（欠落設備の問題）の効果的管理が実証されていたはずである。
軽微でない場合	スコープ外の機器が実際に故障して過渡事象／スクラムの原因となった、又は設備の性能に問題があり、保守規則で求められる適切な予防保全を通した性能若しくは状態の効果的管理が実証できなかった。

8. 原子炉熱出力の制限

事例 a	99.9%定格熱出力で運転中、運転員はあらかじめ計画されていた給水ポンプの切替えを行った。運転員は、予期される 0.2%から 0.4%の熱出力上昇を考慮して当該切替えに先立ち定格熱出力より 0.5%下げることとする手順書の前提条件に従わなかった。第 2 給水ポンプ起動時点で熱出力が定格を超え 100.2%に
------	--

	上昇した。運転員は即座に第1給水ポンプを停止させ、定格熱出力に戻した。本事案を通して、熱出力は原子炉安全解析の条件範囲にとどまっており、また安全上の制限は超えなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の違反であり、運転員は給水ポンプの切替え前の手順書の前提条件を遵守しなかった。なお、熱出力制限の違反は許認可条件に関連するものであったが、この条件は守られていた。
軽微ではないとする理由	手順書の前提条件を遵守しなかったことにより定格熱出力を超過し、運転認可で禁止されている条件となった。この事案に関して軽微ではないものとする場合の他の要素としては、1) 運転員が、許認可の熱出力制限を超過したことを認識した際に即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させなかった場合、又は、2) 最大熱出力が安全解析の範囲外に到達した場合、が挙げられる。
軽微とする場合	運転員は前提条件である定格熱出力より0.5%下げる操作を実施したが、給水ポンプ切替え後、熱出力が100.1%定格に上昇した場合（これは、運転経験上予期される最大上昇0.4%よりも0.2%高いものである。）であって、運転員は熱出力が定格を超えたことを認識した後、即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させた場合。
事例 b	数日間にわたる定格熱出力以下での定常状態運転の後、運転員が、1時間及び2時間の平均炉心熱出力表示が両方とも定格熱出力を超える状態でユニットを運転した。運転認可に従って原子炉出力の監視及び制御を行うために、運転員は、コンピュータで計算した時間平均の平均炉心熱出力表示に依存している。この平均炉心熱出力表示は10秒ごとに更新され、15分間、1時間、2時間及び8時間の移動平均を表示する。事業者の手順書では、運転員に対し、15分間平均の平均炉心熱出力を調べ、1時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。同様に、1時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。この指針及び認可定格熱出力要求に反して、1時間平均の平均炉心熱出力表示が定格熱出力を超えた時、運転員が2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行わなかった。
パフォーマンス劣化	15分間平均、1時間平均及び2時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力限度内に維持するために必要な平均炉心熱出力の調整を適宜行うという手順書の要求を運転員が遵守しなかった。
軽微ではないとする理由	原子炉を定格熱出力以下で運転するという手順書の要求及び認可条件を運転員が遵守しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性がある。
軽微とする場合	運転員が、15分間平均の表示に基づきタイムリーで適切な出力調整を行ったにもかかわらず、1時間平均が定格熱出力をわずかに超えたが、その時に2時間平均の平均炉心熱出力が定格熱出力を超えることを防止するため、直ちに適切な調整を実施した場合。

	上昇した。運転員は即座に第1給水ポンプを停止させ、定格熱出力に戻した。本事案を通して、熱出力は原子炉安全解析の条件範囲にとどまっており、また安全上の制限は超えなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の違反であり、運転員は給水ポンプの切替え前の手順書の前提条件を遵守しなかった。なお、熱出力制限の違反は許認可条件に関連するものであったが、この条件は守られていた。
軽微ではないとする理由	手順書の前提条件を遵守しなかったことにより定格熱出力を超過し、運転認可で禁止されている条件となった。この事案に関して軽微ではないものとする場合の他の要素としては、1) 運転員が、許認可の熱出力制限を超過したことを認識した際に即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させなかった場合、又は、2) 最大熱出力が安全解析の範囲外に到達した場合、が挙げられる。
軽微とする場合	運転員は前提条件である定格熱出力より0.5%下げる操作を実施したが、給水ポンプ切替え後、熱出力が100.1%定格に上昇した場合（これは、運転経験上予期される最大上昇0.4%よりも0.2%高いものである。）であって、運転員は熱出力が定格を超えたことを認識した後、即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させた場合。
事例 b	数日間にわたる定格熱出力以下での定常状態運転の後、運転員が、1時間及び2時間の平均炉心熱出力表示が両方とも定格熱出力を超える状態でユニットを運転した。運転認可に従って原子炉出力の監視及び制御を行うために、運転員は、コンピュータで計算した時間平均の平均炉心熱出力表示に依存している。この平均炉心熱出力表示は10秒ごとに更新され、15分間、1時間、2時間及び8時間の移動平均を表示する。事業者の手順書では、運転員に対し、15分間平均の平均炉心熱出力を調べ、1時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。同様に、1時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。この指針及び認可定格熱出力要求に反して、1時間平均の平均炉心熱出力表示が定格熱出力を超えた時、運転員が2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行わなかった。
パフォーマンス劣化	15分間平均、1時間平均及び2時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力限度内に維持するために必要な平均炉心熱出力の調整を適宜行うという手順書の要求を運転員が遵守しなかった。
軽微ではないとする理由	原子炉を定格熱出力以下で運転するという手順書の要求及び認可条件を運転員が遵守しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性がある。
軽微とする場合	運転員が、15分間平均の表示に基づきタイムリーで適切な出力調整を行ったにもかかわらず、1時間平均が定格熱出力をわずかに超えたが、その時に2時間平均の平均炉心熱出力が定格熱出力を超えることを防止するため、直ちに適切な調整を実施した場合。

事例 c	定格熱出力の 99.5%で 90 分間継続して定常状態で運転した後、2 時間平均の熱出力を定格熱出力の約 100%まで増加するため、運転員が、熱出力を定格熱出力の 101.4%に上げて 30 分間維持する特別の操作を実施した。その後、2 時間平均熱出力 99.98%が確認された。このインシデントを通して、熱出力は原子炉安全解析の想定内であり（即ち、熱出力が未解析の領域に入らず）、安全制限値を超えることはなかった。		事例 c	定格熱出力の 99.5%で 90 分間継続して定常状態で運転した後、2 時間平均の熱出力を定格熱出力の約 100%まで増加するため、運転員が、熱出力を定格熱出力の 101.4%に上げて 30 分間維持する特別の操作を実施した。その後、2 時間平均熱出力 99.98%が確認された。このインシデントを通して、熱出力は原子炉安全解析の想定内であり（即ち、熱出力が未解析の領域に入らず）、安全制限値を超えることはなかった。		
パフォーマンス劣化	運転員が運転認可で禁じられた状態である定格熱出力超過まで熱出力を上げて維持する特別の操作を行い、認可条件に違反した。熱出力が定格熱出力を超えた時に、運転員は直ちに熱出力を定格熱出力以下に戻さなかった。		パフォーマンス劣化	運転員が運転認可で禁じられた状態である定格熱出力超過まで熱出力を上げて維持する特別の操作を行い、認可条件に違反した。熱出力が定格熱出力を超えた時に、運転員は直ちに熱出力を定格熱出力以下に戻さなかった。		
軽微ではないとする理由	熱出力を、定格熱出力超過まで増加して維持する運転員の措置及び定格熱出力を超えた時点で直ちに復旧しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性があった。		軽微ではないとする理由	熱出力を、定格熱出力超過まで増加して維持する運転員の措置及び定格熱出力を超えた時点で直ちに復旧しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性があった。		
軽微とする場合	運転員は、定格熱出力を超えていなかったが、事業者が自ら課した要求又は標準（例えば、熱出力限度を定格熱出力の 99.97%とする運転の良好事例）を超えていた場合。		軽微とする場合	運転員は、定格熱出力を超えていなかったが、事業者が自ら課した要求又は標準（例えば、熱出力限度を定格熱出力の 99.97%とする運転の良好事例）を超えていた場合。		

重要度評価等の事務手順運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">重要度評価等の事務手順運用ガイド (GI0009_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 目的 1</p> <p>2 検査指摘事項の重要度評価 2</p> <p>3 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方） 10</p> <p>4 総合的な評定 14</p> <p>1 目的</p> <p>本事務手順ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1）に記載されている事項のうち、以下の項目に係る具体的な事務手順を定めたものである。</p> <p>2.3 検査指摘事項の重要度評価</p> <p>2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）</p> <p>2.7 総合的な評定</p> <p>2.8 総合的な評定の結果の通知及び公表</p> <p><u>なお、「GI0004 原子力規制検査における規制措置ガイド」に基づく深刻度評価に係る具体的な事務手順も本ガイドに拠る。</u></p> <p>2 <u>重要度評価及び深刻度評価</u></p> <p><u>重要度評価は「GI0009 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」及び深刻度評価は「GI0004 原子力規制検査における規制措置ガイド」に定められている事項のほか、以下の事務手順に沿って実施する。なお、特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に関する検査指摘事項に関しては「担当部門及び検査評価室」を「担当部門」に読み替える。</u></p> <p><u>重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）の会合回数は、毎年四月一日以降の最初の会合を第一回とする通し番号とし、原子力安全、核物質防護の区別を明らかにするものとする。なお、1つの検査指摘事項について2回以上会合を開催する場合は、会合回数は当該検査気付き事項の最初の会合の番号とし、会合名称は末尾に2回目の会合を「(その2)」とする通し番号を付すものとする。</u></p> <p>2.1 <u>暫定評価のための SERP の準備、開催及び結果の通知</u></p>	<p style="text-align: center;">重要度評価等の事務手順運用ガイド (GI0009_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的 1</p> <p>2 検査指摘事項の重要度評価 2</p> <p>3 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方） 10</p> <p>4 総合的な評定 14</p> <p>1 目的</p> <p>本事務手順ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1）に記載されている事項のうち、以下の項目に係る具体的な事務手順を定めたものである。</p> <p>2.3 検査指摘事項の重要度評価</p> <p>2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）</p> <p>2.7 総合的な評定</p> <p>2.8 総合的な評定の結果の通知及び公表</p> <p>2 <u>検査指摘事項の重要度評価</u></p> <p><u>検査指摘事項の重要度評価に関しては、重要度評価に関するガイドに定められている事項のほか、以下の事務手順に沿って実施する。なお、特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）に関する検査指摘事項に関しては「担当部門及び検査評価室」を「担当部門」に読み替える。</u></p> <p>2.1 <u>予備会合の実施及び重要度評価書の項目</u></p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・GI0004 との整合（深刻度評価の SERP の実施） <p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SERP を原子力安全、核物質防護で区別して開催するなどの会合の運用を明確化

<p>(1) 準備</p> <p>a. 担当部門は、暫定的な重要度及び深刻度評価並びに規制措置案を検討するため、様式2-1の重要度等評価書(以下「SERP 評価書」という。)の別紙の案を作成する。なお、検査気付き事項の内容によっては、検査指摘事項とならない深刻度評価のみの場合もあり得るが、その場合の様式の記載等は評価結果に応じ、適宜読み替えを行うものとする。</p> <p>b. 担当部門管理官が、事業者に対して核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号。以下「法」という。)に基づく保安規定変更命令等の行政処分が必要と判断する場合には、規制措置案についての検討も行う。</p> <p>(2) 開催及び結果の通知</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERPにおいて様式2-1の別紙等に基づき事象、検査指摘事項等の概要、重要度及び深刻度の評価結果に関して説明を行う。SERPで使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関するSERPについては、担当部門が行政文書として保存する。</p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、SERPにおける重要度及び深刻度の評価結果として、検査指摘事項が「緑」を超える(核燃料施設等においては「追加対応あり」と判断された場合には、暫定的な重要度及び深刻度評価の結果並びに当該結果を受けた対応区分を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で、様式2-2にSERP 評価書を添付の上、事業者へ通知する。併せて、以下についても通知する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○通知のあった日の翌日から起算して7日以内に書面により意見聴取会の開催を要求できること ○意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができること ○期限までに要求がない場合は、通知のあった日付でこの暫定的な重要度評価が最終的な評価結果となること <p>2.3 意見聴取会の実施</p> <p>担当部門管理官は、意見聴取会を公開の場(核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場)で実施し、原則としてSERP 構成員が出席する。意見聴取会の庶務は、検査評価室が担当する。なお、核物質防護に関する検査指摘事項についての意見聴取会の庶務は、担当部門とする。</p> <p>書面により意見を提出された場合は、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き、遅滞なく原子力規制委員会のホームページに掲載する。</p> <p>2.4 意見聴取会後のSERP</p> <p>(1) 準備</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERPの前に、事業者からの意見及び新たな情報に関して評価を行い、SERP 評価書を変更する必要があるか否かについて検討を行う。</p> <p>b. 担当部門は、事業者に対して法に基づく保安規定変更命令等の規制措置が必要と判断する場合には、規制措置案を取りまとめ、会合までに法規部門との調整を行うものとする。</p>	<p>(1) 会合の準備</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、重要度評価・規制措置会合(以下「SERP 本会合」という。)の予備会合(以下「SERP 予備会合」という。)において暫定的な重要度評価及び規制措置案を検討するため、予備会合を開催する前に様式2-1により重要度評価書案を作成する。本評価書は検査評価室が取りまとめる。なお、核物質防護に関する検査指摘事項については担当部門が評価書を取りまとめる。</p> <p>b. 担当部門管理官が、事業者に対して核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号。以下「法」という。)に基づく保安規定変更命令等の行政処分が必要と判断する場合には、予備会合において規制措置案についての検討も行う。</p> <p>(2) 会合の実施及び結果の通知</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合において重要度評価書案等に基づき事象及び検査指摘事項の概要並びに重要度の評価結果に関して説明を行う。SERP 予備会合で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関するSERP 予備会合については、担当部門が行政文書として保存する。</p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合における重要度の評価結果として、検査指摘事項が「緑」以外(核燃料施設等においては「指摘事項(追加対応あり)’)と判断された場合には、暫定的な重要度評価結果及び当該結果を受けた対応区分を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で、SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について様式2-2に重要度評価書を添付の上、事業者へ通知する。併せて、以下についても通知する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○通知のあった日の翌日から起算して7日以内に書面により意見聴取会の開催を要求できること ○意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができること ○期限までに要求がない場合は、通知のあった日付でこの暫定的な重要度評価が最終的な評価結果となること <p>2.3 意見聴取会の実施</p> <p>担当部門管理官は、意見聴取会を公開の場(核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場)で実施し、原則としてSERP 構成員が出席する。意見聴取会の庶務は、検査評価室が担当する。なお、核物質防護に関する検査指摘事項についての意見聴取会の庶務は、担当部門とする。</p> <p>書面により意見を提出された場合は、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き、遅滞なく原子力規制委員会のホームページに掲載する。</p> <p>2.4 SERP 本会合</p> <p>(1) 会合の準備</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 本会合の前に、事業者からの意見及び新たな情報に関して評価を行い、重要度評価書を変更する必要があるか否かについて検討を行う。</p> <p>b. 担当部門は、事業者に対して法に基づく保安規定変更命令等の規制措置が必要と判断する場合には、規制措置案を取りまとめ、会合までに法規部門との調整を行うものとする。</p>	<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SERPの予備会合等の名称をSERPに統一 <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SERPを原子力安全、核物質防護で区別して開催するなどの会合の運用を明確化(深刻度評価様式の適宜の読み替え) <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・GI0004との整合(SERPで重要度と深刻度の評価を行い、事業者へ通知すること明確化) <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SERPの会合の目的で整理
---	--	---

<p>(2) 開催及び結果の通知</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、<u>SERP</u>において <u>SERP</u> 評価書の変更部分及び変更理由並びに事業者の意見に対する見解について説明を行う。</p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、会合における議論を踏まえ最終的な <u>SERP 評価書</u>を作成し、SERP 構成員の了解を得る。会合で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する会合については、担当部門が行政文書として保存する。</p> <p>c. 担当部門は、<u>SERP</u>の結果について原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で、<u>SERP</u>による重要度評価の結果について様式2-3に <u>SERP</u> 評価書を添付の上、事業者に通知する。併せて、以下についても通知する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○評価結果について不服がある場合は、通知のあった日の翌日から起算して7日以内に、原子力規制委員会に対して申立てを行うことができる ○期限までに申立てがない場合は、通知のあった日付で評価結果を確定すること <p>2.5 申立てのプロセス</p> <p>(1) 判定会合の準備</p> <p>担当部門及び検査評価室は、事業者からの申立てがあった場合には、申立てに対する判定会合で審議を行うための決定書案を作成する。</p> <p>(2) 判定会合の実施</p> <p>担当部門及び検査評価室は、判定会合の実施に先立ち、事業者から申立ての内容について直接聴取するための会合を公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で実施する。会合の庶務は、検査評価室が担当する。なお、核物質防護に関する検査指摘事項の場合、会合の庶務を担当部門とする。</p> <p>(3) 判定会合及び SERP の実施</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、決定書案について説明を行う。判定会合終了後、議論を踏まえて最終的な決定書を作成し <u>SERP 構成員</u>の了解を得る。判定会合で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する判定会合については、担当部門が行政文書として保存する。</p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、判定会合の決定に基づき、必要があれば SERP 評価書の修正案を作成する。</p> <p>c. SERP 評価書の修正がある場合には、<u>SERP</u>を開催し、修正案について検討を行うものとする。</p> <p>(4) 原子力規制委員会における審議</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、決定書及び SERP 評価書（修正がある場合に限る。）を原子力規制委員会に報告し、了承を得る。</p>	<p>(2) 会合の実施及び結果の通知</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、<u>SERP 本会合</u>において <u>重要度</u>評価書の変更部分及び変更理由並びに事業者の意見に対する見解について説明を行う。</p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、会合における議論を踏まえ最終的な <u>重要度評価書（以下「SERP 評価書」という。）</u>を作成し、SERP 構成員の了解を得る。会合で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する会合については、担当部門が行政文書として保存する。</p> <p>d. 担当部門は、<u>SERP 本会合</u>の結果について原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で、<u>SERP 本会合</u>による重要度評価の結果について様式2-3に <u>重要度</u>評価書を添付の上、事業者に通知する。併せて、以下についても通知する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○評価結果について不服がある場合は、通知のあった日の翌日から起算して7日以内に、原子力規制委員会に対して申立てを行うことができる ○期限までに申立てがない場合は、通知のあった日付で評価結果を確定すること <p>2.5 申立てのプロセス</p> <p>(1) 判定会合の準備</p> <p>担当部門及び検査評価室は、事業者からの申立てがあった場合には、申立てに対する判定会合で審議を行うための決定書案を作成する。</p> <p>(2) 判定会合の実施</p> <p>担当部門及び検査評価室は、判定会合の実施に先立ち、事業者から申立ての内容について直接聴取するための会合を公開の場（核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含む場合には非公開の場）で実施する。会合の庶務は、検査評価室が担当する。なお、核物質防護に関する検査指摘事項の場合、会合の庶務を担当部門とする。</p> <p>(3) 判定会合及び SERP の実施</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、決定書案について説明を行う。判定会合終了後、議論を踏まえて最終的な決定書を作成し <u>構成員</u>の了解を得る。判定会合で使用した資料及び議事概要は、検査評価室が行政文書として保存する。なお、核物質防護に関する判定会合については、担当部門が行政文書として保存する。</p> <p>b. 担当部門及び検査評価室は、判定会合の決定に基づき、必要があれば SERP 評価書の修正案を作成する。</p> <p>c. SERP 評価書の修正がある場合には、<u>SERP 本会合</u>を開催し、修正案について検討を行うものとする。</p> <p>(4) 原子力規制委員会における審議</p> <p>a. 担当部門及び検査評価室は、決定書及び SERP 評価書（修正がある場合に限る。）を原子力規制委員会に報告し、了承を得る。</p>	<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SERP の会合名称を整理 <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SERP の会合名称を整理 <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SERP の会合名称を整理
--	--	--

<p>b. 担当部門及び検査評価室は、様式2-4に決定書及びSERP評価書（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。</p> <p>様式2-1 SERP評価書</p> <p>原子力規制検査における<u>検査指摘事項</u>に関する重要度の評価結果 (<u>重要度等</u>評価書)</p> <p>1. 検討経緯</p> <p>[年号]〇年〇月〇日、〇〇において基本検査を実施していたところ〇〇に関する事象を現地検査官が確認した。当該事象について〇月〇日に「緑」を超える<u>検査指摘事項</u>であると判断された。そのため、<u>原子力安全に係る重要度</u>評価に関するガイドに基づき、重要度及び深刻度レベルを評価するため重要度評価・規制措置会合（SERP）等を開催した。</p> <p>2. SERP及び意見聴取会の開催日程等</p> <p>(1) <u>暫定評価のためのSERP</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・日 時： ・場 所： ・出席者： <p>(2) 意見聴取会等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・日 時： ・場 所： <p>※書面にて意見が提出された場合又は意見陳述の要望がなかった場合は、その旨記載する。</p> <p>(3) <u>意見聴取会後のSERP</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・日 時： ・場 所： ・出席者： <p>3. 重要度評価/深刻度レベル</p> <p>SERPでの審議の結果、重要度を「○」/深刻度レベルを「○」と評価する。</p> <p>4. 重要度評価等の詳細</p> <p>別紙のとおりである。</p> <p><別紙></p>	<p>b. 担当部門及び検査評価室は、様式2-4に決定書及びSERP評価書（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。</p> <p>様式2-1 SERP評価書</p> <p>原子力規制検査における<u>指摘事項</u>に関する重要度の評価結果 (<u>重要度</u>評価書)</p> <p>1. 検討経緯</p> <p>[年号]〇年〇月〇日、〇〇において基本検査を実施していたところ〇〇に関する事象を現地検査官が確認した。当該事象について〇月〇日に「緑」を超える<u>指摘事項</u>であると判断された。そのため、<u>重要度</u>評価に関するガイドに基づき、重要度及び深刻度レベルを評価するため重要度評価・規制措置会合（SERP）等を開催した。</p> <p>2. SERP及び意見聴取会の開催日程等</p> <p>(1) <u>SERP予備会合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・日 時： ・場 所： ・出席者： <p>(2) 意見聴取会等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・日 時： ・場 所： <p>※書面にて意見が提出された場合又は意見陳述の要望がなかった場合は、その旨記載する。</p> <p>(3) <u>SERP本会合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・日 時： ・場 所： ・出席者： <p>3. 重要度評価/深刻度レベル</p> <p>SERPでの審議の結果、重要度を「○」/深刻度レベルを「○」と評価する。</p> <p>4. 重要度評価等の詳細</p> <p>別紙のとおりである。</p> <p><別紙></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化 ・SERPの会合名称を整理</p> <p>運用の明確化 ・SERPの会合名称を整理</p>
--	---	---

件名	
重要度/深刻度レベル	
監視領域	
重要度の評価結果の概要	
<u>検査指摘事項</u> の説明	
重要度評価の判定	[パフォーマンスの劣化] [スクリーニング] [重要度評価] [深刻度評価]

様式 2-2 暫定評価の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

件名	
重要度/深刻度レベル	
監視領域	
重要度の評価結果の概要	
<u>指摘事項</u> の説明	
重要度評価の判定	[パフォーマンスの劣化] [スクリーニング] [重要度評価] [深刻度評価]

様式 2-2 暫定評価の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

記載の適正化

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

[年号] 〇年度原子力規制検査における重要度等の暫定評価について

核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 に基づく原子力規制検査において、[年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度及び深刻度を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。

この暫定評価について意見がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により意見聴取会の開催を要求することができます。なお、意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができます。

なお、期限までに回答がない場合においては、通知のあった日付でこの暫定評価を最終的な評価とします。

様式 2-3 最終評価の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

[年号] 〇年度原子力規制検査における重要度等の評価について

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

[年号] 〇年度原子力規制検査における重要度の暫定評価について

核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 に基づく原子力規制検査において、[年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。

この暫定評価について意見がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により意見聴取会の開催を要求することができます。なお、意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができます。

なお、期限までに回答がない場合においては、通知のあった日付でこの暫定評価を最終的な重要度評価とします。

様式 2-3 最終評価の通知文

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

[年号] 〇年度原子力規制検査における重要度等の評価について

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 に基づく原子力規制検査において、[年号] ○年○月○日に特定された検査指摘事項の重要度等を別紙のとおり評価したので結果を通知します。

この評価結果について不服がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：○月○日まで）に、書面により申立てを行うことができます。

様式 2 - 4 判定結果の通知文

番 号
年 月 日

○○株式会社
○○ ○○ 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（○○担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（○○担当）」）

重要度評価等に関する申立てに対する決定について

（番号）において通知した [年号] ○年○月○日に特定された検査指摘事項の重要度評価等に関する申立てについて、別紙のとおり決定したので通知します。

3. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）

3.1 対応区分の評価基準

担当部門は、原子力規制検査等実施要領の表 6 - 1 対応区分（実用発電用原子炉施設）又は表 6 - 2 対応区分（核燃料施設等）に基づき、対応区分を設定する。

核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 に基づく原子力規制検査において、[年号] ○年○月○日に特定された検査指摘事項の重要度を別紙のとおり評価したので結果を通知します。

この評価結果について不服がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：○月○日まで）に、書面により申立てを行うことができます。

様式 2 - 4 判定結果の通知文

番 号
年 月 日

○○株式会社
○○ ○○ 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（○○担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（○○担当）」）

重要度評価に関する申立てに対する決定について

（番号）において通知した [年号] ○年○月○日に特定された検査指摘事項の重要度評価に関する申立てについて、別紙のとおり決定したので通知します。

3. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）

3.1 対応区分の評価基準

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

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化
・核燃料施設等の
対応区分も含める

<p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(削除)</u></p>	<p><u><第1区分：追加検査なし></u></p> <p><u>・全ての安全実績指標が緑であって、かつ、検査指摘事項がない場合又は検査指摘事項がある場合においてその全ての評価が緑のとき</u></p> <p><u><第2区分：追加検査1></u></p> <p><u>・一つの監視領域（大分類）において白が1又は2生じている</u></p> <p><u><第3区分：追加検査2></u></p> <p><u>・一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1生じている（以下「監視領域（小分類）の劣化」という。）又は、</u></p> <p><u>・一つの監視領域（大分類）において白が3生じている</u></p> <p><u><第4区分：追加検査3></u></p> <p><u>・監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている*又は、</u></p> <p><u>・監視領域（小分類）の劣化が2以上生じている又は、</u></p> <p><u>・黄が2以上又は赤が1生じている</u></p> <p><u>※ 「監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている」とは、5四半期を超えて監視領域（小分類）の劣化が生じている状態で、更にいずれかの監視領域（小分類）において白が生じた場合をいう。</u></p>	<p>ため、実施要領の表6-1及び表6-2を引用</p>
<p>3.2 対応区分の変更の時期</p> <p>(1)担当部門は、事業者から安全実績指標が提出された日及び検査指摘事項の重要度評価が最終決定した日から、第2区分、第3区分又は第4区分への対応区分変更について検討を行う。</p> <p>(2)第2区分、第3区分又は第4区分への変更の時期は以下のとおりとする。</p> <p>a. 安全実績指標に関しては、該当する四半期初日から</p> <p>b. 検査指摘事項に関しては、締めくり会議で<u>検査指摘事項</u>とした日の属する四半期初日から</p> <p>(3)担当部門は、対応区分を第2区分、第3区分又は第4区分に変更した場合は、その要因となった状態の改善状況を追加検査により確認し、改善の効果が確認できた場合は、第1区分に変更する。なお、第1区分への変更日は、追加検査終了の通知の日までとする。</p> <p>3.3 評価基準の対象となる期間の考え方</p> <p>(1)安全実績指標が評価基準の対象となる期間は当該四半期の初日から終了日までとする。</p> <p>(2)重要度評価結果が評価基準の対象となる期間は、締めくり会議で<u>検査指摘事項</u>とした日の属する四半期初日から、追加検査終了の通知の日までとする。</p> <p>3.4 対応区分変更に関する事業者への通知</p> <p>(1)担当部門は、対応区分を第2区分、第3区分又は第4区分に変更する場合には、原子力規制委員会</p>	<p>3.2 対応区分の変更の時期</p> <p>(1)担当部門は、事業者から安全実績指標が提出された日及び検査指摘事項の重要度評価が最終決定した日から、第2区分、第3区分又は第4区分への対応区分変更について検討を行う。</p> <p>(2)第2区分、第3区分又は第4区分への変更の時期は以下のとおりとする。</p> <p>a. 安全実績指標に関しては、該当する四半期初日から</p> <p>b. 検査指摘事項に関しては、締めくり会議で<u>指摘事項</u>とした日の属する四半期初日から</p> <p>(3)担当部門は、対応区分を第2区分、第3区分又は第4区分に変更した場合は、その要因となった状態の改善状況を追加検査により確認し、改善の効果が確認できた場合は、第1区分に変更する。なお、第1区分への変更日は、追加検査終了の通知の日までとする。</p> <p>3.3 評価基準の対象となる期間の考え方</p> <p>(1)安全実績指標が評価基準の対象となる期間は当該四半期の初日から終了日までとする。</p> <p>(2)重要度評価結果が評価基準の対象となる期間は、締めくり会議で<u>指摘事項</u>とした日の属する四半期初日から、追加検査終了の通知の日までとする。</p> <p>3.6 対応区分変更に関する事業者への通知</p> <p>(1)担当部門は、対応区分を第2区分、第3区分又は第4区分に変更する場合には、原子力規制委員</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

に報告及び了承を得た上で、様式3-1のとおり事業者へ通知する。

(2)担当部門は、追加検査が完了して第1区分に変更する場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式3-2のとおり事業者へ通知する。

3.5 その他

(1)安全実績指標の値の分類により評価基準の対象となった事象が検査指摘事項としても評価基準の対象になっている場合は、いずれかの分類の程度の大きいもののみを対象として取り扱う。

(2)事業者から重要度の最終評価に対する申立てがなされた場合、申立てに対する判定が決定するまで対応区分の設定又は変更は保留される。

(3)対応区分の設定が困難な事象については、SERPにおいて対応区分を検討する。

様式3-1 対応区分の変更

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

原子力規制検査に係る対応区分の変更について（通知）

（番号）の検査指摘事項に対する重要度評価の結果（又は〔年号〕〇年第〇四半期の安全実績指標の結果）を踏まえ、下記のとおり対応区分を変更したので通知します。

なお、今回の対応区分の変更を受けて追加検査を実施するので、根本的な原因分析（第3区分以上が設定された場合には、安全文化等の改善に係る検討を含み、このうち第4区分が設定された場合には、外部機関による評価を含む。）を伴う改善措置活動の計画及びその実施結果について〔年号〕〇年〇月〇日までに（第4区分が設定された場合には、改善活動の計画及びその実施計画について、それぞれ期限を設定する。）報告願います。

会に報告及び了承を得た上で、様式3-1のとおり事業者へ通知する。

(2)担当部門は、追加検査が完了して第1区分に変更する場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式3-2のとおり事業者へ通知する。

3.7 その他

(1)安全実績指標の値の分類により評価基準の対象となった事象が検査指摘事項としても評価基準の対象になっている場合は、いずれかの分類の程度の大きいもののみを対象として取り扱う。

(2)事業者から重要度の最終評価に対する申立てがなされた場合、申立てに対する判定が決定するまで対応区分の設定又は変更は保留される。

(3)対応区分の設定が困難な事象については、SERPにおいて対応区分を検討する。

様式3-1 対応区分の変更

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）
（核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官（〇〇担当）」）

原子力規制検査に係る対応区分の変更について（通知）

（番号）の検査指摘事項に対する重要度評価の結果（又は〔年号〕〇年第〇四半期の安全実績指標の結果）を踏まえ、下記のとおり対応区分を変更したので通知します。

なお、今回の対応区分の変更を受けて追加検査を実施するので、根本的な原因分析（第3区分以上が設定された場合には、安全文化等の改善に係る検討を含み、このうち第4区分が設定された場合には、外部機関による評価を含む。）を伴う改善措置活動の計画及びその実施結果について〔年号〕〇年〇月〇日までに（第4区分が設定された場合には、改善活動の計画及びその実施計画について、それぞれ期限を設定する。）報告願います。

記

- 1. 対応区分
区分〇とする。
- 2. 対応区分が適用される日
[年号] 〇年〇月〇日とする。

様式 3-2 対応区分の変更

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官 (〇〇担当)
(核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官 (〇〇担当)」)

原子力規制検査に係る対応区分の変更について (通知)

(番号) に基づく追加検査の結果を踏まえ、本日付で対応区分 1 としたので通知します。

4. 総合的な評価

4.1 総合的な評価の実施

担当部門は、原則として、規制体系の基礎となる事業等の許可又は指定の単位で、総合的な評価を年度終了後速やかに行う。

4.2 総合的な評価の構成及び内容

記

- 1. 対応区分
区分〇とする。
- 2. 対応区分が適用される日
[年号] 〇年〇月〇日とする。

様式 3-2 対応区分の変更

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官 (〇〇担当)
(核物質防護については
「原子力規制庁放射線防護グループ
安全規制管理官 (〇〇担当)」)

原子力規制検査に係る対応区分の変更について (通知)

(番号) に基づく追加検査の結果を踏まえ、本日付で対応区分 1 としたので通知します。

4. 総合的な評価

4.1 総合的な評価の実施

担当部門は、原則として、規制体系の基礎となる事業等の許可又は指定の単位で、総合評価を年度終了後速やかに行う。

4.2 総合的な評価の構成及び内容

記載の適正化

<p>担当部門は、原子力規制検査実施要領に記載されている総合的な評価の考慮事項について評価する。具体的な構成及び記載事項については以下のとおりとする。</p> <p>(1) 当該年度における原子力規制検査等の結果</p> <p>各監視領域の評価に当たっては、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の値の分類を踏まえることとしている。具体的な記載項目は以下のとおり。</p> <p>【記載項目】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子力規制検査の結果 <ul style="list-style-type: none"> ・基本検査における検査指摘事項の有無、検査指摘事項があった場合には、その件数、概要、重要度評価の結果など ○安全実績指標の結果 ○その他（必要に応じ） <ul style="list-style-type: none"> ・前回の評価から対応区分に変更がある場合はその結果と理由 ・3年間以上継続して第3区分が設定されている場合は事業者の安全活動の改善に係る取組状況等 ・検査等を通じて確認された安全上の懸念（検査指摘事項とするか継続確認中の検査気付き事項、改善活動上の問題など） <p>(2) 総合的な評価</p> <p>総合的な評価に当たっては、(1)の内容を踏まえ、事業者の活動が各監視領域に関連する活動目的を達成しているかどうかを記載する。</p> <p>(3) 次年度以降の検査計画</p> <p>総合的な評価の結果を踏まえた次年度以降の検査計画（向こう1.5～2年程度）を記載する（基本計画（特にチーム検査）、必要に応じて追加検査など）。担当部門は、総合的な評価に当たっては、安全に関する最新の知見を踏まえ、事業者が各監視領域での活動目的の達成に向けて改善している活動やその効果について検証し、改善が図られているかどうかを勘案する。</p> <p>4.3 総合的な評価の結果の通知及び公表</p> <p>(1) 担当部門は、当該年度が終了してから原則60日を目途に様式4-1により総合的な評価案を取りまとめ、原子力規制委員会へ報告し了承を得る。</p> <p>(2) 担当部門は、総合的な評価の結果を事業者に通知するとともに、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載し公表する。</p> <p>様式4-1 総合的な評価結果の通知文及び内容のイメージ</p>	<p>担当部門は、原子力規制検査実施要領に記載されている総合的な評価の考慮事項について評価する。具体的な構成及び記載事項については以下のとおりとする。</p> <p>(1) 当該年度における原子力規制検査等の結果</p> <p>各監視領域の評価に当たっては、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の値の分類を踏まえることとしている。具体的な記載項目は以下のとおり。</p> <p>【記載項目】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子力規制検査の結果 <ul style="list-style-type: none"> ・基本検査における指摘事項の有無、指摘事項があった場合には、その件数、概要、重要度評価の結果など ○安全実績指標の結果 ○その他（必要に応じ） <ul style="list-style-type: none"> ・前回の評価から対応区分に変更がある場合はその結果と理由 ・3年間以上継続して第3区分が設定されている場合は事業者の安全活動の改善に係る取組状況等 ・検査等を通じて確認された安全上の懸念（指摘事項とするか継続確認中の検査気付き事項、改善活動上の問題など） <p>(2) 総合的な評価</p> <p>総合的な評価に当たっては、(1)の内容を踏まえ、事業者の活動が各監視領域に関連する活動目的を達成しているかどうかを記載する。</p> <p>(3) 次年度以降の検査計画</p> <p>総合的な評価の結果を踏まえた次年度以降の検査計画（向こう1.5～2年程度）を記載する（基本計画（特にチーム検査）、必要に応じて追加検査など）。担当部門は、総合的な評価に当たっては、安全に関する最新の知見を踏まえ、事業者が各監視領域での活動目的の達成に向けて改善している活動やその効果について検証し、改善が図られているかどうかを勘案する。</p> <p>4.3 総合的な評価の結果の通知及び公表</p> <p>(1) 担当部門は、当該年度が終了してから原則60日を目途に様式4-1により総合評価案を取りまとめ、原子力規制委員会へ報告し了承を得る。</p> <p>(2) 担当部門は、総合評価の結果を事業者に通知するとともに、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載し公表する。</p> <p>様式4-1 総合評価結果の通知文及び内容のイメージ</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>
--	--	---

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制委員会

原子力規制検査の結果に基づく総合的な評価の通知について

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 第 7 項の規定に基づく総合的な評価について、同条第 9 項の規定に基づき、別紙のとおり結果を通知します。

<別紙>

〇〇発電所〇号機
[年号] 〇年度 原子力規制検査の総合的な評価について

[年号] 〇年度に原子力規制庁が〇〇株式会社〇〇発電所〇号機において実施した原子力規制検査の結果に関して、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 61 条の 2 の 2 第 7 項に基づく総合的な評価は以下のとおりである。

1. [年号] 〇年度 原子力規制検査等の結果

原子力規制庁は、[年号] 〇年度において事業者の活動に関して基本検査を実施した。その結果は以下のとおりである。

(1) 原子力規制検査の結果

基本検査を実施し、検査指摘事項は確認されなかった。

(2) 安全実績指標の結果

安全実績指標について、評価対象となった項目は年間を通じて「緑」の状態であった。

(3) その他事項

以下の事象については、検査を継続中である。

〇〇〇発電所〇号機 スプリンクラー設備の防護対象となるケーブルが散水障害により有効に消火できないおそれがある事象について

番 号
年 月 日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制委員会

原子力規制検査の結果に基づく総合的な評価の通知について

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 第 7 項の規定に基づく総合的な評価について、同条第 9 項の規定に基づき、別紙のとおり結果を通知します。

<別紙>

〇〇発電所〇号機
[年号] 〇年度 原子力規制検査の総合的な評価について

[年号] 〇年度に原子力規制庁が〇〇株式会社〇〇発電所〇号機において実施した原子力規制検査の結果に関して、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 61 条の 2 の 2 第 7 項に基づく総合的な評価は以下のとおりである。

1. [年号] 〇年度 原子力規制検査等の結果

原子力規制庁は、[年号] 〇年度において事業者の活動に関して基本検査を実施した。その結果は以下のとおりである。

(1) 原子力規制検査の結果

基本検査を実施し、検査指摘事項は確認されなかった。

(2) 安全実績指標の結果

安全実績指標について、評価対象となった項目は年間を通じて「緑」の状態であった。

(3) その他事項

以下の事象については、検査を継続中である。

〇〇〇発電所〇号機 スプリンクラー設備の防護対象となるケーブルが散水障害により有効に消火できないおそれがある事象について

2. 総合的な評価

[年号] ○年度においては、検査指摘事項が確認されず、安全実績指標は年間を通じて「緑」であった。

また、各監視領域での活動目的の達成に向けた改善活動には、特段の問題は確認されなかった。

対応区分は年間を通じて第1区分であり、各監視領域における活動目的を満足していることから、パフォーマンスの劣化が生じても自律的な改善が見込める状態であると評価する。

3. 次年度以降の検査計画

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

検査計画については、以下の原子力規制委員会ホームページを参照。

○検査計画一覧

<https://>

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 ①SERP 予備会合等で使用した資料及び議事概要について、どの部門が担当するかを定め、行政文書を保存する手続を明確化 (2 検査指摘事項の重要度評価) ②SERP 予備会合に関して重要度評価ガイドとの整合 (2.1 SERP 予備会合の実施及び重要度評価書の項目) ③SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について、意見聴取会及び事業者より書面にて意見が提出された場合の手続の明確化 (2.3 意見聴取会の実施) ○記載の適正化	
<u>2</u>			

2. 総合的な評価

[年号] ○年度においては、検査指摘事項が確認されず、安全実績指標は年間を通じて「緑」であった。

また、各監視領域での活動目的の達成に向けた改善活動には、特段の問題は確認されなかった。

対応区分は年間を通じて第1区分であり、各監視領域における活動目的を満足していることから、パフォーマンスの劣化が生じても自律的な改善が見込める状態であると評価する。

3. 次年度以降の検査計画

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

検査計画については、以下の原子力規制委員会ホームページを参照。

○検査計画一覧

<https://>

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 ①SERP 予備会合等で使用した資料及び議事概要について、どの部門が担当するかを定め、行政文書を保存する手続を明確化 (2 検査指摘事項の重要度評価) ②SERP 予備会合に関して重要度評価ガイドとの整合 (2.1 SERP 予備会合の実施及び重要度評価書の項目) ③SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について、意見聴取会及び事業者より書面にて意見が提出された場合の手続の明確化 (2.3 意見聴取会の実施) ○記載の適正化	

改正に伴う修正

基本検査運用ガイド
設計管理
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 設計管理 (BM0100_r<u>2</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」 「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「施設管理」</p> <p>2 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理における設計管理の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される品質マネジメントシステム及び原子炉施設の施設管理に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、当該活動については、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則で規定する、設計開発等の関連条項への適合性も確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、施設管理の他、防災・非常時対応、放射線管理の検査分野に関連する設備・機器等にも関係することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 監視領域小分類「発生防止」「影響緩和」及び「閉じ込めの維持」等に係る安全上重要な機器等のうち「既存の安全上重要な構築物、系統及び機器の性能や機能を改善する目的で実施する改造に関する設計」に関する新設・改造工事を対象として、下記(1)又は(2)の検査を行うが、原状復帰を前提とする一時的な改造における設計管理については、「作業管理」の検査運用ガイドを用いて検査を行うこととする。 なお、ここで対象としている原子力施設における設計については、5.1を参照のこと。</p> <p>(1) 設計要求事項が明確であり、デザインレビューが適切に実施され、必要な検証及び妥当性の確認が実施されていることを確認する検査（以下「設計管理の適切性検査」という。） (2) 設計要求が、検査対象とする構築物、系統及び機器の性能、機能等と整合していることを確認する</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 設計管理 (BM0100_r<u>1</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」 「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「施設管理」</p> <p>2 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理における設計管理の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される品質マネジメントシステム及び原子炉施設の施設管理に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、当該活動については、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則で規定する、設計開発等の関連条項への適合性も確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、施設管理の他、防災・非常時対応、放射線管理の検査分野に関連する設備・機器等にも関係することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 監視領域小分類「発生防止」「影響緩和」及び「閉じ込めの維持」等に係る安全上重要な機器等のうち「既存の安全上重要な構築物、系統及び機器の性能や機能を改善する目的で実施する改造に関する設計」に関する新設・改造工事を対象として、下記(1)又は(2)の検査を行うが、原状復帰を前提とする一時的な改造における設計管理については、「作業管理」の検査運用ガイドを用いて検査を行うこととする。 なお、ここで対象としている原子力施設における設計については、5.1を参照のこと。</p> <p>(1) 設計要求事項が明確であり、デザインレビューが適切に実施され、必要な検証及び妥当性の確認が実施されていることを確認する検査（以下「設計管理の適切性検査」という。） (2) 設計要求が、検査対象とする構築物、系統及び機器の性能、機能等と整合していることを確認する</p>	改正に伴う修正

検査（以下「設計要求と性能、機能等の整合性検査」という。）

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。なお、検査対象1施設につき、特に重要度の高いものから数例を選択し、施工開始前までの期間に検査を実施するように努める。

4 検査手順

4.1 検査前準備

(1) 新設・改造を行う安全上重要な機器等の設計・施工に関する計画及び最新の工程表を入手し、検査計画を立案する。検査計画には、選定した検査対象、検査範囲、検査内容、検査実施に要するリソース、検査実施体制及び概略の検査日程を明確にしておくことが望ましい。

(2) 新規制基準対応の設備については、設計・製作・施工等が、適切な品質保証体制のもとで行われていることを確認しておく。

(3) 技術検討会議等、当該検査に係る事業者等の会議体の種類と開催日程等を事前に把握し、必要な場合に会議体への陪席ができるように準備しておく。

(4) 設計のアウトプットに当たる情報（性能計算書、構造解析書、確率論的リスク評価書、技術仕様書、運転手順書、警報処置手順書、定例試験手順書、外形図、構造図、P&ID、ECWD等）を事前に入手しておく。なお、検査対象となる機器・設備ごとに設計アウトプットが異なることから、調達仕様書や購入仕様書に記載のある提出図書等を予め確認すると良い。

(5) 対象とする施設の事故・故障及びグレードの高い不適合情報等のリスク情報を事前に入手しておく。

4.2 検査実施

(1) 設計管理の適切性検査

コンディションレポート等のリスク情報を入手、又は現場ウォークダウンによって施工状況を確認し、検査対象を抽出する。

a. 検査対象とする設計プロセスが、基本設計、詳細設計、製造設計等のどの段階にあるかを確認し、必要とされる安全機能実現のためにその段階で要求される設計要求事項が明確にされているか、検討会議への陪席、技術検討資料等の情報分析に基づき確認する。代表的な要求事項、一般的な設計プロセス等については、5.1を参照のこと。

b. 設計要求事項に基づき適切な段階で、以下の目的に沿って体系的・計画的に適切なデザインレビューが行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料等の関連情報により確認する。

(a) 設計の結果が、要求事項を満たしていること。

検査（以下「設計要求と性能、機能等の整合性検査」という。）

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。なお、検査対象1施設につき、特に重要度の高いものから数例を選択し、施工開始前までの期間に検査を実施するように努める。

4 検査手順

4.1 検査前準備

(1) 新設・改造を行う安全上重要な機器等の設計・施工に関する計画及び最新の工程表を入手し、検査計画を立案する。検査計画には、選定した検査対象、検査範囲、検査内容、検査実施に要するリソース、検査実施体制及び概略の検査日程を明確にしておくことが望ましい。

(2) 新規制基準対応の設備については、設計・製作・施工等が、適切な品質保証体制のもとで行われていることを確認しておく。

(3) 技術検討会議等、当該検査に係る事業者等の会議体の種類と開催日程等を事前に把握し、必要な場合に会議体への陪席ができるように準備しておく。

(4) 設計のアウトプットに当たる情報（性能計算書、構造解析書、確率論的リスク評価書、技術仕様書、運転手順書、警報処置手順書、定例試験手順書、外形図、構造図、P&ID、ECWD等）を事前に入手しておく。なお、検査対象となる機器・設備ごとに設計アウトプットが異なることから、調達仕様書や購入仕様書に記載のある提出図書等を予め確認すると良い。

(5) 対象とする施設の事故・故障及びグレードの高い不適合情報等のリスク情報を事前に入手しておく。

4.2 検査実施

(1) 設計管理の適切性検査

コンディションレポート等のリスク情報を入手、又は現場ウォークダウンによって施工状況を確認し、検査対象を抽出する。

a. 検査対象とする設計プロセスが、基本設計、詳細設計、製造設計等のどの段階にあるかを確認し、必要とされる安全機能実現のためにその段階で要求される設計要求事項が明確にされているか、検討会議への陪席、技術検討資料等の情報分析に基づき確認する。代表的な要求事項、一般的な設計プロセス等については、5.1を参照のこと。

b. 設計要求事項に基づき適切な段階で、以下の目的に沿って体系的・計画的に適切なデザインレビューが行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料等の関連情報により確認する。

(a) 設計の結果が、要求事項を満たしていること。

<p>(b) 問題を抽出し、明確にした上で、必要な処置を提案していること。</p> <p>(c) 設計変更のレビューには、その変更に係る原子力施設の構成要素及び関連施設への影響評価を含めていること。</p> <p>(d) 解析ソフトやメーカーノウハウ等の非開示情報を把握し、設計プロセスにおける事業者関与について明確にしていること。</p> <p>c. 設計の各段階におけるデザインレビューが、適切なインプット情報に基づいて行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料、設計へのインプット及びアウトプットとなる図書等の情報により確認する。</p> <p>(a) 設計からのアウトプットが、インプットの要求事項を満たしていることの検証が行われていること。</p> <p>(b) 安全上重要な機器等への要求事項を満たすために、設計の妥当性確認が行われていること。</p> <p>(c) デザインレビュー又は検証及び妥当性確認の活動中に明確になった問題に対して必要な処置がとられていること。</p> <p>(d) 設計変更があった場合には、その変更に対して適切にデザインレビュー、検証及び妥当性の確認が行われていること。</p> <p>(e) 必要な場合には、モックアップ等による設計検証若しくは設計の妥当性確認を行っていること。</p> <p>d. 設計要求事項に基づき作られた設計インプットには、次の事項が含まれていることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、議事資料、方針書、技術検討書等の情報により確認する。</p> <p>(a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>(b) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>(c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>(d) 設計に不可欠なその他の要求事項</p> <p>e. 設計プロセスを経て出力された設計アウトプットが次の状態にあることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、会議資料、発注のための技術仕様書等の情報により確認する。</p> <p>(a) 設計インプットで与えられた要求事項を満たしていること。</p> <p>(b) 設計以降のプロセス（製造・施工・保全等）の実施に対して適切な情報を提供できる又は利用できるように管理されていること。</p> <p>(c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照していること。</p> <p>(d) 新設・改造を実施する安全上重要な機器等の使用時における原子力施設側の状態（条件）が明確にされていること。</p> <p>f. 安全上重要な機器等の設置又は改造に関する設計を外部に委託（調達）している場合は、設計要求事項を調達先に確実に伝え、調達先から納入された設計アウトプットについて必要な検証を行っていることを会議への陪席、議事録、会議資料、購入仕様書、図面・計算書等の納入図書等の情報により確認する。</p> <p>g. 安全上重要な機器等の設置又は改造の決定から設計・製作・施工までの一連のプロセス及びこの際に関係する本店（本社）、発電所等の組織の役割、情報共有、業務引継等について、途中のレビュー</p>	<p>(b) 問題を抽出し、明確にした上で、必要な処置を提案していること。</p> <p>(c) 設計変更のレビューには、その変更に係る原子力施設の構成要素及び関連施設への影響評価を含めていること。</p> <p>(d) 解析ソフトやメーカーノウハウ等の非開示情報を把握し、設計プロセスにおける事業者関与について明確にしていること。</p> <p>c. 設計の各段階におけるデザインレビューが、適切なインプット情報に基づいて行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料、設計へのインプット及びアウトプットとなる図書等の情報により確認する。</p> <p>(a) 設計からのアウトプットが、インプットの要求事項を満たしていることの検証が行われていること。</p> <p>(b) 安全上重要な機器等への要求事項を満たすために、設計の妥当性確認が行われていること。</p> <p>(c) デザインレビュー又は検証及び妥当性確認の活動中に明確になった問題に対して必要な処置がとられていること。</p> <p>(d) 設計変更があった場合には、その変更に対して適切にデザインレビュー、検証及び妥当性の確認が行われていること。</p> <p>(e) 必要な場合には、モックアップ等による設計検証若しくは設計の妥当性確認を行っていること。</p> <p>d. 設計要求事項に基づき作られた設計インプットには、次の事項が含まれていることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、議事資料、方針書、技術検討書等の情報により確認する。</p> <p>(a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>(b) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>(c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>(d) 設計に不可欠なその他の要求事項</p> <p>e. 設計プロセスを経て出力された設計アウトプットが次の状態にあることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、会議資料、発注のための技術仕様書等の情報により確認する。</p> <p>(a) 設計インプットで与えられた要求事項を満たしていること。</p> <p>(b) 設計以降のプロセス（製造・施工・保全等）の実施に対して適切な情報を提供できる又は利用できるように管理されていること。</p> <p>(c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照していること。</p> <p>(d) 新設・改造を実施する安全上重要な機器等の使用時における原子力施設側の状態（条件）が明確にされていること。</p> <p>f. 安全上重要な機器等の設置又は改造に関する設計を外部に委託（調達）している場合は、設計要求事項を調達先に確実に伝え、調達先から納入された設計アウトプットについて必要な検証を行っていることを会議への陪席、議事録、会議資料、購入仕様書、図面・計算書等の納入図書等の情報により確認する。</p> <p>g. 安全上重要な機器等の設置又は改造の決定から設計・製作・施工までの一連のプロセス及びこの際に関係する本店（本社）、発電所等の組織の役割、情報共有、業務引継等について、途中のレビュー</p>	
---	---	--

、審議過程、承認過程等も含め確認する。

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

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

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

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

(2) 設計要求と性能、機能等の整合性検査

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

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

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

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

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

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

、審議過程、承認過程等も含め確認する。

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

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

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

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

(2) 設計要求と性能、機能等の整合性検査

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

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

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

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

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

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

ているか確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1)本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2)本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3)検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査の視点

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

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

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

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

ているか確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1)本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2)本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3)検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 検査の視点

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

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

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

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

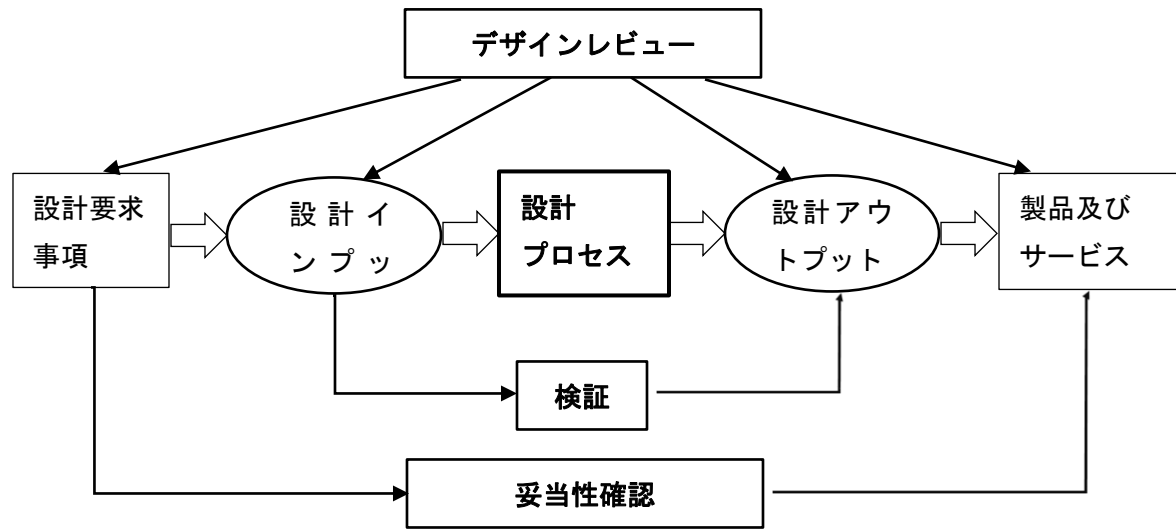


図 レビュー、検証及び妥当性確認の関係性

(2) 代表的な設計要求事項は、以下の通り。

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

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

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

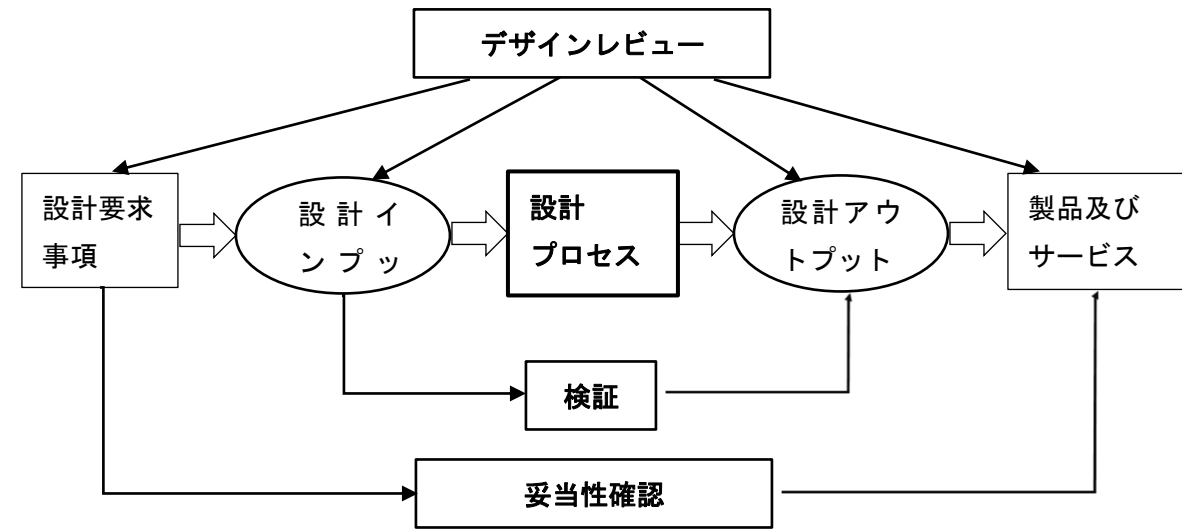


図 レビュー、検証及び妥当性確認の関係性

(2) 代表的な設計要求事項は、以下の通り。

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

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

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

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

5.2 その他

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

○改正履歴

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

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

5.2 その他

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

○改正履歴

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

		ことを明確化 (5.1 検査の視点) ②建設又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化 (表2 検査要件まとめ表) ○記載の適正化	
<u>2</u>			

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子力施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第81条	第92条第1項第2号及び18号並びに同条第3項第2号及び第18号
研究開発段階発電用原子炉	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第76条	第87条第1項第18号及び第3項第19号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第9条	第15条第1項第17号及び第2項第18号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第11条	第17条第1項第17号及び第2項第20号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4	第8条第1項第16号及び第2項第19号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第31条	第37条第1項第16号及び第2項第17号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第29条	第34条第1項第15号及び第2項第17号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第55条	第63条第1項第15号及び第2項第17号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第16条	第20条第1項第17号及び第2項第16号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条11の7	第2条の12第1項第15号及び第2項第18号

表2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年*	1	215	チーム

※ 建設段階にあり核燃料物質等の搬入が行われていない施設、廃止措置計画の認可を受けた施設及び新規規制基準適合前の長期停止施設については、必要に応じて検査を実施する。

		ことを明確化 (5.1 検査の視点) ②建設又は廃止措置段階の施設について、リスク状態に応じた検査頻度とする運用を明確化 (表2 検査要件まとめ表) ○記載の適正化	
--	--	--	--

(新設)

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子力施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第81条	第92条第1項第2号及び18号並びに同条第3項第2号及び第18号
研究開発段階発電用原子炉	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第76条	第87条第1項第18号及び第3項第19号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第9条	第15条第1項第17号及び第2項第18号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第11条	第17条第1項第17号及び第2項第20号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4	第8条第1項第16号及び第2項第19号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第31条	第37条第1項第16号及び第2項第17号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第29条	第34条第1項第15号及び第2項第17号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第55条	第63条第1項第15号及び第2項第17号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第16条	第20条第1項第17号及び第2項第16号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条11の7	第2条の12第1項第15号及び第2項第18号

表2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年*	1	215	チーム

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

改正に伴う修正

運用の明確化

・新規規制基準適合前の長期停止プラントに対する検査頻度の運用方法の明確化

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年※	1	215	チーム

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

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	3	80	日常
02	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
03	設計管理の適切性 (熱出力 500kw 以上※ ²)	1年	1	35	日常
04	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
05	設計管理の適切性 (熱出力 500kw 未満)	1年	1	20	日常
06	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 未満)	必要に応じて	—	—	チーム

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

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

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年※	1	215	チーム

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

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性 (MOX 加工)	1年	4	115	日常
02	性能・機能整合性 (MOX 加工)	3年※	1	150	チーム
03	設計管理の適切性 (ウラン加工)	1年	3	80	日常
04	性能・機能整合性 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年※	1	215	チーム

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

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性 (熱出力500kw以上※ ¹)	1年	3	80	日常
02	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 以上※ ¹)	必要に応じて	—	—	チーム
03	設計管理の適切性 (熱出力 500kw 以上※ ²)	1年	1	35	日常
04	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 以上※ ²)	必要に応じて	—	—	チーム
05	設計管理の適切性 (熱出力 500kw 未満)	1年	1	20	日常
06	性能・機能整合性 (熱出力 500kw 未満)	必要に応じて	—	—	チーム

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

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

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年※	1	215	チーム

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

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性 (MOX 加工)	1年	4	115	日常
02	性能・機能整合性 (MOX 加工)	3年※	1	150	チーム
03	設計管理の適切性 (ウラン加工)	1年	3	80	日常
04	性能・機能整合性 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

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

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

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

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

基本検査運用ガイド
動作可能性判断及び機能性評価
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 動作可能性判断及び機能性評価 (B01040_r1)</p> <p style="text-align: center;">原力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類:「原子力施設安全」 小分類:「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉) 検査分野:「運転管理」</p> <p>2. 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項第4号ロで規定されている事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転における安全設備の動作可能性判断及び機能性評価の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定されている事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3. 検査要件 構造物、系統及び機器(以下、「SSC」という)において、劣化の評価又は不適合状態の判断及び是正処置が不適切であると、事故時の要求基準を満たさない状態で運転されるおそれがある。このような潜在的リスク増加が発生しないよう、当該SSCは事故時の要求基準を満たすことが適切に証明されなければならない。本検査ではSSCの動作可能性又は機能性の判断・評価が適切で、安全機能が許認可関連文書(設置(変更)許可申請書、工事計画認可申請書等)の基準に適合し維持されていることを確認する。</p> <p>3.1 検査対象 SSCの動作可能性[*]及び機能性に係る劣化の評価又は不適合状態の判断並びに是正処置の適切性を確認するものとし、以下を検査対象とする。なお、サーベイランス試験の合否判定は検査対象になる。</p> <p>(1) リスク上重要なSSCに係る動作可能性判断及び機能性評価 ※動作可能性のことを「オペラビリティ」ともいう。 検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 動作可能性判断及び機能性評価 (B01040_r0)</p> <p style="text-align: center;">原力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類:「原子力施設安全」 小分類:「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉) 検査分野:「運転管理」</p> <p>2. 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項第4号ロで規定されている事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転における安全設備の動作可能性判断及び機能性評価の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定されている事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3. 検査要件 構造物、系統及び機器(以下、「SSC」という)において、劣化の評価又は不適合状態の判断及び是正処置が不適切であると、事故時の要求基準を満たさない状態で運転されるおそれがある。このような潜在的リスク増加が発生しないよう、当該SSCは事故時の要求基準を満たすことが適切に証明されなければならない。本検査ではSSCの動作可能性又は機能性の判断・評価が適切で、安全機能が許認可関連文書(設置(変更)許可申請書、工事計画認可申請書等)の基準に適合し維持されていることを確認する。</p> <p>3.1 検査対象 SSCの動作可能性[*]及び機能性に係る劣化の評価又は不適合状態の判断並びに是正処置の適切性を確認するものとし、以下を検査対象とする。なお、サーベイランス試験の合否判定は検査対象になる。</p> <p>(1) リスク上重要なSSCに係る動作可能性判断及び機能性評価 ※動作可能性のことを「オペラビリティ」ともいう。 検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p>	<p>改正に伴う修正</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数 検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4. 検査手順</p> <p>4.1 検査対象の選定 選定に当たっては、運転員の活動状況及び不適合の<u>是正処置、リスク上重要なSSCを特別採用で使用する場合等</u>を調査するとともに、<u>ウォークダウン等によりSSC周辺の雰囲気・状態、一時的な工事等</u>による悪影響の有無を観察し、リスク情報等を踏まえ検査対象並びに検査方法等を決定する。</p> <p>また、SSCに関連する不適合及び機器等の劣化傾向がサーベイランス試験に与える影響を調査し、多角的な観点からサーベイランス試験の適合判定の適切性を確認する。なお検査対象は必要に応じ過去のサーベイランス試験の結果を選定しても良い。</p> <p>4.2 検査実施 検査の実施に当たっては、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。</p> <p>(1) リスク上重要なSSCに係る動作可能性判断及び機能性評価</p> <p>a. <u>事業者により動作可能性や機能性が正当だと証明されている場合、事業者の</u>動作可能性判断や機能性評価の技術的妥当性をレビューし、正当だと証明されていることを確認する。</p> <p>b. <u>事業者により動作可能性</u>や機能性の評価が代替措置に関連している場合、</p> <p>(a) 代替措置が実施され、目的通りに機能し、そうした措置が原因で系統運転が設計基準外となることなく、適切に制御されていることを確認する。</p> <p>(b) 代替措置を実施しても認可修正の必要がないことを確認する。</p> <p>c. <u>事業者により動作可能性</u>や機能性が正当だと証明されていない場合、保安規定の運転制限条件(LCO)に及ぼす影響の判断など、適切な措置が講じられていることを確認する。</p> <p>d. サーベイランス試験の合否判定については、SSCに関連する不適合の有無に拘わらず以下の観点で判定の適切性を確認する。</p> <p>(a) 事故時を想定した条件になっているか</p> <p>(b) 事前に行われる操作は、事故時操作手順ではなく試験に適合するために行う調整運転(プレコンディショニング)に当たらないか</p> <p>(c) SSCに対して運転員が行う許容された何らかのメンテナンス等の行為は、事故時にも対応できるか、対応不可な場合でもSSCは動作可能性で健全性が担保できるか</p> <p>(d) 合格の判定に妥当性が証明できていない経験値等を用いていないか</p> <p>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p>	<p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数 検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4. 検査手順</p> <p>4.1 検査対象の選定 選定に当たっては、運転員の活動状況及び不適合の<u>是正処置等</u>を調査するとともにウォークダウン等によりSSC周辺の雰囲気・状態、一時的な工事等による悪影響の有無を観察し、リスク情報等を踏まえ検査対象並びに検査方法等を決定する。</p> <p>また、SSCに関連する不適合及び機器等の劣化傾向がサーベイランス試験に与える影響を調査し、多角的な観点からサーベイランス試験の適合判定の適切性を確認する。なお検査対象は必要に応じ過去のサーベイランス試験の結果を選定しても良い。</p> <p>4.2 検査実施 検査の実施に当たっては、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。</p> <p>(1) リスク上重要なSSCに係る動作可能性判断及び機能性評価</p> <p>a. <u>事業者の</u>動作可能性判断や機能性評価の技術的妥当性をレビューし、正当だと証明されていることを確認する。</p> <p>b. <u>動作可能性</u>や機能性の評価が代替措置に関連している場合、</p> <p>(a) 代替措置が実施され、目的通りに機能し、そうした措置が原因で系統運転が設計基準外となることなく、適切に制御されていることを確認する。</p> <p>(b) 代替措置を実施しても認可修正の必要がないことを確認する。</p> <p>c. <u>動作可能性</u>や機能性が正当だと証明されていない場合、保安規定の運転制限条件(LCO)に及ぼす影響の判断など、適切な措置が講じられていることを確認する。</p> <p>d. サーベイランス試験の合否判定については、SSCに関連する不適合の有無に拘わらず以下の観点で判定の適切性を確認する。</p> <p>(a) 事故時を想定した条件になっているか</p> <p>(b) 事前に行われる操作は、事故時操作手順ではなく試験に適合するために行う調整運転(プレコンディショニング)に当たらないか</p> <p>(c) SSCに対して運転員が行う許容された何らかのメンテナンス等の行為は、事故時にも対応できるか、対応不可な場合でもSSCは動作可能性で健全性が担保できるか</p> <p>(d) 合格の判定に妥当性が証明できていない経験値等を用いていないか</p> <p>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p>	<p>運用の明確化 ・具体例の追記 誤字修正</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>

改正後	改正前	改正理由
<p>(3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 検査対象選定の際のリスク情報活用に係る留意事項</p> <p>検査官は、どの動作可能性判断や機能性評価を選択して検討すべきか判断するため、リスク情報を活用した知見を、技術解析と判断、運転経験など他の要因と共に適用する。劣化・不適合状態に対し動作可能性判断や機能性評価が必要か判断するため、動作可能性判断や機能性評価の選択は、運転員引継日誌、不適合管理票、作業票などのプラント状態関連文書を検査官がレビューして行う。</p> <p>5.2 検査に係る留意事項</p> <p>(1) リスク上重要なSSCに関わる動作可能性判断及び機能性評価</p> <p>a. 劣化・不適合状態が特定されると、SSCが所定の安全機能や許認可基準の機能を実施する能力が疑問視される可能性がある。劣化状態とは、SSCやその機能的能力に関する認定が低下している状態である。劣化状態には、故障、機能不全、不備、逸脱、資材や設備の欠陥などがある。</p> <p>b. 系統の能力を低下させる状態には、経年劣化、侵食、腐食、不適切な操作、不適切な保守などがある。不適合状態とは、SSCが許認可基準を満たさない状態や、不適切な設計、試験、建設、改修などの要因により性能が低下している状況である。</p> <p>c. 事業者は、劣化・不適合状態の影響を評価する際、こうした状態を解決する最終的な是正処置が完了するまで、暫定的な措置として代替措置を実施することを決定する場合があるので注意する。</p> <p>d. 動作可能性とは、許認可関連文書(設置(変更)許可申請書、工事計画認可申請書等)に記載される安全系のSSCが所定の安全機能を実施する能力を指す。動作可能性判断プロセス内で検討されるSSCの範囲は以下である。</p> <p>(a) 許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられているSSC(こうしたSSCは、許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられている他のSSCに必要な支援機能を実施することがある)</p> <p>(b) 許認可関連文書により動作可能であることが明確に義務付けられていないが、許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられているSSCに必要な支援機能を実施するSSCである。</p> <p>e. 動作可能性判断プロセスは、許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられている特定のSSCで劣化・不適合状態が特定された際や、必要とされ関連する支援機能で劣化・不適合状態が特定された際、許認可関連文書への適合に関してSSCとその支援機能の動作可能性を評価するために使用される。</p> <p>f. 機能性とは通常、許認可関連文書に記載されないSSCが許認可基準に定められた機能を実施する能力を指す。許認可基準の機能は、許認可関連文書で管理されるSSCに対し、必要とされ関連する支援機能を実施することもある。機能性評価は、許認可関連文書に記載されていないが、SSCの有効性と信頼性を確実に維持するためにプログラム制御が必要なSSCに対して実施すべき事項である。</p> <p>g. 機能性は是正処置プロセスなどプラントの他のプロセスにより評価、文書化される。機能性評価の適切</p>	<p>(3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 検査対象選定の際のリスク情報活用に係る留意事項</p> <p>検査官は、どの動作可能性判断や機能性評価を選択して検討すべきか判断するため、リスク情報を活用した知見を、技術解析と判断、運転経験など他の要因と共に適用する。劣化・不適合状態に対し動作可能性判断や機能性評価が必要か判断するため、動作可能性判断や機能性評価の選択は、運転員引継日誌、不適合管理票、作業票などのプラント状態関連文書を検査官がレビューして行う。</p> <p>5.2 検査に係る留意事項</p> <p>(1) リスク上重要なSSCに関わる動作可能性判断及び機能性評価</p> <p>a. 劣化・不適合状態が特定されると、SSCが所定の安全機能や許認可基準の機能を実施する能力が疑問視される可能性がある。劣化状態とは、SSCやその機能的能力に関する認定が低下している状態である。劣化状態には、故障、機能不全、不備、逸脱、資材や設備の欠陥などがある。</p> <p>b. 系統の能力を低下させる状態には、経年劣化、侵食、腐食、不適切な操作、不適切な保守などがある。不適合状態とは、SSCが許認可基準を満たさない状態や、不適切な設計、試験、建設、改修などの要因により性能が低下している状況である。</p> <p>c. 事業者は、劣化・不適合状態の影響を評価する際、こうした状態を解決する最終的な是正処置が完了するまで、暫定的な措置として代替措置を実施することを決定する場合があるので注意する。</p> <p>d. 動作可能性とは、許認可関連文書(設置(変更)許可申請書、工事計画認可申請書等)に記載される安全系のSSCが所定の安全機能を実施する能力を指す。動作可能性判断プロセス内で検討されるSSCの範囲は以下である。</p> <p>(a) 許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられているSSC(こうしたSSCは、許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられている他のSSCに必要な支援機能を実施することがある)</p> <p>(b) 許認可関連文書により動作可能であることが明確に義務付けられていないが、許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられているSSCに必要な支援機能を実施するSSCである。</p> <p>e. 動作可能性判断プロセスは、許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられている特定のSSCで劣化・不適合状態が特定された際や、必要とされ関連する支援機能で劣化・不適合状態が特定された際、許認可関連文書への適合に関してSSCとその支援機能の動作可能性を評価するために使用される。</p> <p>f. 機能性とは通常、許認可関連文書に記載されないSSCが許認可基準に定められた機能を実施する能力を指す。許認可基準の機能は、許認可関連文書で管理されるSSCに対し、必要とされ関連する支援機能を実施することもある。機能性評価は、許認可関連文書に記載されていないが、SSCの有効性と信頼性を確実に維持するためにプログラム制御が必要なSSCに対して実施すべき事項である。</p> <p>g. 機能性は是正処置プロセスなどプラントの他のプロセスにより評価、文書化される。機能性評価の適切</p>	

改正後	改正前	改正理由																																												
<p>な深度を判断する際、安全重要度を考慮するのは妥当である。また、機能していないSSCが、他の規制要件(全交流電源喪失、ATWS、耐環境性認定、保守規則など)への適合に及ぼす影響も判断すべきである。さらに、SSCが機能していない時には、事業者の他のプロセスやプログラム(有効性、保守規則、報告義務など)を考慮することが必要な場合がある。</p> <p>h. 動作可能性や有効性が保証され、確認されないリスク増加が発生しないよう、迅速な動作可能性判断や機能性評価が正当だと証明されているか判断するために、事業者がリスク上重要なSSCに対して行う動作可能性判断や機能性評価をサンプリングにより確認する。また、検査では、プラントの問題や事象に関連する動作可能性や機能性の懸念が特定されているかも判断すべきである。検査官は、以下の側面を検討すべきである。</p> <p>(a) 選択した動作可能性判断や機能性評価で、予想される原因、状態の程度、関連するSSCの所定の安全機能や許認可基準の機能に及ぼす悪影響が適切に検討されている。レビューの際には、許認可関連文書等を参照すること。</p> <p>(b) 狭い焦点や保守的でない仮定により、SSCが所定の安全機能や許認可基準の機能すべてを実施する能力を維持しているという根拠が損なわれないようにするため、事業者が状態の顕著な兆候の先を読んでいる。</p> <p>(c) 事業者が、評価中のその状態に対して、他の状態や、それらの状態が代替措置に及ぼす影響を考慮している。</p>	<p>な深度を判断する際、安全重要度を考慮するのは妥当である。また、機能していないSSCが、他の規制要件(全交流電源喪失、ATWS、耐環境性認定、保守規則など)への適合に及ぼす影響も判断すべきである。さらに、SSCが機能していない時には、事業者の他のプロセスやプログラム(有効性、保守規則、報告義務など)を考慮することが必要な場合がある。</p> <p>h. 動作可能性や有効性が保証され、確認されないリスク増加が発生しないよう、迅速な動作可能性判断や機能性評価が正当だと証明されているか判断するために、事業者がリスク上重要なSSCに対して行う動作可能性判断や機能性評価をサンプリングにより確認する。また、検査では、プラントの問題や事象に関連する動作可能性や機能性の懸念が特定されているかも判断すべきである。検査官は、以下の側面を検討すべきである。</p> <p>(a) 選択した動作可能性判断や機能性評価で、予想される原因、状態の程度、関連するSSCの所定の安全機能や許認可基準の機能に及ぼす悪影響が適切に検討されている。レビューの際には、許認可関連文書等を参照すること。</p> <p>(b) 狭い焦点や保守的でない仮定により、SSCが所定の安全機能や許認可基準の機能すべてを実施する能力を維持しているという根拠が損なわれないようにするため、事業者が状態の顕著な兆候の先を読んでいる。</p> <p>(c) 事業者が、評価中のその状態に対して、他の状態や、それらの状態が代替措置に及ぼす影響を考慮している。</p>																																													
<p>6. 改訂履歴</p> <table border="1" data-bbox="97 1140 1234 1449"> <thead> <tr> <th>改訂</th> <th>改訂日</th> <th>改訂の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td></td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ○運用の明確化 ①検査対象の選定に当たっての調査対象の具体例を追記 ○記載の適正化 </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表 1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" data-bbox="97 1627 1234 1873"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>保安のための措置に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第 81 条及び第 87 条</td> <td>第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第 76 条及び第 82 条</td> <td>第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号</td> </tr> </tbody> </table>	改訂	改訂日	改訂の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1		<ul style="list-style-type: none"> ○運用の明確化 ①検査対象の選定に当たっての調査対象の具体例を追記 ○記載の適正化 		原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号	<p>6. 改訂履歴</p> <table border="1" data-bbox="1368 1140 2504 1270"> <thead> <tr> <th>改訂</th> <th>改訂日</th> <th>改訂の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表 1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" data-bbox="1368 1627 2504 1873"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>保安のための措置に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第 81 条及び第 87 条</td> <td>第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第 76 条及び第 82 条</td> <td>第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号</td> </tr> </tbody> </table>	改訂	改訂日	改訂の概要	備考	0	2020/04/01	施行		原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号	<p>改正に伴う修正</p>
改訂	改訂日	改訂の概要	備考																																											
0	2020/04/01	施行																																												
1		<ul style="list-style-type: none"> ○運用の明確化 ①検査対象の選定に当たっての調査対象の具体例を追記 ○記載の適正化 																																												
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																											
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号																																											
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号																																											
改訂	改訂日	改訂の概要	備考																																											
0	2020/04/01	施行																																												
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																											
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号																																											
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号																																											

改正後						改正前						改正理由
表2 検査要件まとめ表 本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。						表2 検査要件まとめ表 本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。						
01 実用炉						01 実用炉						
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	
01	動作可能性判断及び機能性評価	1年	15	135	日常	01	動作可能性判断及び機能性評価	1年	15	135	日常	
02 研開炉						02 研開炉						
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	
01	動作可能性判断及び機能性評価	1年	15	135	日常	01	動作可能性判断及び機能性評価	1年	15	135	日常	

基本検査運用ガイド
取替炉心の安全性
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 取替炉心の安全性 (B01050_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1～3 (略)</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 PWR前サイクル炉内出力分布測定の結果等</p> <p>PWR においては、当該サイクル取替炉心の安全性評価結果の確認の前に、前サイクルの炉内出力分布測定の結果等から以下を確認することにより、今サイクルの取替炉心の安全性評価に用いた炉心設計手法の妥当性を確認する。</p> <p>(1) 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q (Z)$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>4.2 取替炉心設計の前提条件</p> <p>取替炉心を設計する際の前提条件となる以下を確認する。</p> <p>(1) 燃料集集体外観検査（定期事業者検査）の結果を踏まえ、使用可能な燃料を用いて装荷パターンが組まれていること。</p> <p>(2) 解析の評価期間が、最新の運転計画に基づき適切に設定されていること。</p> <p>(3) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、<u>あるいは事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</u></p> <p>4.3 取替炉心の安全性評価結果</p> <p>取替炉心毎に実施した反応度停止余裕等の安全性評価結果が、原子炉設置(変更)許可申請書の添付書類八及び添付書類十に記載する許可基準に適合していることを確認する。適合性の確認は以下の判断方法に基づいて確認する。</p> <p>(1) 設計の入力条件に対する適合性</p> <p>例として BWR の設計スクラム反応度曲線のように、原子炉設置（変更）許可申請の安全解析で使</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 取替炉心の安全性 (B01050_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1～3 (略)</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 PWR前サイクル炉内出力分布測定の結果等</p> <p>PWR においては、当該サイクル取替炉心の安全性評価結果の確認の前に、前サイクルの炉内出力分布測定の結果等から以下を確認することにより、今サイクルの取替炉心の安全性評価に用いた炉心設計手法の妥当性を確認する。</p> <p>(1) 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q (Z)$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。</p> <p>4.2 取替炉心設計の前提条件</p> <p>取替炉心を設計する際の前提条件となる以下を確認する。</p> <p>(1) 燃料集集体外観検査（定期事業者検査）の結果を踏まえ、使用可能な燃料を用いて装荷パターンが組まれていること。</p> <p>(2) 解析の評価期間が、最新の運転計画に基づき適切に設定されていること。</p> <p>(3) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの<u>を使用していること。</u></p> <p>4.3 取替炉心の安全性評価結果</p> <p>取替炉心毎に実施した反応度停止余裕等の安全性評価結果が、原子炉設置(変更)許可申請書の添付書類八及び添付書類十に記載する許可基準に適合していることを確認する。適合性の確認は以下の判断方法に基づいて確認する。</p> <p>(1) 設計の入力条件に対する適合性</p> <p>例として BWR の設計スクラム反応度曲線のように、原子炉設置（変更）許可申請の安全解析で使</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>運用の明確化</p> <p>・評価手法及び計算コードについて事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を追加</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>用している設計の入力条件(設計曲線)と比較し、評価結果である反応度曲線が安全側にあること。</p> <p>(2)制限値に対する適合性 燃料集合体最高燃焼度等のように、原子炉設置(変更)許可申請書に記載された制限値を満足していること。</p> <p>4.4 (略)</p> <p>5 検査手引</p> <p>5.1 PWR取替炉心</p> <p>取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、事業者の炉内出力分布測定の結果等の適切性及び取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。</p> <p>5.1.1 炉内出力分布測定の結果等</p> <p>(1) 臨界ボロン濃度 燃焼に伴う炉心設計の妥当性を確認する観点から、直接炉心反応度を表す指標である臨界ボロン濃度を対象として、その値が測定値と予測値とで乖離していないことを確認する。 制限値としては、工学的判断として1%Δk/k 相当である100ppm以内を運転上の制限として設定している。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$ 燃料中心温度が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料ペレットの熔融点未満になるように、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比である $F_q(Z)$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ 最小 DNBR が許容限界値以上になるように、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である $F_{\Delta H}^N$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>5.1.2 安全性評価における前提条件</p> <p>(1)解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒の引抜き(原子炉起動)から全挿入(原子炉停止)までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p> <p>(2)評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、<u>あるいは事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</u> <u>後者においては、事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認するものとし、その手順の例を附属書に示す。</u></p>	<p>用している設計の入力条件(設計曲線)と比較し、評価結果である反応度曲線が安全側にあること。</p> <p>(2)制限値に対する適合性 燃料集合体最高燃焼度等のように、原子炉設置(変更)許可申請書に記載された制限値を満足していること。</p> <p>4.4 (略)</p> <p>5 検査手引</p> <p>5.1 PWR取替炉心</p> <p>取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、事業者の炉内出力分布測定の結果等の適切性及び取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。</p> <p>5.1.1 炉内出力分布測定の結果等</p> <p>(1) 臨界ボロン濃度 燃焼に伴う炉心設計の妥当性を確認する観点から、直接炉心反応度を表す指標である臨界ボロン濃度を対象として、その値が測定値と予測値とで乖離していないことを確認する。 制限値としては、工学的判断として1%Δk/k 相当である100ppm以内を運転上の制限として設定している。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$ 燃料中心温度が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料ペレットの熔融点未満になるように、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比である $F_q(Z)$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ 最小 DNBR が許容限界値以上になるように、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である $F_{\Delta H}^N$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>5.1.2 安全性評価における前提条件</p> <p>(1)解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒の引抜き(原子炉起動)から全挿入(原子炉停止)までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p> <p>(2)評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの<u>を使用していること。</u></p>	<p>運用の明確化 ・評価手法及び計算コードについて事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>5.1.3 (略)</p> <p>5.2 BWR取替炉心 取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。</p> <p>5.2.1 安全性評価における前提条件</p> <p>(1)解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒引抜き（原子炉起動）から全挿入（原子炉停止）までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p> <p>(2)評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、<u>あるいは事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</u> <u>後者においては、事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認するものとし、その手順の例を附属書に示す。</u></p> <p>5.2.2 (略)</p> <p>6 参考資料</p> <p>(1) 取替炉心検討会報告書（昭和 52 年 5 月 20 日 原子炉安全専門審査会）</p> <p>(2) 「取替炉心毎の安全性確認」について 答申書（昭和 58 年 11 月 (社) 火力原子力発電技術協会）</p> <p>(3) JEAC4211-2018「取替炉心の安全性確認規程」（2018 年 12 月 18 日 日本電気協会）</p> <p>(4) <u>JEAC4215-20XX「取替炉心の安全性の確認に用いる解析コードの適格性評価規程」(案)</u></p>	<p>5.1.3 (略)</p> <p>5.2 BWR取替炉心 取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。</p> <p>5.2.1 安全性評価における前提条件</p> <p>(1)解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒引抜き（原子炉起動）から全挿入（原子炉停止）までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p> <p>(2)評価手法及び計算コードは、原子炉設置（変更）許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの<u>を使用していること。</u></p> <p>5.2.2 (略)</p> <p>6 参考資料</p> <p>(1) 取替炉心検討会報告書（昭和 52 年 5 月 20 日 原子炉安全専門審査会）</p> <p>(2) 「取替炉心毎の安全性確認」について 答申書（昭和 58 年 11 月 (社) 火力原子力発電技術協会）</p> <p>(3) JEAC4211-2018「取替炉心の安全性確認規程」（2018 年 12 月 18 日 日本電気協会）</p> <p>(新規)</p>	<p>追加</p> <p>運用の明確化 ・評価手法及び計算コードについて事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を追加</p> <p>運用の明確化 ・評価手法及び計算コードについて事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を追加</p>

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;"><u>附属書 「取替炉心の安全性」に使用する解析コードの妥当性確認の適切性の確認</u></p> <p>1 目的</p> <p><u>発電用原子炉施設保安規定の審査基準では、燃料取替に際して、炉心の核的制限値及び熱的制限値の範囲内で運転するために、取替炉心の安全性評価を、原子炉設置（変更）許可を受けたところによる安全評価と同様に行った上で、燃料装荷実施計画を定めることを保安規定に定めるよう求めている。</u></p> <p><u>したがって、取替炉心の安全性評価については、原子炉設置（変更）許可を受けたところによる安全評価と同等のものでなければならないことから、事業者は原子炉設置（変更）許可申請書やトピカルレポート等で妥当性が確認された計算コード（以下「許認可コード」という。）以外の計算コードを用いて取替炉心の安全性評価を行う場合には、あらかじめ計算コードの妥当性を確認する必要がある。</u></p> <p><u>本附属書は、事業者が行った計算コードの妥当性確認の適切性を、原子力規制検査にて確認する方法の例を示すものである。</u></p> <p>2 適用範囲</p> <p><u>本附属書は、原子力規制検査「取替炉心の安全性」において、事業者が実施した計算コードの妥当性確認の適切性の確認に対して適用する。</u></p> <p>3 適切性の確認</p> <p>3.1 BWR/PWR 共通</p> <p>(1) <u>予測性能において許容できる不確かさが設けられていること。</u></p> <p>(2) <u>モデルの重要度を評価しそれに応じた信頼性が確保されていること。</u></p> <p>(3) <u>数学モデルが適切な数値解析手法に変換されていること。</u></p> <p>(4) <u>実機、実験等の実測データは不確かさを評価する観点から適切であること。</u></p> <p>3.2 PWR</p> <p>3.2.1 計算モデルの確認</p> <p><u>以下のパラメータについて、臨界実験及び実機における測定値と計算値を比較し、計算モデルが当該パラメータを適切に模擬していることを確認していること。</u></p> <p><u>実機測定値については、少なくとも3サイクル以上のデータにより確認していること。</u></p> <p>(1) <u>臨界実験解析</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>燃料集合体内（燃料棒）出力分布</u> <p>(2) <u>実機炉心解析</u></p> <p>a. <u>高温全出力時</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>径方向出力分布（BOC, MOC, EOC）</u> ・ <u>臨界ボロン濃度（燃焼に伴う変化の比較を含む）</u> 	(新規)	<p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 評価手法及び計算コードについて事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を追加

改正後	改正前	改正理由
<p><u>・燃料集合体燃焼度</u></p> <p><u>b. 高温零出力時</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・臨界ボロン濃度</u> <u>・減速材温度係数</u> <u>・制御棒価値</u> <p>3.2.2 不確かさの確認</p> <p><u>安全性評価項目の不確かさとして設定しているパラメータの測定値と計算値の差が、あらかじめ設定している不確かさの範囲内であることを確認する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・反応度停止余裕（制御棒価値、出力欠損）</u> <u>・最大線出力密度</u> <u>・水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N</u> <u>・最大反応度添加率</u> <u>・制御棒クラスタ落下時及び飛出し時のワース</u> <u>・制御棒クラスタ落下時の $F_{\Delta H}^N$ 及び制御棒クラスタ飛出し時の F_Q</u> <u>・出力運転時ほう素濃度</u> <p>3.2.3 許認可コード（または従来コード）との比較</p> <p><u>3.2.1(2)に示すパラメータについて、測定値と計算値の差が、許認可コード（または従来コード）の測定値と計算値の差と同等以内であることを確認していること。</u></p> <p>3.3 BWR</p> <p>3.3.1 計算モデルの確認</p> <p><u>以下のパラメータについて、計算値を個別効果試験若しくは実機における測定値又は不確かさが小さいと実証されている解析コードによる計算値と比較し、計算モデルが当該パラメータを適切に模擬していることを確認していること。</u></p> <p>(1) <u>個別効果試験</u></p> <p>a <u>臨界試験(燃料棒出力、中性子増倍率、反応度、実効遅発中性子割合)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・ 反応度停止余裕</u> <u>・ 最大線出力密度</u> <u>・ 最小限界出力比</u> <u>・ 燃料の出力履歴</u> <u>・ 減速材ボイド係数</u> <u>・ スクラム反応度</u> <u>・ 制御棒の最大反応度価値</u> <u>・ ホウ酸水注入時の中性子実効増倍率</u> <p>b <u>ペレット燃焼度照射後試験</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・ 燃料集合体最高燃焼度</u> 		

改正後	改正前	改正理由
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>燃料の出力履歴</u> c <u>限界出力試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>最小限界出力比</u> ・ <u>燃料の出力履歴</u> d <u>熱流動ループによる核熱水力安定性試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>核熱水力安定性</u> ・ <u>燃料の出力履歴</u> <p>(2) <u>実機データ</u></p> <ul style="list-style-type: none"> a <u>ガンマスキャン</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>最大線出力密度</u> ・ <u>最小限界出力比</u> ・ <u>燃料集合体最高燃焼度</u> ・ <u>燃料の出力履歴</u> b <u>TIP データ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>最大線出力密度</u> ・ <u>最小限界出力比</u> ・ <u>燃料集合体最高燃焼度</u> ・ <u>燃料の出力履歴</u> c <u>冷温臨界試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>反応度停止余裕</u> d <u>制御棒価値測定試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>制御棒の最大反応度価値</u> e <u>核熱水力安定性試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>核熱水力安定性</u> f <u>過渡試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>減速材ボイド係数</u> ・ <u>スクラム反応度</u> <p>(3) <u>不確かさが小さいと実証されている解析コードとの比較</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>反応度停止余裕</u> ・ <u>最大線出力密度</u> ・ <u>最小限界出力比</u> ・ <u>燃料の出力履歴</u> ・ <u>減速材ボイド係数</u> ・ <u>スクラム反応度</u> <p>3.3.2 不確かさの確認</p> <p><u>3.3.1 に示すパラメータについて、測定値と計算値の差が、許容できる不確かさの範囲内であることを確認していること。</u></p>		

改正後				改正前				改正理由																																																																																																				
<p>3.3.3 許認可コード（または従来コード）との比較</p> <p><u>3.3.1に示すパラメータについて、測定値と計算値の差が、許認可コード（または従来コード）の測定値と計算値の差と同等以内であることを確認していること。</u></p> <p>○改正履歴</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>改正</th> <th>改正日</th> <th>改正の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2021/04/21</td> <td>○運用の明確化 ①保安規定改正に伴う確認項目の追加(5. 検査手引) ○記載の適正化</td> <td>2021/07/21表紙修正</td> </tr> <tr> <td><u>2</u></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 関連する施行規則条項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>保安のための措置に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第87条</td> <td>第92条第1項第8号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第82条</td> <td>第87条第1項第8号</td> </tr> </tbody> </table> <p>表2 検査要件まとめ表 本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。</p> <p>01 実用炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>取替炉心の安全性</td> <td>燃料取替毎</td> <td>1</td> <td>45</td> <td>チーム</td> </tr> </tbody> </table> <p>02 研開炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>取替炉心の安全性</td> <td>燃料取替毎</td> <td>1</td> <td>45</td> <td>チーム</td> </tr> </tbody> </table>				改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	○運用の明確化 ①保安規定改正に伴う確認項目の追加(5. 検査手引) ○記載の適正化	2021/07/21表紙修正	<u>2</u>				原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム	<p>○改正履歴</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>改正</th> <th>改正日</th> <th>改正の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2021/04/21</td> <td>○運用の明確化 ①保安規定改正に伴う確認項目の追加(5. 検査手引) ○記載の適正化</td> <td>2021/07/21表紙修正</td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 関連する施行規則条項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>保安のための措置に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第87条</td> <td>第92条第1項第8号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第82条</td> <td>第87条第1項第8号</td> </tr> </tbody> </table> <p>表2 検査要件まとめ表 本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。</p> <p>01 実用炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>取替炉心の安全性</td> <td>燃料取替毎</td> <td>1</td> <td>45</td> <td>チーム</td> </tr> </tbody> </table> <p>02 研開炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>取替炉心の安全性</td> <td>燃料取替毎</td> <td>1</td> <td>45</td> <td>チーム</td> </tr> </tbody> </table>				改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	○運用の明確化 ①保安規定改正に伴う確認項目の追加(5. 検査手引) ○記載の適正化	2021/07/21表紙修正	原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム	改正に伴う修正
改正	改正日	改正の概要	備考																																																																																																									
0	2020/04/01	施行																																																																																																										
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①保安規定改正に伴う確認項目の追加(5. 検査手引) ○記載の適正化	2021/07/21表紙修正																																																																																																									
<u>2</u>																																																																																																												
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																																																																									
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号																																																																																																									
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号																																																																																																									
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																							
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム																																																																																																							
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																							
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム																																																																																																							
改正	改正日	改正の概要	備考																																																																																																									
0	2020/04/01	施行																																																																																																										
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①保安規定改正に伴う確認項目の追加(5. 検査手引) ○記載の適正化	2021/07/21表紙修正																																																																																																									
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																																																																									
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号																																																																																																									
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号																																																																																																									
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																							
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム																																																																																																							
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																							
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム																																																																																																							

基本検査運用ガイド
運転員能力
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 運転員能力 (B01070_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類 : 「原子力施設安全」 小分類 : 「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」 「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉) 検査分野 : 「運転管理」</p> <p>2 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号。以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子力施設の運転における運転員能力の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、訓練・教育に関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 運転員の能力が劣化すると、起因事象の原因となるヒューマンエラーの増加及び事象後に適時正しい緩和措置を講じる際のヒューマンエラーのリスクが増加する。また運転員のヒューマンエラーは、バリア健全性や緊急時対応準備にも影響を及ぼす可能性がある。したがって、運転員能力に関与する以下を検査対象にする。</p> <p>(1) 中央制御室・現場での運転員の活動状況 (2) 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況 (3) 運転責任者認定試験の適切性</p> <p>検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 運転員能力 (B01070_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類 : 「原子力施設安全」 小分類 : 「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」 「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉) 検査分野 : 「運転管理」</p> <p>2 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号。以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子力施設の運転における運転員能力の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転に係る活動状況の確認と併せて行う。 これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、訓練・教育に関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 運転員の能力が劣化すると、起因事象の原因となるヒューマンエラーの増加及び事象後に適時正しい緩和措置を講じる際のヒューマンエラーのリスクが増加する。また運転員のヒューマンエラーは、バリア健全性や緊急時対応準備にも影響を及ぼす可能性がある。したがって、運転員能力に関与する以下を検査対象にする。</p> <p>(1) 中央制御室・現場での運転員の活動状況 (2) 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況 (3) 運転責任者認定試験の適切性</p> <p>検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p>	<p>改正に伴う修正</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数 検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4 検査手順 検査に当たっては、事業者等のマニュアル、訓練計画、不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウン、インタビュー、リスク情報等を活用しサンプリングにより検査対象並びに検査方法等を決定し運転員の能力を確認する。</p> <p>4.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況 (1) 検査実施前に、運転員の活動に係る事業者の方針を確認しておくものとする。 (2) 検査官は、検査前に関連した注意事項や制限も含めて手順書を理解しておかなければならない。 (3) 観察する中央制御室／現場での活動は、発電所の活動または作業スケジュール、定検工程会議等を確認し選定する。 (4) 観察は、手順書の遵守と使用、情報伝達、状況判断、ヒューマンエラーの防止等について行う。 (5) 可能であれば、当該活動の操作前ブリーフィングも観察する。</p> <p>4.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況 (1) 検査実施前に、事業者の基本方針を受けて、具体的なシミュレータ訓練計画が作成、管理されていることを確認する。 (2) 検査官は、観察する事象に対する手順を理解しておかなければならない。 (3) 訓練の観察は、直員連携による事故故障に対するシミュレータ訓練について行う。 (4) 訓練の観察においては、以下を確認する。 a. 当直長の指示の下、指示・確認、運転員間の連携が手順書に基づき実施されていたか。 b. プラントの状況判断が適切であったか。 c. 事故の収束または拡大防止措置が適切であったか。 (5) 訓練終了後は、振り返りが適切に実施されていることを確認する。</p> <p>4.3 運転責任者認定試験の適切性 運転責任者認定機関による運転責任者筆記試験、口答試験及び実技試験が適切に実施されていることを確認する。</p> <p>4.3.1 筆記試験 運転責任者筆記試験が適切に実施されていること確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからハマまでに掲げることに 関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を判定するのに十分であることを確</p>	<p>3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数 検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p>4 検査手順 検査に当たっては、事業者等のマニュアル、訓練計画、不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウン、インタビュー、リスク情報等を活用しサンプリングにより検査対象並びに検査方法等を決定し運転員の能力を確認する。</p> <p>4.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況 (1) 検査実施前に、運転員の活動に係る事業者の方針を確認しておくものとする。 (2) 検査官は、検査前に関連した注意事項や制限も含めて手順書を理解しておかなければならない。 (3) 観察する中央制御室／現場での活動は、発電所の活動または作業スケジュール、定検工程会議等を確認し選定する。 (4) 観察は、手順書の遵守と使用、情報伝達、状況判断、ヒューマンエラーの防止等について行う。 (5) 可能であれば、当該活動の操作前ブリーフィングも観察する。</p> <p>4.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況 (1) 検査実施前に、事業者の基本方針を受けて、具体的なシミュレータ訓練計画が作成、管理されていることを確認する。 (2) 検査官は、観察する事象に対する手順を理解しておかなければならない。 (3) 訓練の観察は、直員連携による事故故障に対するシミュレータ訓練について行う。 (4) 訓練の観察においては、以下を確認する。 a. 当直長の指示の下、指示・確認、運転員間の連携が手順書に基づき実施されていたか。 b. プラントの状況判断が適切であったか。 c. 事故の収束または拡大防止措置が適切であったか。 (5) 訓練終了後は、振り返りが適切に実施されていることを確認する。</p> <p>4.3 運転責任者認定試験の適切性 運転責任者認定機関による運転責任者筆記試験、口答試験及び実技試験が適切に実施されていることを確認する。</p> <p>4.3.1 筆記試験 運転責任者筆記試験が適切に実施されていること確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからハマまでに掲げることに 関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を判定するのに十分であることを確</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>認する。</p> <p>4.3.2 口答試験 運転責任者口答試験が適切に実施されていることを確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号ニに掲げることに関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を判定するのに十分であることを確認する。</p> <p>4.3.3 実技試験 運転責任者実技試験が適切に実施されていることを確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからニに掲げることに関し、運転責任者として必要な専門的技能の有無を判定するのに十分であることを確認する。</p> <p>4.4 問題点の特定と解決に関する確認 (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。 (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。 (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5 検査手引 5.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況 (1) 検査実施前に、確認しておくべき事業者の方針としては、以下に関するものがある。 a. 運転の法令遵守と手順書の使用 b. 制御盤、機器の操作 c. 運転員間の情報伝達 d. 操作前ブリーフィングや相互確認等のヒューマンエラーの防止対策 e. 手順書の制定と廃棄、中央制御室での文書管理 (2) 検査は、以下の活動を観察するのが良い。 a. 発電所の起動、停止及び運転モード変更 b. 原子炉出力及びタービン負荷の変更 c. サーベイランス試験 d. 安全系の構造物、系統及び機器のメンテナンス後試験 e. 原子炉冷却材水抜き、ミッドループ運転 (PWR) (3) 観察の例を以下に示す。 a. 適切な手順書を使用し、適時、参照していたか。 b. 手順書は正しく使用していたか。(正しい順序で手順を踏む、事前の注意事項や制限を守る、手順書間を正しく移行する等)</p>	<p>認する。</p> <p>4.3.2 口答試験 運転責任者口答試験が適切に実施されていることを確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号ニに掲げることに関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を判定するのに十分であることを確認する。</p> <p>4.3.3 実技試験 運転責任者実技試験が適切に実施されていることを確認する。 ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからニに掲げることに関し、運転責任者として必要な専門的技能の有無を判定するのに十分であることを確認する。</p> <p>4.4 問題点の特定と解決に関する確認 (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。 (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。 (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5 検査手引 5.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況 (1) 検査実施前に、確認しておくべき事業者の方針としては、以下に関するものがある。 a. 運転の法令遵守と手順書の使用 b. 制御盤、機器の操作 c. 運転員間の情報伝達 d. 操作前ブリーフィングや相互確認等のヒューマンエラーの防止対策 e. 手順書の制定と廃棄、中央制御室での文書管理 (2) 検査は、以下の活動を観察するのが良い。 a. 発電所の起動、停止及び運転モード変更 b. 原子炉出力及びタービン負荷の変更 c. サーベイランス試験 d. 安全系の構造物、系統及び機器のメンテナンス後試験 e. 原子炉冷却材水抜き、ミッドループ運転 (PWR) (3) 観察の例を以下に示す。 a. 適切な手順書を使用し、適時、参照していたか。 b. 手順書は正しく使用していたか。(正しい順序で手順を踏む、事前の注意事項や制限を守る、手順書間を正しく移行する等)</p>	

改正後	改正前	改正理由
<p>c. 機器／制御盤に対して、運転員は効率的かつ正しく配置していたか。</p> <p>d. 運転員は、他の運転員や所員と関連情報を分かりやすく、かつ正確にやり取りしていたか。</p> <p>e. 運転員は、事業者の方針に従って制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。</p> <p>f. 運転員は、事業者の方針に従って復唱、3way コミュニケーション等による相互確認を実施したか。</p> <p>g. フォネティックコード等により、聞き間違いの防止を図っていたか。</p> <p>h. 制御盤の表示及び警報は、プラントの状態を正確に把握するために、適切に確認していたか。</p> <p>i. 通常と異なるトレンドは、適時認識していたか。</p> <p>j. 操作前及び操作中のブリーフィングは、事業者の方針に従って十分に実施していたか。 (削る)</p> <p>k. 活動中に問題が発生した場合、運転員はその問題を適切に報告し、文書化したか。</p> <p>(4) 活動中の運転員に対しては、質問等を含め干渉は控えるものとする。</p> <p>(5) 中央制御室／現場での運転員の能力の確認は、「B01030 原子炉起動停止」、「B00010 サーベイランス試験」等、他の規制事務所検査官の活動と併せて実施することができる。</p> <p>5.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況 観察の例を以下に示す。</p> <p>a. 適切な手順書を使用し、適時、参照していたか。</p> <p>b. 手順書は正しく使用していたか。(正しい順序で手順を踏む、事前の注意事項や制限を守る、手順書間を正しく移行する等)</p> <p>c. 機器／制御盤に対して、運転員は効率的かつ正しく配置していたか。</p> <p>d. 運転員は、他の運転員や所員と関連情報を分かりやすく、かつ正確にやり取りしていたか。</p> <p>e. 運転員は、事業者の方針に従って制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。</p> <p>f. 運転員は、事業者の方針に従って復唱、3way コミュニケーション等による相互確認を実施したか。</p> <p>g. フォネティックコード等により、聞き間違いの防止を図っていたか。</p> <p>h. 制御盤の表示及び警報は、プラントの状態を正確に判断するために、適切に確認していたか。</p> <p>i. 通常と異なるトレンドは、適時認識していたか。</p> <p>j. 操作中のブリーフィングは、必要に応じ、適時実施していたか。</p> <p>5.3 運転責任者認定試験の適切性 前回検査以降に実施された筆記試験、口答試験及び実技試験のうち、少なくとも1回分をサンプルとして抽出し適切に実施されていることを確認する。</p> <p>5.3.1 筆記試験 抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからハマまでに掲げる内容であり、これらが均等に出題されていること。</p> <p>(2) 各試験問題の難易度が適切であること。(各試験問題の正答率も参考にする)</p>	<p>c. 機器／制御盤に対して、運転員は効率的かつ正しく配置していたか。</p> <p>d. 運転員は、他の運転員や所員と関連情報を分かりやすく、かつ正確にやり取りしていたか。</p> <p>e. 運転員は、事業者の方針に従って制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。</p> <p>f. 運転員は、事業者の方針に従って復唱、3way コミュニケーション等による相互確認を実施したか。</p> <p>g. フォネティックコード等により、聞き間違いの防止を図っていたか。</p> <p>h. 制御盤の表示及び警報は、プラントの状態を正確に把握するために、適切に確認していたか。</p> <p>i. 通常と異なるトレンドは、適時認識していたか。</p> <p>j. 操作前及び操作中のブリーフィングは、事業者の方針に従って十分に実施していたか。 (削る)</p> <p>k. 活動中に問題が発生した場合、運転員はその問題を適切に報告し、文書化したか。</p> <p>(4) 活動中の運転員に対しては、質問等を含め干渉は控えるものとする。</p> <p>(5) 中央制御室／現場での運転員の能力の確認は、「B01030 原子炉起動停止」、「B00010 サーベイランス試験」等、他の規制事務所検査官の活動と併せて実施することができる。</p> <p>5.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況 観察の例を以下に示す。</p> <p>a. 適切な手順書を使用し、適時、参照していたか。</p> <p>b. 手順書は正しく使用していたか。(正しい順序で手順を踏む、事前の注意事項や制限を守る、手順書間を正しく移行する等)</p> <p>c. 機器／制御盤に対して、運転員は効率的かつ正しく配置していたか。</p> <p>d. 運転員は、他の運転員や所員と関連情報を分かりやすく、かつ正確にやり取りしていたか。</p> <p>e. 運転員は、事業者の方針に従って制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。</p> <p>f. 運転員は、事業者の方針に従って復唱、3way コミュニケーション等による相互確認を実施したか。</p> <p>g. フォネティックコード等により、聞き間違いの防止を図っていたか。</p> <p>h. 制御盤の表示及び警報は、プラントの状態を正確に判断するために、適切に確認していたか。</p> <p>i. 通常と異なるトレンドは、適時認識していたか。</p> <p>j. 操作中のブリーフィングは、必要に応じ、適時実施していたか。</p> <p>5.3 運転責任者認定試験の適切性 前回検査以降に実施された筆記試験、口答試験及び実技試験のうち、少なくとも1回分をサンプルとして抽出し適切に実施されていることを確認する。</p> <p>5.3.1 筆記試験 抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからハマまでに掲げる内容であり、これらが均等に出題されていること。</p> <p>(2) 各試験問題の難易度が適切であること。(各試験問題の正答率も参考にする)</p>	

改正後	改正前	改正理由																																																				
<p>(3) 法令、保安規定が変更された場合は、速やかに試験問題に反映されていること。</p> <p>(4) 設問の型式が適切であること。(設問想起型になっていないか等)</p> <p>(5) 選択肢が適切であること。(誤答肢は明らかに誤りであると分かるものではなく、もっともらしいものであるか/1つの肢を否定すれば他の肢も否定できるような同じ内容の肢を含んでいないか等)</p> <p>5.3.2 口答試験 抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号ニに掲げる内容であること。</p> <p>(2) 各試験問題の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)</p> <p>5.3.3 実技試験 抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 試験は、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからニに掲げる内容であること。</p> <p>(2) 各試験項目の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)</p> <p>6 参考資料</p> <p>(1) 原子力発電所運転責任者の判定に係る規程 JEAC4804-2014</p> <p>(2) 原子力発電所運転員の教育・訓練指針 JEAG4802-2017</p> <p>○改正履歴</p> <table border="1" data-bbox="100 1413 1255 1598"> <thead> <tr> <th>改正</th> <th>改正日</th> <th>改正の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2021/04/21</td> <td>記載の適正化</td> <td>2021/07/21表紙修正</td> </tr> <tr> <td><u>2</u></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" data-bbox="100 1740 1234 1969"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>保安のための措置に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第87条</td> <td>第92条第1項第8号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第82条</td> <td>第87条第1項第8号</td> </tr> </tbody> </table>	改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21表紙修正	<u>2</u>				原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号	<p>(3) 法令、保安規定が変更された場合は、速やかに試験問題に反映されていること。</p> <p>(4) 設問の型式が適切であること。(設問想起型になっていないか等)</p> <p>(5) 選択肢が適切であること。(誤答肢は明らかに誤りであると分かるものではなく、もっともらしいものであるか/1つの肢を否定すれば他の肢も否定できるような同じ内容の肢を含んでいないか等)</p> <p>5.3.2 口答試験 抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号ニに掲げる内容であること。</p> <p>(2) 各試験問題の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)</p> <p>5.3.3 実技試験 抽出したサンプルに対して以下を確認する。</p> <p>(1) 試験は、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからニに掲げる内容であること。</p> <p>(2) 各試験項目の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)</p> <p>6 参考資料</p> <p>(1) 原子力発電所運転責任者の判定に係る規程 JEAC4804-2014</p> <p>(2) 原子力発電所運転員の教育・訓練指針 JEAG4802-2017</p> <p>○改正履歴</p> <table border="1" data-bbox="1368 1413 2522 1551"> <thead> <tr> <th>改正</th> <th>改正日</th> <th>改正の概要</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2021/04/21</td> <td>記載の適正化</td> <td>2021/07/21表紙修正</td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 関連する施行規則条項</p> <table border="1" data-bbox="1368 1730 2502 1959"> <thead> <tr> <th>原子力施設の種別</th> <th>規則名</th> <th>保安のための措置に係る規則条項</th> <th>保安規定記載事項に係る規則条項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実用発電用原子炉施設</td> <td>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第87条</td> <td>第92条第1項第8号</td> </tr> <tr> <td>研究開発段階発電用原子炉施設</td> <td>研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</td> <td>第82条</td> <td>第87条第1項第8号</td> </tr> </tbody> </table>	改正	改正日	改正の概要	備考	0	2020/04/01	施行		1	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21表紙修正	原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項	実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号	研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号	<p>改正に伴う修正</p>
改正	改正日	改正の概要	備考																																																			
0	2020/04/01	施行																																																				
1	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21表紙修正																																																			
<u>2</u>																																																						
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																			
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号																																																			
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号																																																			
改正	改正日	改正の概要	備考																																																			
0	2020/04/01	施行																																																				
1	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21表紙修正																																																			
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																			
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号																																																			
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号																																																			

改正後						改正前						改正理由																																																																																																
<p>表2 検査要件まとめ表</p> <p>本検査はユニット毎ではなく発電所を対象にサンプルを選定する。</p> <p>01 実用炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>中央制御室・現場での運転員の活動状況</td> <td>四半期</td> <td>1</td> <td>4*</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転シミュレータによる事故対応の訓練状況</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>7</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>03</td> <td>運転責任者認定試験の適切性</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>13</td> <td>チーム</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：発電所のスケジュール等により暦年で16時間としてもよい。</p> <p>02 研開炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>中央制御室・現場での運転員の活動状況</td> <td>四半期</td> <td>1</td> <td>4*</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転シミュレータ訓練による事故対応の訓練状況</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>7</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>03</td> <td>運転責任者認定試験の適切性</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>13</td> <td>チーム</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：施設のスケジュール等により暦年で16時間としてもよい。</p>						ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常	02	運転シミュレータによる事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常	03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常	02	運転シミュレータ訓練による事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常	03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム	<p>表2 検査要件まとめ表</p> <p>本検査はユニット毎ではなく発電所を対象にサンプルを選定する。</p> <p>01 実用炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>中央制御室・現場での運転員の活動状況</td> <td>四半期</td> <td>1</td> <td>4*</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転シミュレータによる事故対応の訓練状況</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>7</td> <td>チーム</td> </tr> <tr> <td>03</td> <td>運転責任者認定試験の適切性</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>13</td> <td>チーム</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：発電所のスケジュール等により暦年で16時間としてもよい。</p> <p>02 研開炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ID</th> <th>検査項目</th> <th>検査頻度</th> <th>サンプル数</th> <th>合計時間[h]</th> <th>検査体制</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>01</td> <td>中央制御室・現場での運転員の活動状況</td> <td>四半期</td> <td>1</td> <td>4*</td> <td>日常</td> </tr> <tr> <td>02</td> <td>運転シミュレータ訓練による事故対応の訓練状況</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>7</td> <td>チーム</td> </tr> <tr> <td>03</td> <td>運転責任者認定試験の適切性</td> <td>1年</td> <td>1</td> <td>13</td> <td>チーム</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：施設のスケジュール等により暦年で16時間としてもよい。</p>						ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常	02	運転シミュレータによる事故対応の訓練状況	1年	1	7	チーム	03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム	ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制	01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常	02	運転シミュレータ訓練による事故対応の訓練状況	1年	1	7	チーム	03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム	<p>○運用の明確化</p> <p>・「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し</p> <p>○運用の明確化</p> <p>・「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し</p>
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																							
01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常																																																																																																							
02	運転シミュレータによる事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常																																																																																																							
03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム																																																																																																							
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																							
01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常																																																																																																							
02	運転シミュレータ訓練による事故対応の訓練状況	1年	1	7	日常																																																																																																							
03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム																																																																																																							
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																							
01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常																																																																																																							
02	運転シミュレータによる事故対応の訓練状況	1年	1	7	チーム																																																																																																							
03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム																																																																																																							
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制																																																																																																							
01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	1	4*	日常																																																																																																							
02	運転シミュレータ訓練による事故対応の訓練状況	1年	1	7	チーム																																																																																																							
03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム																																																																																																							

工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物
に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物 に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0003_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 59 条第 2 項の規定に基づく、原子力事業者等（法第 57 条の 8 に規定する原子力事業者等。原子力事業者等から運搬を委託された者を含む。以下同じ。）が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場又は事業所の外において運搬する場合^{*1}に、運搬する物に関しての同条第 1 項の規定による保安のために必要な措置についての原子力規制委員会による確認（以下「運搬に関する確認」という。）に係る運用を定めたものである。</p> <p>なお、運搬に関する確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>※1 原子力規制委員会による確認は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による災害の防止のため特に必要がある場合に限り実施する。詳細は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号。以下「政令」という。）第 48 条及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 53 年総理府令第 57 号。以下「規則」という。）第 18 条により、B 型輸送物、六ふっ化ウラン輸送物、核分裂性輸送物としている。</p> <p>2 運搬に関する確認</p> <p>2.1 運搬に関する確認の申請</p> <p>(1) 運搬に関する確認の申請時期</p> <p>運搬に関する確認の申請は、原子力事業者等により運搬する物等に関するデータ等の確認が行われた後、申請が行われることとなる。</p> <p>a. 申請された後に行う運搬に関する確認の事務手続き等を踏まえて、運搬の開始される予定日の 1 ヶ月前までを目安として申請がなされることが望ましい。</p> <p>b. 規則第 19 条第 1 項第 6 号に掲げる書類（核燃料輸送物の発送前の点検に関する説明書）には、点検の記録を含むものとし、確認申請の後に提出することができるものとする。</p> <p>(2) 車両運搬確認申請書及び添付書類の記載内容</p> <p>担当部署は、運搬に関する確認の申請があった場合は、規則第 19 条に規定の申請書及び添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。^{*2}</p> <p>確認申請書の後に、規則第 19 条第 1 項第 6 号に掲げる点検の記録の提出がなされる場合は、点検実施後速やかに提出されるよう促す。</p>	<p style="text-align: center;">工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物 に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド (GL0003_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 59 条第 2 項の規定に基づく、原子力事業者等（法第 57 条の 8 に規定する原子力事業者等。原子力事業者等から運搬を委託された者を含む。以下同じ。）が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場又は事業所の外において運搬する場合^{*1}に、運搬する物に関しての同条第 1 項の規定による保安のために必要な措置についての原子力規制委員会による確認（以下「運搬に関する確認」という。）に係る運用を定めたものである。</p> <p>なお、運搬に関する確認に当たっては、原子力規制検査等実施要領「4. 法定確認行為等と原子力規制検査の関係」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。</p> <p>※1 原子力規制委員会による確認は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による災害の防止のため特に必要がある場合に限り実施する。詳細は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和 32 年政令第 324 号。以下「政令」という。）第 48 条及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 53 年総理府令第 57 号。以下「規則」という。）第 18 条により、B 型輸送物、六ふっ化ウラン輸送物、核分裂性輸送物としている。</p> <p>2 運搬に関する確認</p> <p>2.1 運搬に関する確認の申請</p> <p>(1) 運搬に関する確認の申請時期</p> <p>運搬に関する確認の申請は、原子力事業者等により運搬する物等に関するデータ等の確認が行われた後、申請が行われることとなる。</p> <p>a. 申請された後に行う運搬に関する確認の事務手続き等を踏まえて、運搬の開始される予定日の 1 ヶ月前までを目安として申請がなされることが望ましい。</p> <p>b. 規則第 19 条第 1 項第 6 号に掲げる書類（核燃料輸送物の発送前の点検に関する説明書）には、点検の記録を含むものとし、確認申請の後に提出することができるものとする。</p> <p>(2) 車両運搬確認申請書及び添付書類の記載内容</p> <p>担当部署は、運搬に関する確認の申請があった場合は、規則第 19 条に規定の申請書及び添付書類に不備及び過不足がないことを確認する。^{*2}</p> <p>確認申請書の後に、規則第 19 条第 1 項第 6 号に掲げる点検の記録の提出がなされる場合は、点検実施後速やかに提出されるよう促す。</p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>※2 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に係る核燃料輸送物設計承認及び容器承認等に関する申請手続ガイド（令和2年2月26日 原規規発第2002264号 原子力規制委員会決定）</p> <p>(3) 申請書に係る手数料納付 申請書の提出を受けた際に、政令第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。</p> <p>2.2 運搬に関する確認の実施 確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により事業者の保安のために必要な措置等に係る活動状況を監視することで、対象となる運搬が法第59条第1項等の規定を満たしていることを確認する。</p> <p>(1) 検査項目の抽出 担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。</p> <p>(B00060 燃料体管理（運搬・貯蔵） 基本検査運用ガイド） (BR0070 放射性固体廃棄物等の管理 基本検査運用ガイド）</p> <p>(2) 運搬に関する確認の方法 抽出した検査項目について、申請以前の<u>原子力事業者等</u>の活動の実施状況についての原子力規制検査による<u>確認結果（品質管理の方法及びその実施に係る組織の整備状況並びにそれらの記録を含む。）</u>を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。</p> <p>担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。</p> <p>また、受理した申請書の記載事項について確認するものとする。</p> <p>2.3 運搬に関する確認の終了</p> <p>(1) 運搬に関する確認の終了の確認 原子力規制委員会は、運搬に関する確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、規則第3条から第17条の2までに定める技術上の基準（特定核燃料物質の防護のための措置に係るものを除く。）に適合していることを確認する。</p> <p>(2) 運搬確認証の交付 原子力規制委員会は、規則第20条の規定に基づき、添付－1に示す様式による運搬確認証を申請者に交付するものとする。なお、記載事項等については、以下の点について注意する。</p> <p>a. 運搬確認証の有効期間については、原則として運搬予定時期に、陸上輸送にあつては10日間、国内海上輸送を含む輸送にあつては20日間、国外の海上輸送を含む輸送にあつては30日間を</p>	<p>※2 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に係る核燃料輸送物設計承認及び容器承認等に関する申請手続ガイド（令和2年2月26日 原規規発第2002264号 原子力規制委員会決定）</p> <p>(3) 申請書に係る手数料納付 申請書の提出を受けた際に、政令第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続を行い、必要な手数料が納付されていることを確認する。</p> <p>2.2 運搬に関する確認の実施 確認に当たって、原子力検査官は、原子力規制検査により事業者の保安のために必要な措置等に係る活動状況を監視することで、対象となる運搬が法第59条第1項等の規定を満たしていることを確認する。</p> <p>(1) 検査項目の抽出 担当部署は、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下「検査項目」という。）について、以下を参考に抽出する。</p> <p>(B00060 燃料体管理（運搬・貯蔵） 基本検査運用ガイド） (BR0070 放射性固体廃棄物等の管理 基本検査運用ガイド）</p> <p>(2) 運搬に関する確認の方法 抽出した検査項目について、申請以前の<u>申請者</u>の活動の実施状況についての原子力規制検査による<u>確認結果</u>を含め、原子力規制検査で確認すべき事項を必要に応じて特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。</p> <p>担当部署においては、一連の確認の実施により、当該検査項目で検査指摘事項がないこと又は検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。</p> <p>また、受理した申請書の記載事項について確認するものとする。</p> <p>2.3 運搬に関する確認の終了</p> <p>(1) 運搬に関する確認の終了の確認 原子力規制委員会は、運搬に関する確認の終了に当たり、原子力規制検査の結果を取りまとめ、規則第3条から第17条の2までに定める技術上の基準（特定核燃料物質の防護のための措置に係るものを除く。）に適合していることを確認する。</p> <p>(2) 運搬確認証の交付 原子力規制委員会は、規則第20条の規定に基づき、添付－1に示す様式による運搬確認証を申請者に交付するものとする。なお、記載事項等については、以下の点について注意する。</p> <p>a. 運搬確認証の有効期間については、原則として運搬予定時期に、陸上輸送にあつては10日間、国内海上輸送を含む輸送にあつては20日間、国外の海上輸送を含む輸送にあつては30日間を</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	-------------------

加えるものとする。

b. 現地確認を行う場合は、当該確認の実施前に必要な事務手続きを行うことにより、現地において運搬確認証を交付することができるものとする。

2.4 情報管理

政令第 47 条による防護対象特定核燃料物質の輸送に係る情報の管理は、規則第 16 条により定められるもののほか、以下のとおり適切に取り扱う。

a. 核燃料物質の輸送の発着日時は、輸送終了時まで核物質防護秘密として取り扱う。

b. 関係者間において取決がある場合は、それに従うものとする。

添付一 1 運搬確認証の例

運搬確認証

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇年〇月〇日付け〇〇をもって確認の申請のあった車両運搬については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 3 2 年法律第 1 6 6 号）第 5 9 条第 2 項及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 5 3 年総理府令第 5 7 号）第 1 9 条第 1 項の規定に基づき、当該運搬に関する措置（運搬する物についての措置に限る。）が同規則に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、同規則第 2 0 条の規定に基づき、運搬確認証を交付します。

記

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名 称 :

住 所 :

代表者 :

2. 運搬しようとする核燃料物質等の種類、性状及び量

3. 核燃料輸送物の種類

加えるものとする。

b. 現地確認を行う場合は、当該確認の実施前に必要な事務手続きを行うことにより、現地において運搬確認証を交付することができるものとする。

2.4 情報管理

政令第 47 条による防護対象特定核燃料物質の輸送に係る情報の管理は、規則第 16 条により定められるもののほか、以下のとおり適切に取り扱う。

a. 核燃料物質の輸送の発着日時は、輸送終了時まで核物質防護秘密として取り扱う。

b. 関係者間において取決がある場合は、それに従うものとする。

添付一 1 運搬確認証の例

運搬確認証

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

〇年〇月〇日付け〇〇をもって確認の申請のあった車両運搬については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 3 2 年法律第 1 6 6 号）第 5 9 条第 2 項及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 5 3 年総理府令第 5 7 号）第 1 9 条第 1 項の規定に基づき、当該運搬に関する措置（運搬する物についての措置に限る。）が同規則に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、同規則第 2 0 条の規定に基づき、運搬確認証を交付します。

記

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名 称 :

住 所 :

代表者 :

2. 運搬しようとする核燃料物質等の種類、性状及び量

3. 核燃料輸送物の種類

4. 核燃料輸送物の総重量： k g 以下／輸送物

5. 収納する核燃料物質等
 (1)重量：
 (2)放射能の量：

6. 使用する輸送容器
 (1) 名称及び個数： 型 個
 (2)核燃料輸送物設計承認に関する事項
 ・設計承認番号：
 ・設計承認書の承認番号（承認年月日）：
 ・有効期間： 年 月 日～ 年 月 日
 (3) 容器承認書に関する事項
 ・容器承認書の承認番号（承認年月日）：
 ・承認容器として使用する期間： 年 月 日～ 年 月 日
 ・承認容器登録番号：
 (4) 外形寸法
 長さ： 約 m
 幅： 約 m
 高さ： 約 m
 (5) 重量： k g 以下

7. 核分裂性輸送物にあつては輸送制限個数：

8. 積載方法又は混載の別^(注1)：

9. 運搬確認証の有効期間： 年 月 日～ 年 月 日

10. その他特記事項^(注2)

^(注1) 簡易運搬にあつては、使用する運搬機器の種類及び運搬機器の積付け方法

^(注2) 核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書との内容の関連づけのため項目等を追加する場合がある。

参考 1 発送前検査の例

検査項目	検査対象 ^{注1}	検査方法	判定基準
------	--------------------	------	------

4. 核燃料輸送物の総重量： k g 以下／輸送物

5. 収納する核燃料物質等
 (1)重量：
 (2)放射能の量：

6. 使用する輸送容器
 (1) 名称及び個数： 型 個
 (2)核燃料輸送物設計承認に関する事項
 ・設計承認番号：
 ・設計承認書の承認番号（承認年月日）：
 ・有効期間： 年 月 日～ 年 月 日
 (3) 容器承認書に関する事項
 ・容器承認書の承認番号（承認年月日）：
 ・承認容器として使用する期間： 年 月 日～ 年 月 日
 ・承認容器登録番号：
 (4) 外形寸法
 長さ： 約 m
 幅： 約 m
 高さ： 約 m
 (5) 重量： k g 以下

7. 核分裂性輸送物にあつては輸送制限個数：

8. 積載方法又は混載の別^(注1)：

9. 運搬確認証の有効期間： 年 月 日～ 年 月 日

10. その他特記事項^(注2)

^(注1) 簡易運搬にあつては、使用する運搬機器の種類及び運搬機器の積付け方法

^(注2) 核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書との内容の関連づけのため項目等を追加する場合がある。

参考 1 発送前検査の例

検査項目	検査対象 ^{注1}	検査方法	判定基準
------	--------------------	------	------

外観検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
気密漏えい検査	BM, BU	ヘリウムリークテスト、加圧漏えい試験又は真空試験等により漏えい率を測定する。	漏えい率が申請書に記載された値を超えないこと。
圧力測定検査	BM, BU	圧力計等により輸送容器内部の圧力を検査する。	圧力値が申請書に記載された値を超えないこと。
線量当量率検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の表面及び表面から1mの距離におけるガンマ線量当量率及び中性子線量当量率をサーベイメータ等で測定する。	ガンマ線量当量率及び中性子線量当量率の合計が、 表面：2mSv/h 表面から1mの距離：100μSv/h を超えないこと。
未臨界検査 ^{注2注3}	BM, BU AF, IF	臨界防止に関する部材の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
温度測定検査	BM, BU	温度計により核燃料輸送物の表面温度を測定し、周囲温度38℃での値に補正する。 表面温度＝(測定温度－周囲温度)＋38℃	輸送中に人が容易に近づくことができる表面の温度が日陰において50℃を超えないこと(専用積載で運搬する場合は、85℃。)
吊上検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物を吊り上げた後の状態において、吊上部(トランシオン等)の外観を目視で検査する。	吊上部(トランシオン等)にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
重量検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の総重量を実測又は計算により求める。	申請書に記載された重量を超えないこと。
収納物検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	・収納物の仕様、数量、収納配置等を検査する。 ・収納物外観を検査する。	・収納物の仕様、数量、収納配置等が申請書に記載された条件どおりであること。 ・収納物の外観にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
表面密度検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	スマヤ法等により核燃料輸送物の表面における放射性物質の密度を測定する。	α線を放出する放射性物質： 0.4Bq/cm ² α線を放出しない放射性物質： 4.0Bq/cm ² を超えないこと。
核燃料物質等の運搬に係る品質管理の方法及びその実施に係る組織(以下「品質管理の方法等」という。)	BM, BU AF, IF		<u>運搬に関する措置について、品質管理の方法等を整備し、及び記録を保存するとともに、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認していること。</u>

注1：BM：BM型輸送物（BM型核分裂性輸送物を含む。）に係る輸送容器
BU：BU型輸送物（BU型核分裂性輸送物を含む。）に係る輸送容器
AF：A型核分裂性輸送物に係る輸送容器
IF：IP型核分裂性輸送物に係る輸送容器
注2：未臨界検査は、核分裂性輸送物のみを対象とする。
注3：各検査項目は検査対象の輸送容器について実施すること（収納物等によって検査対象にならない場合がある）。なお、六ふっ化ウラン輸送物に係る容器については、AF及びIFの検査項目に準じた検査項目について検査を実施すること。
注4：表面温度検査、線量当量率検査、収納物検査及び表面密度検査は現地で確認する。

外観検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
気密漏えい検査	BM, BU	ヘリウムリークテスト、加圧漏えい試験又は真空試験等により漏えい率を測定する。	漏えい率が申請書に記載された値を超えないこと。
圧力測定検査	BM, BU	圧力計等により輸送容器内部の圧力を検査する。	圧力値が申請書に記載された値を超えないこと。
線量当量率検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の表面及び表面から1mの距離におけるガンマ線量当量率及び中性子線量当量率をサーベイメータ等で測定する。	ガンマ線量当量率及び中性子線量当量率の合計が、 表面：2mSv/h 表面から1mの距離：100μSv/h を超えないこと。
未臨界検査 ^{注2注3}	BM, BU AF, IF	臨界防止に関する部材の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
温度測定検査	BM, BU	温度計により核燃料輸送物の表面温度を測定し、周囲温度38℃での値に補正する。 表面温度＝(測定温度－周囲温度)＋38℃	輸送中に人が容易に近づくことができる表面の温度が日陰において50℃を超えないこと(専用積載で運搬する場合は、85℃。)
吊上検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物を吊り上げた後の状態において、吊上部(トランシオン等)の外観を目視で検査する。	吊上部(トランシオン等)にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
重量検査 ^{注3}	BM, BU AF, IF	核燃料輸送物の総重量を実測又は計算により求める。	申請書に記載された重量を超えないこと。
収納物検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	・収納物の仕様、数量、収納配置等を検査する。 ・収納物外観を検査する。	・収納物の仕様、数量、収納配置等が申請書に記載された条件どおりであること。 ・収納物の外観にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
表面密度検査 ^{注3注4}	BM, BU AF, IF	スマヤ法等により核燃料輸送物の表面における放射性物質の密度を測定する。	α線を放出する放射性物質： 0.4Bq/cm ² α線を放出しない放射性物質： 4.0Bq/cm ² を超えないこと。

(新設)

注1：BM：BM型輸送物（BM型核分裂性輸送物を含む。）に係る輸送容器
BU：BU型輸送物（BU型核分裂性輸送物を含む。）に係る輸送容器
AF：A型核分裂性輸送物に係る輸送容器
IF：IP型核分裂性輸送物に係る輸送容器
注2：未臨界検査は、核分裂性輸送物のみを対象とする。
注3：各検査項目は検査対象の輸送容器について実施すること（収納物等によって検査対象にならない場合がある）。なお、六ふっ化ウラン輸送物に係る容器については、AF及びIFの検査項目に準じた検査項目について検査を実施すること。
注4：表面温度検査、線量当量率検査、収納物検査及び表面密度検査は現地で確認する。

運用の明確化
・確認項目、対象及び判定基準の明確化

備考1：輸送及び貯蔵に用いる場合であって、最初の輸送物作成作業の後、核燃料物質等の数量、バスケットの収納位置等に変更がないことが明らかであり、かつ、当該作成作業実施後において、貯蔵中に必要な監視及び保守点検が確実に実施されている場合については、その他の方法で代替できるものとする。この場合、代替の検査方法、妥当性、理由等を明記のうえ申請すること。
 備考2：輸送物の設計において経年変化を考慮する必要がある場合は、その設計が維持されていることを確認すること（表の検査項目に加えて確認すること。）。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 運搬に関する確認） ②運搬規則の改正に伴う変更（添付－1 運搬確認証の例） ○記載の適正化	
<u>2</u>		<u>○運用の明確化</u> <u>○記載の適正</u>	

備考1：輸送及び貯蔵に用いる場合であって、最初の輸送物作成作業の後、核燃料物質等の数量、バスケットの収納位置等に変更がないことが明らかであり、かつ、当該作成作業実施後において、貯蔵中に必要な監視及び保守点検が確実に実施されている場合については、その他の方法で代替できるものとする。この場合、代替の検査方法、妥当性、理由等を明記のうえ申請すること。
 備考2：輸送物の設計において経年変化を考慮する必要がある場合は、その設計が維持されていることを確認すること（表の検査項目に加えて確認すること。）。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①確認対象及び手続を明確化（2. 運搬に関する確認） ②運搬規則の改正に伴う変更（添付－1 運搬確認証の例） ○記載の適正化	

(新設)

改正に伴う変更

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_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 目的 3</p> <p>2 適用範囲 3</p> <p>3 定義 3</p> <p>4 安全実績指標の設定 4</p> <p>5 安全実績指標の受理及び手続 5</p> <p>6 安全実績指標の検証 5</p> <p>7 安全実績指標の変更 6</p> <p>別紙1 安全実績指標 7</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第1号。以下「規則」という。）第5条及び原子力規制検査等実施要領（原規規発第1912257号-1）に基づき、各監視領域に関連する活動目的の達成状況を確認する安全活動に係る実績を示す指標（以下「安全実績指標」という。）の設定及び運用について定めたものである。</p> <p>2 適用範囲</p> <p>本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第57条の8において規定される原子力事業者等^{※1}及び核原料物質を使用する者^{※2}（以下「事業者」と総称する。）に適用される。安全実績指標は、原子力規制検査等実施要領に基づき事業者から報告を受理する。</p> <p>※1 製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者（旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。）なお、使用者（旧使用者等を含む。）にあつては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。以下「令」</p>	<p style="text-align: center;">安全実績指標に関するガイド</p> <p style="text-align: center;">(GI0006_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 適用範囲 3</p> <p>3 定義 3</p> <p>4 安全実績指標の設定 4</p> <p>5 安全実績指標の受理及び手続 5</p> <p>6 安全実績指標の検証 5</p> <p>7 安全実績指標の変更 6</p> <p>別紙1 安全実績指標 7</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第1号。以下「規則」という。）第5条及び原子力規制検査等実施要領（原規規発第1912257号-1）に基づき、各監視領域に関連する活動目的の達成状況を確認する安全活動に係る実績を示す指標（以下「安全実績指標」という。）の設定及び運用について定めたものである。</p> <p>2 適用範囲</p> <p>本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第57条の8において規定される原子力事業者等^{※1}及び核原料物質を使用する者^{※2}（以下「事業者」と総称する。）に適用される。安全実績指標は、原子力規制検査等実施要領に基づき事業者から報告を受理する。</p> <p>※1 製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者（旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。）なお、使用者（旧使用者等を含む。）にあつては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。以下「令」</p>	<p>改正に伴う修正</p>

<p>という。) 第 41 条各号に掲げる核燃料物質及び防護対象特定核燃料物質を使用する場合に限る。</p> <p>※2 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第 57 条の 7 第 1 項の規定による届出をした者及び法第 61 条の 3 第 1 項の許可を受けて核原料物質を使用する者(令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く。)が該当する。</p> <p>3 定義</p> <p>3.1 長期停止</p> <p>安全実績指標の目的から鑑み、原子力施設が 6 月以上未臨界状態又は使用停止状態にある場合は長期停止とみなす。</p> <p>3.2 安全実績指標</p> <p>安全実績指標は、安全に係る監視領域における事業者の安全実績に関する客観的なデータである。</p> <p>4 安全実績指標の設定</p> <p>4.1 安全実績指標設定の考え方</p> <p>安全実績指標の目的は、事業者の安全確保の水準を高めていくために、原子力施設の安全実績を的確に示す客観的かつ測定可能な指標を事業者が提示し、これにより原子力規制庁が事業者の活動が適正に行われたかどうかを把握し、指標の値に基づいて安全実績に関する活動の劣化の有無等を評価した上で活用することにある。</p> <p>安全実績指標による事業者活動結果の評価としては、監視領域ごとに活動状況を代表する指標を選定、その実績を一定期間集約し、指標の性質や実績を考慮して設定した 4 段階に分類した値に照らして劣化の有無を評価する。安全実績指標の評価のための指標の選定に当たっては、原子力施設が達成すべき目標として、諸外国の事例等も調査の上で、運転段階の原子力規制検査の基本的な枠組みである監視領域に対し、次に示す観点から選定した。</p> <p>(1)原子力安全の確保・維持の観点から指標は、原子力施設安全、放射線安全及び特定核燃料物質の防護(以下「核物質防護」という。)に係る監視領域を対象とする^{※3}。</p> <p>※3 原子力施設安全の監視領域に関する指標は発電用原子炉設置者のみ、核物質防護に関する指標は防護対象特定核燃料物質の取扱いに係る事業者のみに適用する。</p> <p>(2)測定可能なデータが存在し、安全実績の評価を可能とする基準が存在すること。</p> <p>(3)データは、適時に得られること。</p> <p>(4)指標は、各々独立であること。</p> <p>(5)指標は、事業者の安全確保に関する活動状況の劣化兆候が把握できること。</p> <p>(6)指標は、事業者間の比較が可能なこと。また、可能な限り海外の指標とも比較が可能なこと。</p>	<p>という。) 第 41 条各号に掲げる核燃料物質及び防護対象特定核燃料物質を使用する場合に限る。</p> <p>※2 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第 57 条の 7 第 1 項の規定による届出をした者及び法第 61 条の 3 第 1 項の許可を受けて核原料物質を使用する者(令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く。)が該当する。</p> <p>3 定義</p> <p>3.1 長期停止</p> <p>安全実績指標の目的から鑑み、原子力施設が 6 月以上未臨界状態又は使用停止状態にある場合は長期停止とみなす。</p> <p>3.2 安全実績指標</p> <p>安全実績指標は、安全に係る監視領域における事業者の安全実績に関する客観的なデータである。</p> <p>4 安全実績指標の設定</p> <p>4.1 安全実績指標設定の考え方</p> <p>安全実績指標の目的は、事業者の安全確保の水準を高めていくために、原子力施設の安全実績を的確に示す客観的かつ測定可能な指標を事業者が提示し、これにより原子力規制庁が事業者の活動が適正に行われたかどうかを把握し、指標の値に基づいて安全実績に関する活動の劣化の有無等を評価した上で活用することにある。</p> <p>安全実績指標による事業者活動結果の評価としては、監視領域ごとに活動状況を代表する指標を選定、その実績を一定期間集約し、指標の性質や実績を考慮して設定した 4 段階に分類した値に照らして劣化の有無を評価する。安全実績指標の評価のための指標の選定に当たっては、原子力施設が達成すべき目標として、諸外国の事例等も調査の上で、運転段階の原子力規制検査の基本的な枠組みである監視領域に対し、次に示す観点から選定した。</p> <p>(1)原子力安全の確保・維持の観点から指標は、原子力施設安全、放射線安全及び特定核燃料物質の防護(以下「核物質防護」という。)に係る監視領域を対象とする^{※3}。</p> <p>※3 原子力施設安全の監視領域に関する指標は発電用原子炉設置者のみ、核物質防護に関する指標は防護対象特定核燃料物質の取扱いに係る事業者のみに適用する。</p> <p>(2)測定可能なデータが存在し、安全実績の評価を可能とする基準が存在すること。</p> <p>(3)データは、適時に得られること。</p> <p>(4)指標は、各々独立であること。</p> <p>(5)指標は、事業者の安全確保に関する活動状況の劣化兆候が把握できること。</p> <p>(6)指標は、事業者間の比較が可能なこと。また、可能な限り海外の指標とも比較が可能なこと。</p>	
---	---	--

<p>4.2 安全実績指標の設定</p> <p>4.1 項の考え方にに基づき、米国原子力規制委員会の安全実績指標を参考に、原子力規制検査等実施要領において監視領域ごとに具体的な指標を選定した。</p> <p>なお、別紙1に安全実績指標及び追加検査の要否を判断するための4段階の値^{※4}をまとめて示す。</p> <p>※4 核燃料施設等においては、実用発電用原子炉における4分類のうち、「赤」、「黄」及び「白」を「<u>追加対応あり</u>」、「緑」を「<u>追加対応なし</u>」に読み替える。以下同じ。</p> <p>5 安全実績指標の受理及び手続</p> <p>5.1 安全実績指標の受理</p> <p>事業者から原子力規制庁に対する安全実績指標の報告は、規則の規定に基づき、四半期ごと又は年度ごとに行われる。</p> <p>具体的には、事業者において、原子力エネルギー協議会（ATENA）が作成した「ATENA 19-R 01 原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）に関するガイドライン」、または、日本原子力研究開発機構が作成した「原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）について」等に従い、安全実績指標データの収集、計算及び提出が行われる。</p> <p>5.2 安全実績指標の公開（原子力規制委員会ホームページへの掲載）</p> <p>原子力規制庁は安全実績指標を受理したあと、安全実績指標を評価し、矛盾点及び不整合等の有無を確認し、必要な修正等が完了すれば、原子力規制委員会ホームページに安全実績指標の結果等を掲載し、公開する。</p> <p>6 安全実績指標の検証</p> <p>事業者から原子力規制庁に報告される安全実績指標データは原子力規制庁が評価及び監視活動を行う根拠となる情報源であることから、事業者は完全かつ正確に安全実績指標データを報告することが必要である。</p> <p>一方、報告に対して不備があった場合は規制活動を妨げることとなり、それゆえに規制措置の対象となり得る。事業者の安全実績指標データの収集及び報告に関する活動が適切なガイド等を遵守しているかレビューするに当たって、基本検査運用ガイド「BQ0040 安全実績指標の検証」に基づく確認が実施される。原子力規制庁は事業者に対して、安全実績指標に関する事業者のガイドラインを履行するに当たって、合理的で正しい取組みがなされていることを確認する。これには、指標によって示される安全実績に関する問題を把握及び報告するための的確かつ迅速な対応も含まれている。原子力検査官は、合理的で正しい取組みでもって安全実績指標のガイドラインを履行することに関する事業者の活動の妥当性を判断していくこととする。</p>	<p>4.2 安全実績指標の設定</p> <p>4.1 項の考え方にに基づき、米国原子力規制委員会の安全実績指標を参考に、原子力規制検査等実施要領において監視領域ごとに具体的な指標を選定した。</p> <p>なお、別紙1に安全実績指標及び追加検査の要否を判断するための4段階の値^{※4}をまとめて示す。</p> <p>※4 核燃料施設等においては、実用発電用原子炉における4分類のうち、「赤」、「黄」及び「白」を「<u>指摘事項（追加対応あり）</u>」、「緑」を「<u>指摘事項（追加対応なし）</u>」に読み替える。以下同じ。</p> <p>5 安全実績指標の受理及び手続</p> <p>5.1 安全実績指標の受理</p> <p>事業者から原子力規制庁に対する安全実績指標の報告は、規則の規定に基づき、四半期ごと又は年度ごとに行われる。</p> <p>具体的には、事業者において、原子力エネルギー協議会（ATENA）が作成した「ATENA 19-R 01 原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）に関するガイドライン」、または、日本原子力研究開発機構が作成した「原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）について」等に従い、安全実績指標データの収集、計算及び提出が行われる。</p> <p>5.2 安全実績指標の公開（原子力規制委員会ホームページへの掲載）</p> <p>原子力規制庁は安全実績指標を受理したあと、安全実績指標を評価し、矛盾点及び不整合等の有無を確認し、必要な修正等が完了すれば、原子力規制委員会ホームページに安全実績指標の結果等を掲載し、公開する。</p> <p>6 安全実績指標の検証</p> <p>事業者から原子力規制庁に報告される安全実績指標データは原子力規制庁が評価及び監視活動を行う根拠となる情報源であることから、事業者は完全かつ正確に安全実績指標データを報告することが必要である。</p> <p>一方、報告に対して不備があった場合は規制活動を妨げることとなり、それゆえに規制措置の対象となり得る。事業者の安全実績指標データの収集及び報告に関する活動が適切なガイド等を遵守しているかレビューするに当たって、基本検査運用ガイド「BQ0040 安全実績指標の検証」に基づく確認が実施される。原子力規制庁は事業者に対して、安全実績指標に関する事業者のガイドラインを履行するに当たって、合理的で正しい取組みがなされていることを確認する。これには、指標によって示される安全実績に関する問題を把握及び報告するための的確かつ迅速な対応も含まれている。原子力検査官は、合理的で正しい取組みでもって安全実績指標のガイドラインを履行することに関する事業者の活動の妥当性を判断していくこととする。</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> 核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更
--	--	--

7 安全実績指標の変更

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

(別紙1)

安全実績指標

監視領域	安全実績指標	緑	白	黄	赤	定義等	算定方法	必要データ	評価時期	
原子力施設安全	発生防止	①7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	0~	>	>	>	・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)。	・四半期ごとの運転時間に基づき過去4四半期の計画外スクラム発生回数の合計を7,000 臨界時間に換算する。 【算定式】(注1) 指標値 = (過去4四半期における計画外スクラム回数) / (過去4四半期における原子炉臨界時間) × 7,000 時間	○炉ごと ・計画外自動/手動スクラム回数(注2)	・四半期ごと ・評価期間は過去4四半期(1年)
			2.0	2.0	6.0	25.0	・原子炉臨界時間			
原子力施設安全	発生防止	②7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数	0~	>	設定なし	設定なし	・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)。	・四半期ごとの運転時間に基づき過去4四半期の計画外出力変化発生回数の合計を7,000 臨界時間に換算する。 【算定式】(注1) 指標値 = (過去4四半期における計画外出力変化回数) / (過去4四半期における原子炉臨界時間) × 7,000 時間	○炉ごと ・計画外出力変動回数(5%以上)	・原子炉臨界時間
			2.0	2.0						

7 安全実績指標の変更

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

(別紙1)

安全実績指標

監視領域	安全実績指標	緑	白	黄	赤	定義等	算定方法	必要データ	評価時期	
原子力施設安全	発生防止	①7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	0~	>	>	>	・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)。 ・白/黄及び黄/赤のしきい値は米国と同じ。	・四半期ごとの運転時間に基づき過去4四半期の計画外スクラム発生回数の合計を7,000 臨界時間に換算する。 【算定式】(注1) 指標値 = (過去4四半期における計画外スクラム回数) / (過去4四半期における原子炉臨界時間) × 7,000 時間	○炉ごと ・計画外自動/手動スクラム回数(注2)	・四半期ごと ・評価期間は過去4四半期(1年)
			2.0	2.0	6.0	25.0	・原子炉臨界時間			
原子力施設安全	発生防止	②7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数	0~	>	設定なし	設定なし	・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)。	・四半期ごとの運転時間に基づき過去4四半期の計画外出力変化発生回数の合計を7,000 臨界時間に換算する。 【算定式】(注1) 指標値 = (過去4四半期における計画外出力変化回数) / (過去4四半期における原子炉臨界時間) × 7,000 時間	○炉ごと ・計画外出力変動回数(5%以上)	・原子炉臨界時間
			2.0	2.0						

記載の適正化
・本文に米国原子力規制委員会の安全実績指標を参考にしている旨の記載があるため、定義等から削除

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

P R	W	<ul style="list-style-type: none"> ●高圧注入系補助給水系 ●低圧注入系非常用交流電源 ●原子炉補機冷却水系 ●海水系 	0~ 3.4 %	> 3.4 %	> 6.8 %	設定 なし													
			⑤安全系の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)	3以 下	4以 上	設定な し	設定 なし	<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。 なお、重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱に該当する場合は、指標-⑩を確認する。また、当初運転上の制限逸脱と判断したがその後の調査の結果運転上の制限逸脱でないことが明らかとなり運転上の制限逸脱の取り消しがなされた場合には機能故障件数には含まない。 	○炉ごと ・運転上の制限逸脱発生件数	<ul style="list-style-type: none"> ・四半期ごと ・評価期間は過去4四半期(1年) 								
P R	W	<ul style="list-style-type: none"> ●高圧注入系補助給水系 ●低圧注入系非常用交流電源 ●原子炉補機冷却水系 ●海水系 	0~ 3.4 %	> 3.4 %	> 6.8 %	設定 なし													
			⑤安全系の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)	3以 下	4以 上	設定な し	設定 なし	<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。 なお、重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱に該当する場合は、指標-⑩を確認する。また、当初運転上の制限逸脱と判断したがその後の調査の結果運転上の制限逸脱でないことが明らかとなり運転上の制限逸脱の取り消しがなされた場合には機能故障件数には含まない。 	○炉ごと ・運転上の制限逸脱発生件数	<ul style="list-style-type: none"> ・四半期ごと ・評価期間は過去4四半期(1年) 								

閉じ込めの維持	⑥格納容器内への原子炉冷却材漏えい率 (基準値に対する割合)	0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・パリアの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合。 <p>【算定式】 指標値 = (月間最大原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の測定値) < * > / (保安規定の運転上の制限値) × 100</p> <p>< * > : BWR : 総漏えい率 (m³/h)。 PWR : 原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率 (m³/h)</p>	○炉ごと ・漏えい率測定値 ・運転上の制限	重大事故等対処及び大規模
	⑦原子炉冷却材中のよう素131濃度 (基準値に対する割合)	0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・パリアの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素131濃度に関する運転上の制限に対する割合。 <p>【算定式】 指標値 = (月間最大放射能測定値) / (保安規定の運転上の制限値) × 100</p>	○炉ごと ・濃度測定値 ・運転上の制限	
	⑧重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合 (注4)	80.0 %以上	<80.0 %	<60.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・過去1年以内(至近の訓練サイクル)の保安規定に基づく重大事故等及び大規模損壊対応に係る訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員数を分母とした参加人数の割合。 <p>【算定式】 指標値 = (訓練における要員の参加数) / (訓練に参加が必要な要員数) × 100</p>	○炉ごと ・訓練参加要員数 ・要員数	
閉じ込めの維持	⑥格納容器内への原子炉冷却材漏えい率 (基準値に対する割合)	0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・パリアの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合。 <p>【算定式】 指標値 = (月間最大原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の測定値) < * > / (保安規定の運転上の制限値) × 100</p> <p>< * > : BWR : 総漏えい率 (m³/h)。 PWR : 原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率 (m³/h)</p>	○炉ごと ・漏えい率測定値 ・運転上の制限	重大事故等対処及び大規模
	⑦原子炉冷却材中のよう素131濃度 (基準値に対する割合)	0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・パリアの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素131濃度に関する運転上の制限に対する割合。 <p>【算定式】 指標値 = (月間最大放射能測定値) / (保安規定の運転上の制限値) × 100</p>	○炉ごと ・濃度測定値 ・運転上の制限	
	⑧重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合 (注4)	80.0 %以上	<80.0 %	<60.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・過去1年以内(至近の訓練サイクル)の保安規定に基づく重大事故等及び大規模損壊対応に係る訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員数を分母とした参加人数の割合。 <p>【算定式】 指標値 = (訓練における要員の参加数) / (訓練に参加が必要な要員数) × 100</p>	○炉ごと ・訓練参加要員数 ・要員数	

損壊 対 処	⑨重大事故等 対策におけ る操作の成 立性（注 4） （想定時間を 満足した割 合）	100 ～ 90.0 %	< 90.0 %	< 70.0 %	設定 なし	・過去1年以内 の保安規定に 基づく重大事 故等対策にお ける操作の 想定時間を満 足した割合。 【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		
	⑩重大事故等 対処設備の 機能故障件 数（注4） （運転上の制 限逸脱件数）	3以 下	4以 上	設定な し	設定 なし	・指標-⑤と同 様の定義とし 、評価対象を 保安規定に 定める重大 事故等対処 設備の運転 上の制限逸 脱件数とし る。 ・しきい値は 指標-④と同 じ	・指標-⑤と同 様の算定方法 とし、保安 規定に定め る重大事故 等対処設備 の運転上の 制限逸脱件 数を当該設 備の機能故 障件数と見 なす。	指標-⑤と同 様 （重大事故 等対処設備）	・四半期 ごと ・評価期 間は過去 4四半期 （1年）
放射 線 安 全	⑪放射性廃 棄物の過剰 放出件数	1未 満	1	2以 上	設定 なし	・年度期間中 に発生した 保安規定に 定める管理 目標値を超 える放射性 廃棄物の過 剰放出件数 。 ・緑／白のし きい値は過 剰放出の実 績がないた め、1件とし た。	・法令に定め る放出濃度 又は保安規 定に定める 管理目標値 を基準とし る。	○炉ごと 又は施設 ごと（注 5） ・事故件数	・年度ご と
	公衆に 対する放射 線安全	⑪放射性廃 棄物の過剰 放出件数	1未 満	1	2以 上	設定 なし	・年度期間中 に発生した 保安規定に 定める管理 目標値を超 える放射性 廃棄物の過 剰放出件数 。 ・緑／白のし きい値は過 剰放出の実 績がないた め、1件とし た。	・法令に定め る放出濃度 又は保安規 定に定める 管理目標値 を基準とし る。	○炉ごと 又は施設 ごと（注 5） ・事故件数
損壊 対 処	⑨重大事故等 対策におけ る操作の成 立性（注 4） （想定時間を 満足した割 合）	100 ～ 90.0 %	< 90.0 %	< 70.0 %	設定 なし	・過去1年以内 の保安規定に 基づく重大事 故等対策にお ける操作の 想定時間を満 足した割合。 【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		
	⑩重大事故等 対処設備の 機能故障件 数（注4） （運転上の制 限逸脱件数）	3以 下	4以 上	設定な し	設定 なし	・指標-⑤と同 様の定義とし 、評価対象を 保安規定に 定める重大 事故等対処 設備の運転 上の制限逸 脱件数とし る。 ・しきい値は 指標-④と同 じ	・指標-⑤と同 様の算定方法 とし、保安 規定に定め る重大事故 等対処設備 の運転上の 制限逸脱件 数を当該設 備の機能故 障件数と見 なす。	指標-⑤と同 様 （重大事故 等対処設備）	・四半期 ごと ・評価期 間は過去 4四半期 （1年）
放射 線 安 全	⑪放射性廃 棄物の過剰 放出件数	1未 満	1	2以 上	設定 なし	・年度期間中 に発生した 保安規定に 定める管理 目標値を超 える放射性 廃棄物の過 剰放出件数 。 ・緑／白のし きい値は過 剰放出の実 績がないた め、1件とし た。	・法令に定め る放出濃度 又は保安規 定に定める 管理目標値 を基準とし る。	○炉ごと 又は施設 ごと（注 5） ・事故件数	・年度ご と
	公衆に 対する放射 線安全	⑪放射性廃 棄物の過剰 放出件数	1未 満	1	2以 上	設定 なし	・年度期間中 に発生した 保安規定に 定める管理 目標値を超 える放射性 廃棄物の過 剰放出件数 。 ・緑／白のし きい値は過 剰放出の実 績がないた め、1件とし た。	・法令に定め る放出濃度 又は保安規 定に定める 管理目標値 を基準とし る。	○炉ごと 又は施設 ごと（注 5） ・事故件数

従業員に対する放射線安全	⑫被ばく線量が線量限度を超えた件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ・年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えた件数。 ・法令に定める「線量限度」未満の場合はなしとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ・しきい値は法令（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条）に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度（150mSv/年）を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度（500mSv/年）を超えた件数 ●女子の線量限度（5mSv/3ヶ月）を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度（2mSv）を超えた件数（*2） ●女子の内部被ばく（1mSv）を超えた件数（*2） <p>（*1）5年間は平成十三年四月一日以後五年ごとに区分した各期間 （*2）妊娠の事実を知った後、出産までの期間が対象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本指標は上記の6つのデータ報告要素の件数を合算する。 	○炉ごと又は施設ごと ・件数
	⑬事故故障等の報告基準の実効線量（5mSv）を超えた計画外の被ばく発生件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ・年度期間中に法令に定める事故報告基準となる実効線量（5mSv）を超えた件数。 ・緑／白の基準値は報告の実績がないため、1件とした。 	<ul style="list-style-type: none"> ・しきい値は法令（実用炉則第134条等）に定める原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じた場合の実効線量（5mSv）の基準値を超えた件数に基づく。 	○炉ごと又は施設ごと ・件数
従業員に対する放射線安全	⑫被ばく線量が線量限度を超えた件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ・年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えた件数。 ・法令に定める「線量限度」未満の場合はなしとする。 	<ul style="list-style-type: none"> ・しきい値は法令（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条）に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度（150mSv/年）を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度（500mSv/年）を超えた件数 ●女子の線量限度（5mSv/3ヶ月）を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度（2mSv）を超えた件数（*2） ●女子の内部被ばく（1mSv）を超えた件数（*2） <p>（*1）5年間は平成十三年四月一日以後五年ごとに区分した各期間 （*2）妊娠の事実を知った後、出産までの期間が対象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本指標は上記の6つのデータ報告要素の件数を合算する。 	○炉ごと又は施設ごと ・件数
	⑬事故故障等の報告基準の実効線量（5mSv）を超えた計画外の被ばく発生件数	1未満	1	2以上	—	<ul style="list-style-type: none"> ・年度期間中に法令に定める事故報告基準となる実効線量（5mSv）を超えた計画外の被ばく発生件数 ・緑／白の基準値は報告の実績がないため、1件とした。 	<ul style="list-style-type: none"> ・しきい値は法令（実用炉則第134条等）に定める原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じた場合の実効線量（5mSv）の基準値を超えた件数に基づく。 	○炉ごと又は施設ごと ・件数

核物質防護	核物質防護	⑭侵入検知器及び監視カメラの使用不能時間割合(立入制限区域及び周辺防護区域に設置されているものに限る。)	0~	>	設定なし	設定なし	・過去4 四半期における立入制限区域(試験研究用等原子炉施設及び法第52条第2項第10号において規定される使用施設等を除く。)及び周辺防護区域の侵入検知器又は監視カメラが使用不能となり、これらの機器による監視機能が喪失していた時間(補償時間)の割合	【算定式】 侵入検知器使用不能指数=(過去4 四半期分の侵入検知器の補償時間) / (侵入検知器の正規化係数×8,760 時間) 監視カメラ使用不能指数=(過去4 四半期分の監視カメラの補償時間) / (監視カメラの正規化係数×8,760 時間) 指標値=(侵入検知器使用不能指数+監視カメラ使用不能指数) / 2	○ 炉ごと又は施設ごと ・補償時間 ・正規化係数	・四半期ごと 評価期間は過去4 四半期(1年)
			0.08 0	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 <u>・しきい値は米国と同じ。</u>	【算定式】 侵入検知器使用不能指数=(過去4 四半期分の侵入検知器の補償時間) / (侵入検知器の正規化係数×8,760 時間) 監視カメラ使用不能指数=(過去4 四半期分の監視カメラの補償時間) / (監視カメラの正規化係数×8,760 時間) 指標値=(侵入検知器使用不能指数+監視カメラ使用不能指数) / 2	○ 炉ごと又は施設ごと ・補償時間 ・正規化係数	・四半期ごと 評価期間は過去4 四半期(1年)
			0.08 0	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「安全系のアンアベイラビリティ」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「安全系のアンアベイラビリティ」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	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 ①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	
<u>2</u>			

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○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	

改正に伴う修正

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

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド (G10007_附属書4_r02)</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 3</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 3</p> <p>1.1 目的 3</p> <p>1.2 安全重要度評価プロセス 3</p> <p>2 放射性固体廃棄物の管理 4</p> <p>2.1 目的 4</p> <p>2.2 安全重要度評価プロセス 5</p> <p>3 運搬 5</p> <p>3.1 目的 5</p> <p>3.2 安全重要度評価プロセス 6</p> <p>適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、公衆被ばくに対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</p> <p><u>なお、核燃料施設等の安全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。</u></p> <p>1 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理、放射線環境監視</p> <p>1.1 目的</p> <p>原子力施設においては、施設周辺の一般公衆の被ばく線量を法令で定める事業所等の境界又は周辺監視区域外の線量限度に対し、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</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド (G10007_附属書4_r01)</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 3</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 3</p> <p>1.1 目的 3</p> <p>1.2 安全重要度評価プロセス 3</p> <p>2 放射性固体廃棄物の管理 4</p> <p>2.1 目的 4</p> <p>2.2 安全重要度評価プロセス 5</p> <p>3 運搬 5</p> <p>3.1 目的 5</p> <p>3.2 安全重要度評価プロセス 6</p> <p>適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、公衆被ばくに対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</p> <p>1 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理、放射線環境監視</p> <p>1.1 目的</p> <p>原子力施設においては、施設周辺の一般公衆の被ばく線量を法令で定める事業所等の境界又は周辺監視区域外の線量限度に対し、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</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化 ・核燃料施設等の対応が可能となるよう読み替えを追記。</p>

項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度の評価を行う。

また、原子力規制検査においては、事業者が関連法令等を踏まえた的確な運用管理を放射線環境監視計画（事業者が作成する周辺環境モニタリング計画）に定め、これが確実に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

1.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

- 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。
- 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。
- c. 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる公衆の放射線量が、50 マイクロシーベルト¹⁾以下の場合。
- 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。

(2) 「白」と判断される場合

- 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・手法による公衆への被ばくや環境に対する影響を評価できない等の重大な不備がある場合。その例としては、以下があるが、実際には、例の考え方にに基づき、これらに限定せず、具体的な事実に基づき判断すること。

<重大な不備例>

- ✓ 事業者が定める手順どおりに、放出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、放出し又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の性質特定に大きな不備が見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合
 - ✓ （計画的、非計画的のいずれの場合であっても）放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、被ばくの程度が著しく低く見積もられている場合
 - ✓ 放出又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の測定機器等に重大な欠陥があり、その結果、放射性気体及び液体の放出の性質特定に大きな誤りが見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合
 - ✓ 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいにより、公衆が被ばくした放射線量を評価するためのデータ（計測データ、サンプルデータ等）が全く存在しない場合
- b. 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が 50 マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1 ミリシーベルト²⁾ 以下である場合。

項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度の評価を行う。

また、原子力規制検査においては、事業者が関連法令等を踏まえた的確な運用管理を放射線環境監視計画（事業者が作成する周辺環境モニタリング計画）に定め、これが確実に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

1.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

- 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。
- 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。
- c. 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる公衆の放射線量が、50 マイクロシーベルト¹⁾以下の場合。
- 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。

(2) 「白」と判断される場合

- 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・手法による公衆への被ばくや環境に対する影響を評価できない等の重大な不備がある場合。その例としては、以下があるが、実際には、例の考え方にに基づき、これらに限定せず、具体的な事実に基づき判断すること。

<重大な不備例>

- ✓ 事業者が定める手順どおりに、放出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、放出し又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の性質特定に大きな不備が見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合
 - ✓ （計画的、非計画的のいずれの場合であっても）放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、被ばくの程度が著しく低く見積もられている場合
 - ✓ 放出又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の測定機器等に重大な欠陥があり、その結果、放射性気体及び液体の放出の性質特定に大きな誤りが見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合
 - ✓ 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいにより、公衆が被ばくした放射線量を評価するためのデータ（計測データ、サンプルデータ等）が全く存在しない場合
- b. 放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が 50 マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1 ミリシーベルト²⁾ 以下である場合。

(3) 「黄」と判断される場合

放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が1ミリシーベルト²⁾を超えるが、5ミリシーベルト³⁾以下である場合。

(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放射性物質の線量が5ミリシーベルト³⁾を超える場合。

2 放射性固体廃棄物の管理

2.1 目的

原子力施設において発生する放射性固体廃棄物の管理においては、放射性固体廃棄物に起因した放射線による公衆に対する被ばく抑制のため、放射性固体廃棄物が定められた方法に従って処理され、発電所構内に貯蔵し又は保管する際は法令等に基づいて適切な措置が講じられている必要がある。原子力規制検査においては、これらの措置が適切に行われているかどうかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

2.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

放射性固体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める管理の手順等に違反があり、当該放射線に係る公衆に対する実効線量が50マイクロシーベルト¹⁾以下の場合。

(2) 「白」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が50マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1ミリシーベルト²⁾以下である場合。

(3) 「黄」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が1ミリシーベルト²⁾を超えるが、5ミリシーベルト³⁾以下である場合。

(4) 「赤」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が5ミリシーベルト³⁾を超える場合。

(3) 「黄」と判断される場合

放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が1ミリシーベルト²⁾を超えるが、5ミリシーベルト³⁾以下である場合。

(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放射性物質の線量が5ミリシーベルト³⁾を超える場合。

2 放射性固体廃棄物の管理

2.1 目的

原子力施設において発生する放射性固体廃棄物の管理においては、放射性固体廃棄物に起因した放射線による公衆に対する被ばく抑制のため、放射性固体廃棄物が定められた方法に従って処理され、発電所構内に貯蔵し又は保管する際は法令等に基づいて適切な措置が講じられている必要がある。原子力規制検査においては、これらの措置が適切に行われているかどうかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

2.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

放射性固体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める管理の手順等に違反があり、当該放射線に係る公衆に対する実効線量が50マイクロシーベルト¹⁾以下の場合。

(2) 「白」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が50マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1ミリシーベルト²⁾以下である場合。

(3) 「黄」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が1ミリシーベルト²⁾を超えるが、5ミリシーベルト³⁾以下である場合。

(4) 「赤」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が5ミリシーベルト³⁾を超える場合。

3 運搬

3.1 目的

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

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

3.2 安全重要度評価プロセス

(1) 核燃料物質等の運搬に係る線量当量率及び表面密度限度の超過

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

- a. 以下の場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値を超えたが、公衆が輸送物に接近する可能性がなかった場合で、規制値の2倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値を超えたが、規制値の5倍以内である場合
- b. 以下の場合には「白」と評価され、規制限度を超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがある程度存在すると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値を超え、かつ公衆が輸送物に接近する可能性があった場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 公衆が輸送物に接近する可能性がなかったが、線量当量率の規制値の2倍を超えた場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の5倍を超えたが、規制値の50倍以下であった場合
- c. 以下の場合には「黄」と評価され、規制限度を大きく超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクが高まっていると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値の5倍を超えたが、規制値の10倍以下であった場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の50倍を超えたが、規制値の100倍以下であった場合
- d. 以下の場合には「赤」と評価され、規制限度を大きく超過していて、公衆に対する実際の危険が生じていると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値の10倍を超えた場合
 - ✓ 施設の敷地外の汚染を伴い、表面密度限度の規制値の100倍を超える場合

3 運搬

3.1 目的

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

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

3.2 安全重要度評価プロセス

(1) 核燃料物質等の運搬に係る線量当量率及び表面密度限度の超過

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

- a. 以下の場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値を超えたが、公衆が輸送物に接近する可能性がなかった場合で、規制値の2倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値を超えたが、規制値の5倍以内である場合
- b. 以下の場合には「白」と評価され、規制限度を超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがある程度存在すると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値を超え、かつ公衆が輸送物に接近する可能性があった場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 公衆が輸送物に接近する可能性がなかったが、線量当量率の規制値の2倍を超えた場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の5倍を超えたが、規制値の50倍以下であった場合
- c. 以下の場合には「黄」と評価され、規制限度を大きく超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクが高まっていると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値の5倍を超えたが、規制値の10倍以下であった場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の50倍を超えたが、規制値の100倍以下であった場合
- d. 以下の場合には「赤」と評価され、規制限度を大きく超過していて、公衆に対する実際の危険が生じていると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値の10倍を超えた場合
 - ✓ 施設の敷地外の汚染を伴い、表面密度限度の規制値の100倍を超える場合

(2) 運搬中における輸送物の破損

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

- a. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容が喪失されなかった場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。
- b. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルト以下又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルト以下の場合には「白」と評価され、公衆及び従業員に対し、ある程度の放射線リスクが存在すると判断される。
- c. 以下の場合には「黄」と評価され、輸送容器からの放出した核燃料物質によって又はタイプBの核燃料物質が放出される可能性があることにより、公衆及び従業員に対する放射線リスクが高まっていると判断される。
 - ✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルトを超えるが1ミリシーベルト以下である場合、又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルトを超えるが250ミリシーベルト以下である場合
 - ✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失がない場合
- d. 以下の場合には「赤」と評価され、輸送容器から放出した核燃料物質によって、公衆及び従業員に対して重大な放射線リスクがもたらされていると判断される。
 - ✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が1ミリシーベルトを超える場合、又は放射線業務従事者1人に対する実効線量が250ミリシーベルトを超える場合
 - ✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失があった場合

(3) 法令等の遵守違反

a. 設計承認、車両運搬確認、積載方法承認に係る事項

<設計文書の不備>

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

<輸送物及び容器の保守及び使用に係る不備>

事業者が、当局から承認、確認を受けた状態又は方法により、輸送物及び容器の保守及び使用がで

(2) 運搬中における輸送物の破損

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

- a. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容が喪失されなかった場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。
- b. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルト以下又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルト以下の場合には「白」と評価され、公衆及び従業員に対し、ある程度の放射線リスクが存在すると判断される。
- c. 以下の場合には「黄」と評価され、輸送容器からの放出した核燃料物質によって又はタイプBの核燃料物質が放出される可能性があることにより、公衆及び従業員に対する放射線リスクが高まっていると判断される。
 - ✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルトを超えるが1ミリシーベルト以下である場合、又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルトを超えるが250ミリシーベルト以下である場合
 - ✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失がない場合
- d. 以下の場合には「赤」と評価され、輸送容器から放出した核燃料物質によって、公衆及び従業員に対して重大な放射線リスクがもたらされていると判断される。
 - ✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が1ミリシーベルトを超える場合、又は放射線業務従事者1人に対する実効線量が250ミリシーベルトを超える場合
 - ✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失があった場合

(3) 法令等の遵守違反

a. 設計承認、車両運搬確認、積載方法承認に係る事項

<設計文書の不備>

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

<輸送物及び容器の保守及び使用に係る不備>

事業者が、当局から承認、確認を受けた状態又は方法により、輸送物及び容器の保守及び使用がで

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

＜軽微な輸送物の欠陥＞

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

＜重大な輸送物の欠陥＞

本項では、核燃料輸送物設計承認証及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目で、重要性が高いと考えられる項目の不備が対象となる。例えば、臨界の評価に影響があると考えられる項目（温度、圧力、配置、重さ、燃焼度、濃縮度、減速材、中性子吸収体等）の不備、容器等の主要構造物等の密閉システムの不備等が対象となる。

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

b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

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

（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。

○ 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	

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、輸送容器的重量等が不正確である場合等）、車両運搬確認証及び積載方法承認証に記載された要件や内容等を満たしていない場合等が対象となる。従業員及び公衆の被ばく線量超過若しくは負傷又は輸送物若しくは容器の物理的な破損は本項の評価の対象とならない。

＜軽微な輸送物の欠陥＞

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

＜重大な輸送物の欠陥＞

本項では、核燃料輸送物設計承認証及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目で、重要性が高いと考えられる項目の不備が対象となる。例えば、臨界の評価に影響があると考えられる項目（温度、圧力、配置、重さ、燃焼度、濃縮度、減速材、中性子吸収体等）の不備、容器等の主要構造物等の密閉システムの不備等が対象となる。

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

b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

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

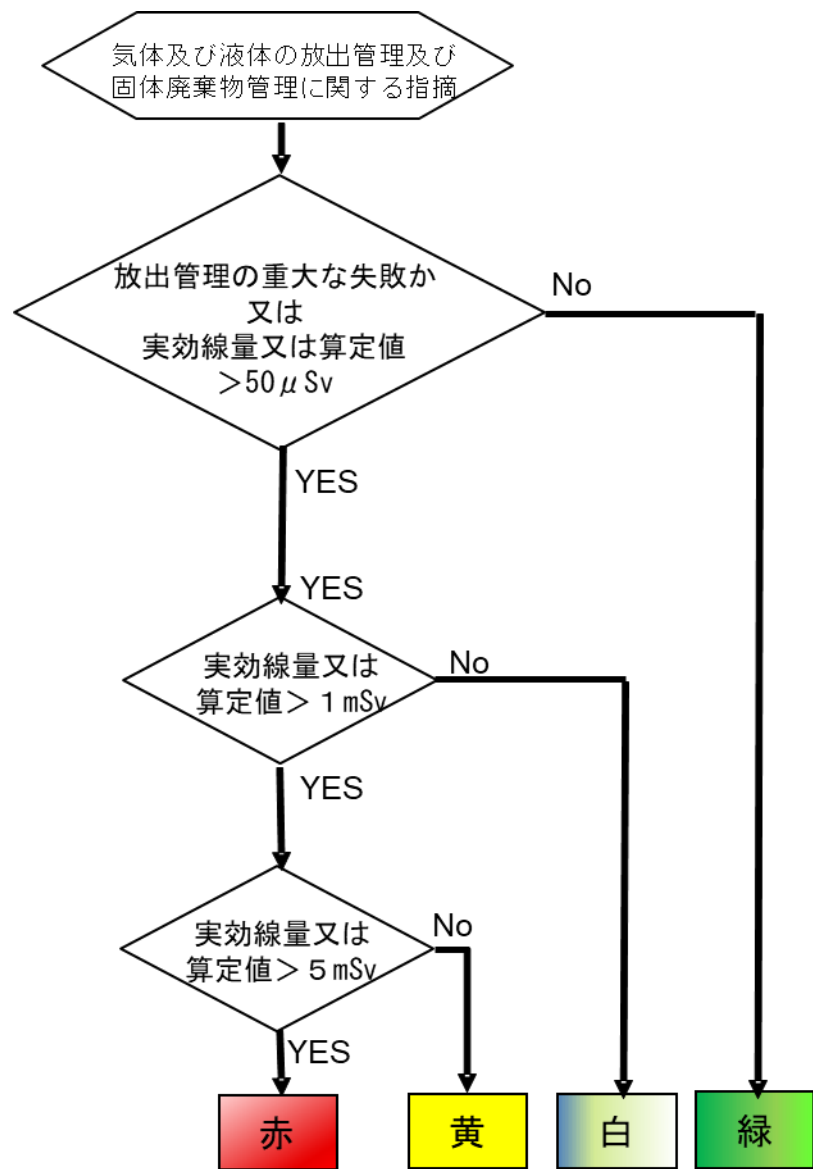
（参考）

- 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。

○ 改正履歴

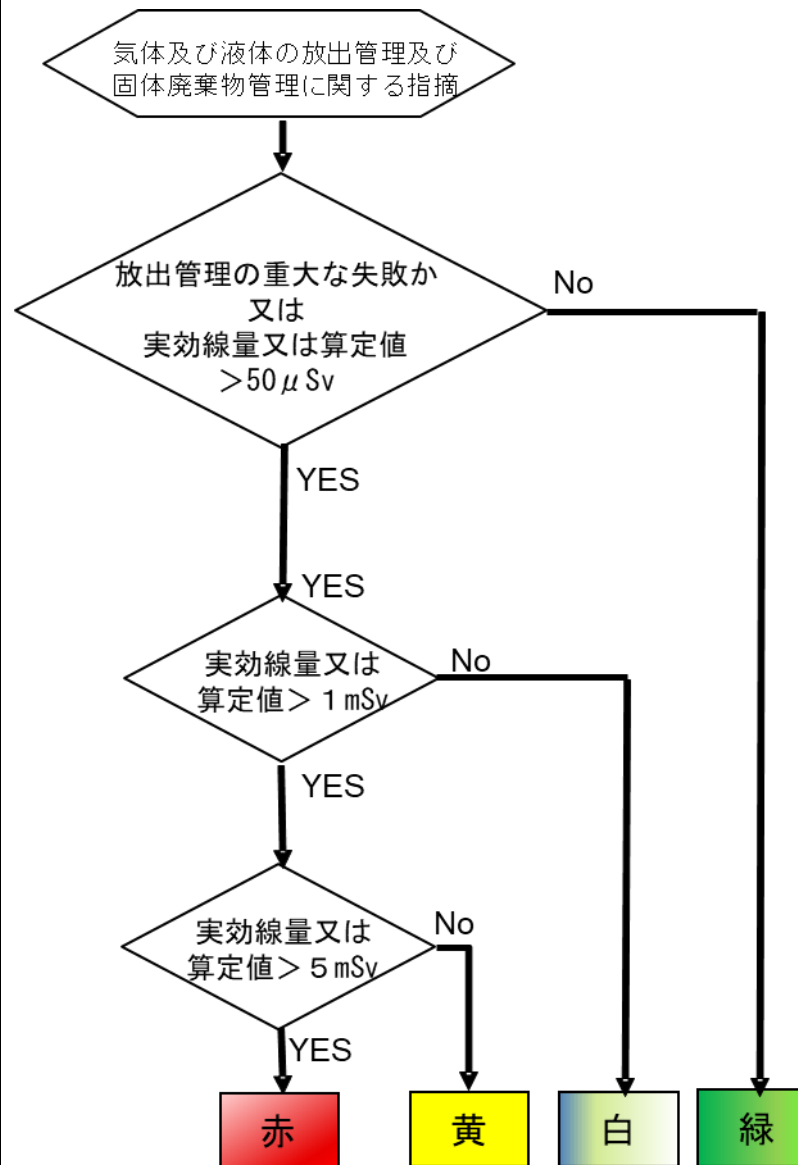
改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○記載の適正化	

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

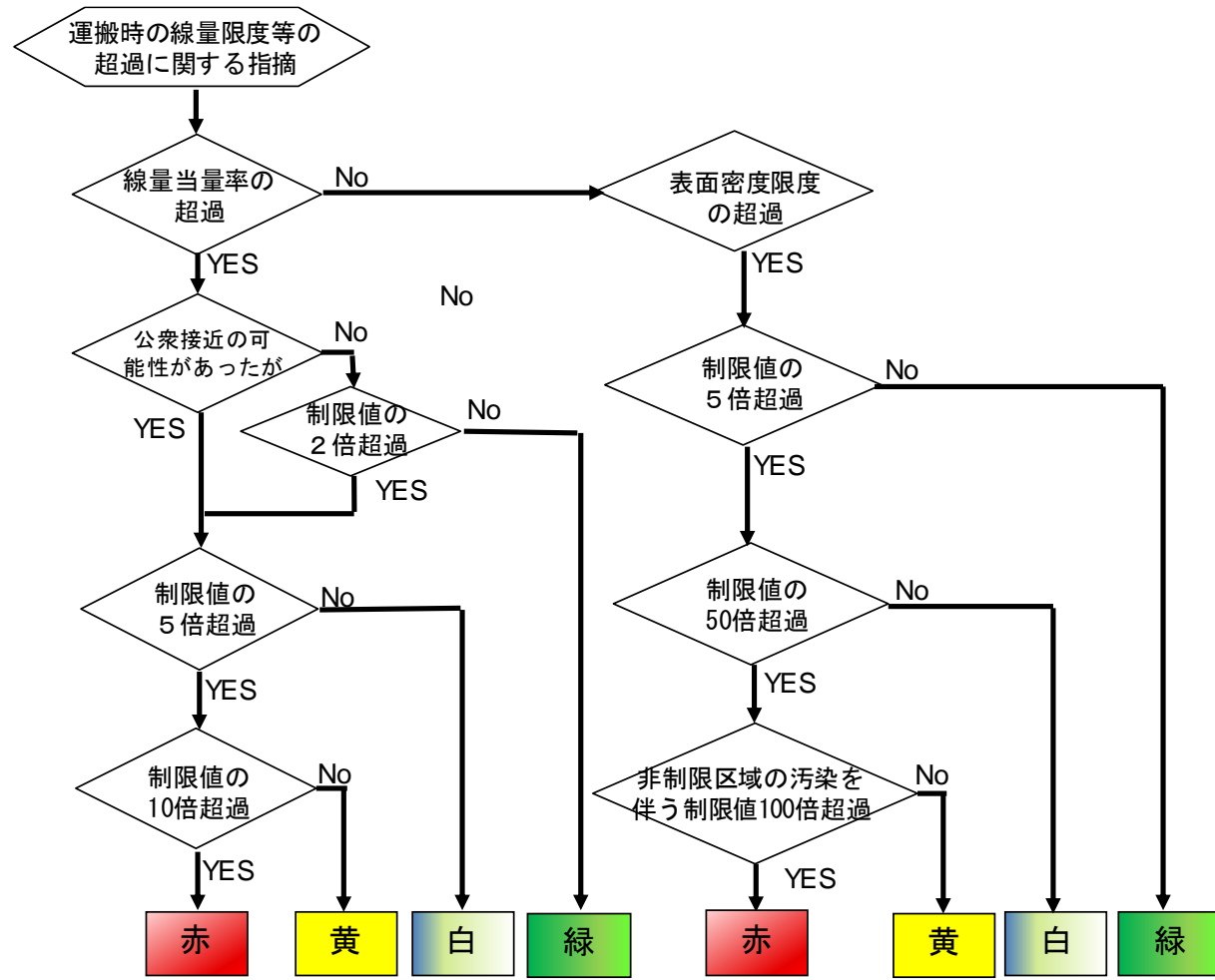


別紙1 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理及び固体廃棄物管理
に関する重要度評価のフロー図

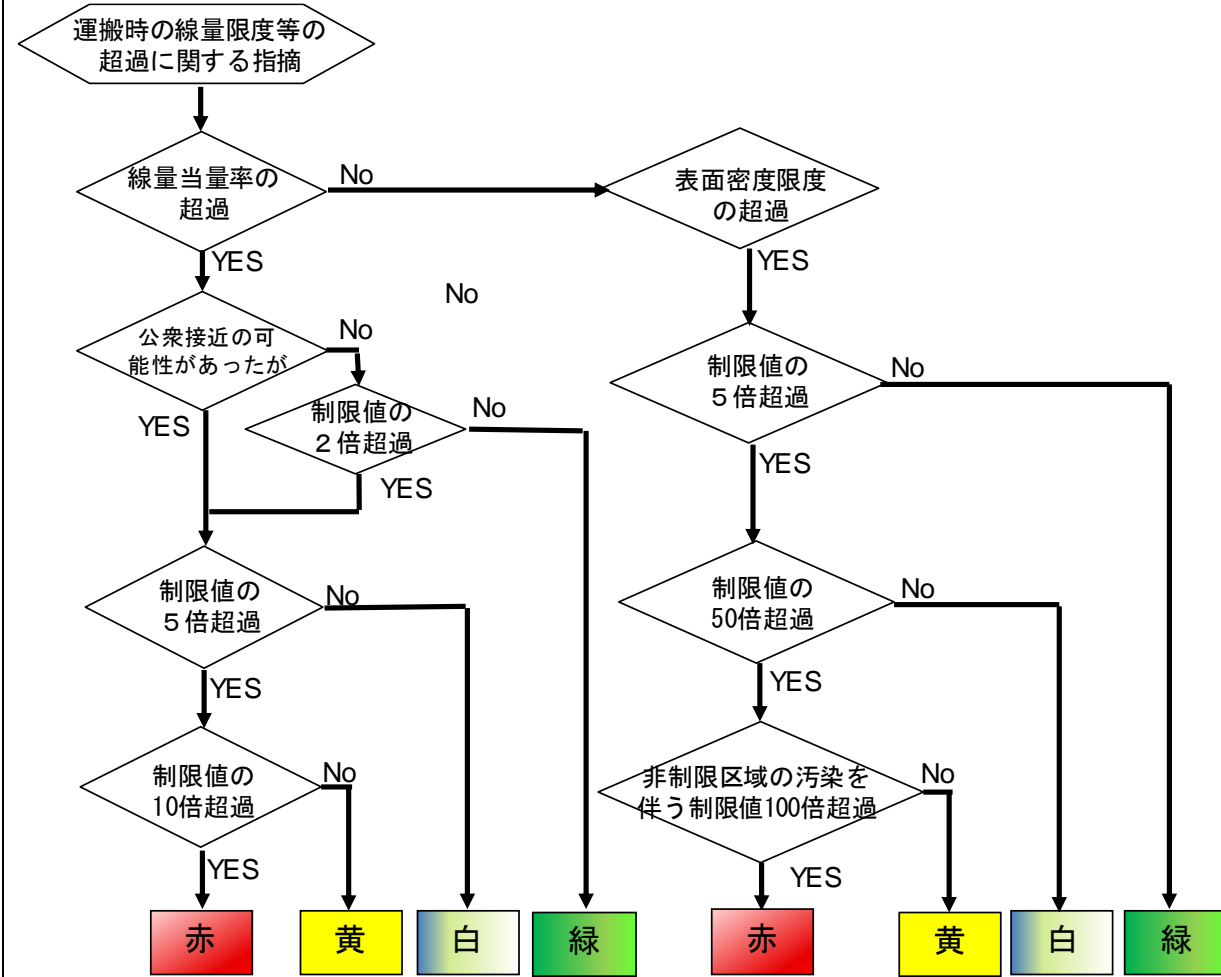
改正に伴う修正



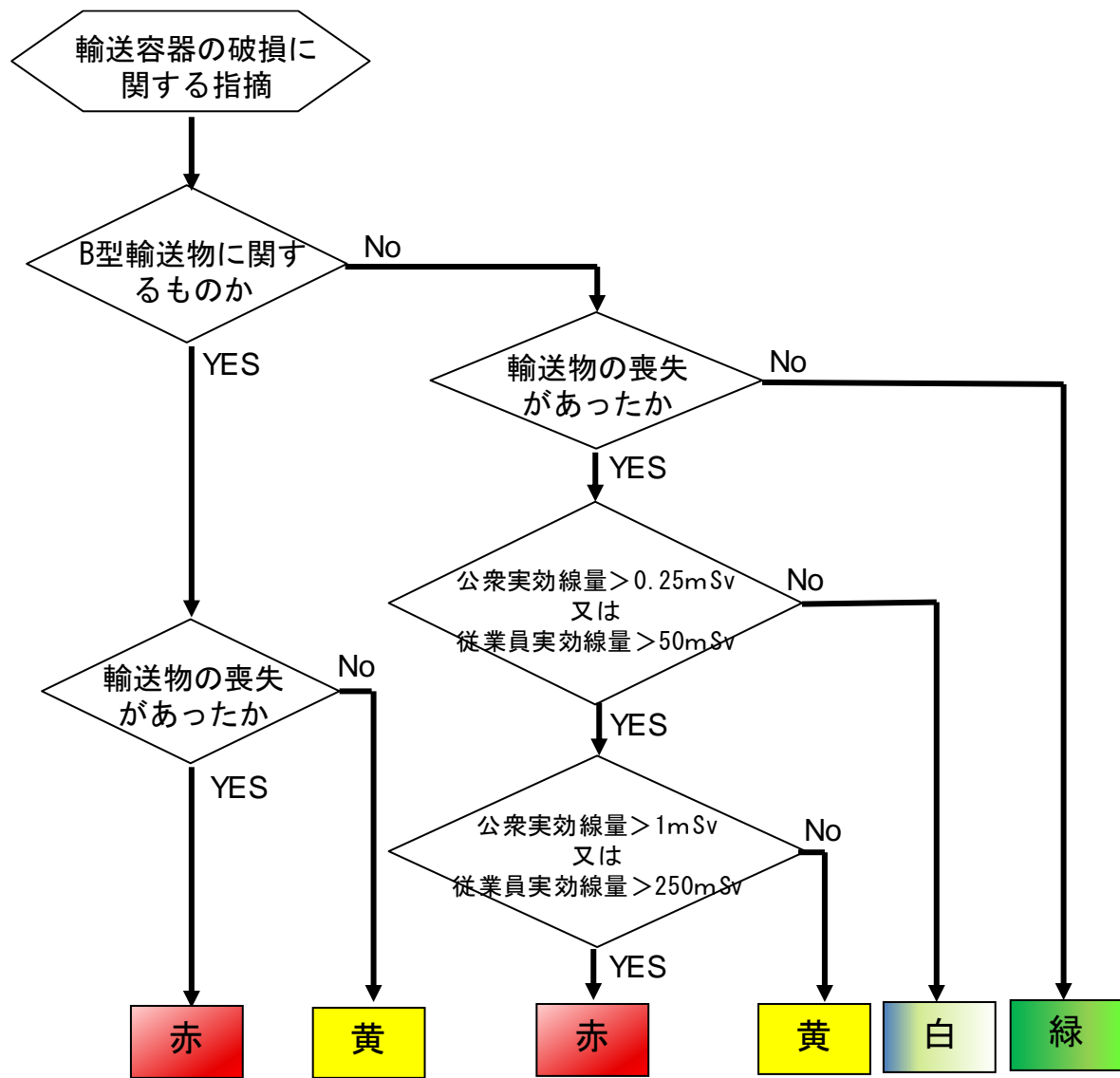
別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図



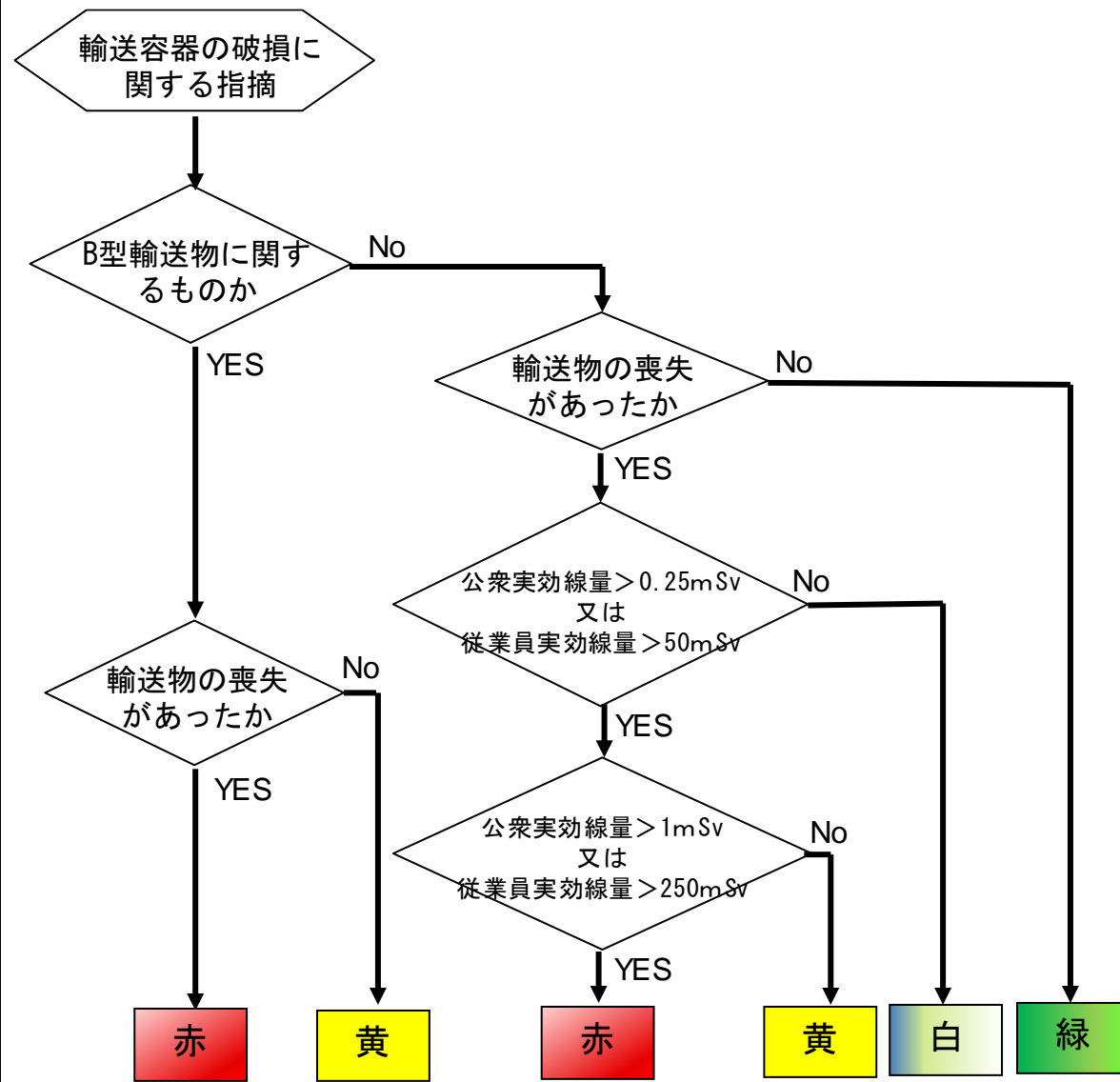
別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図



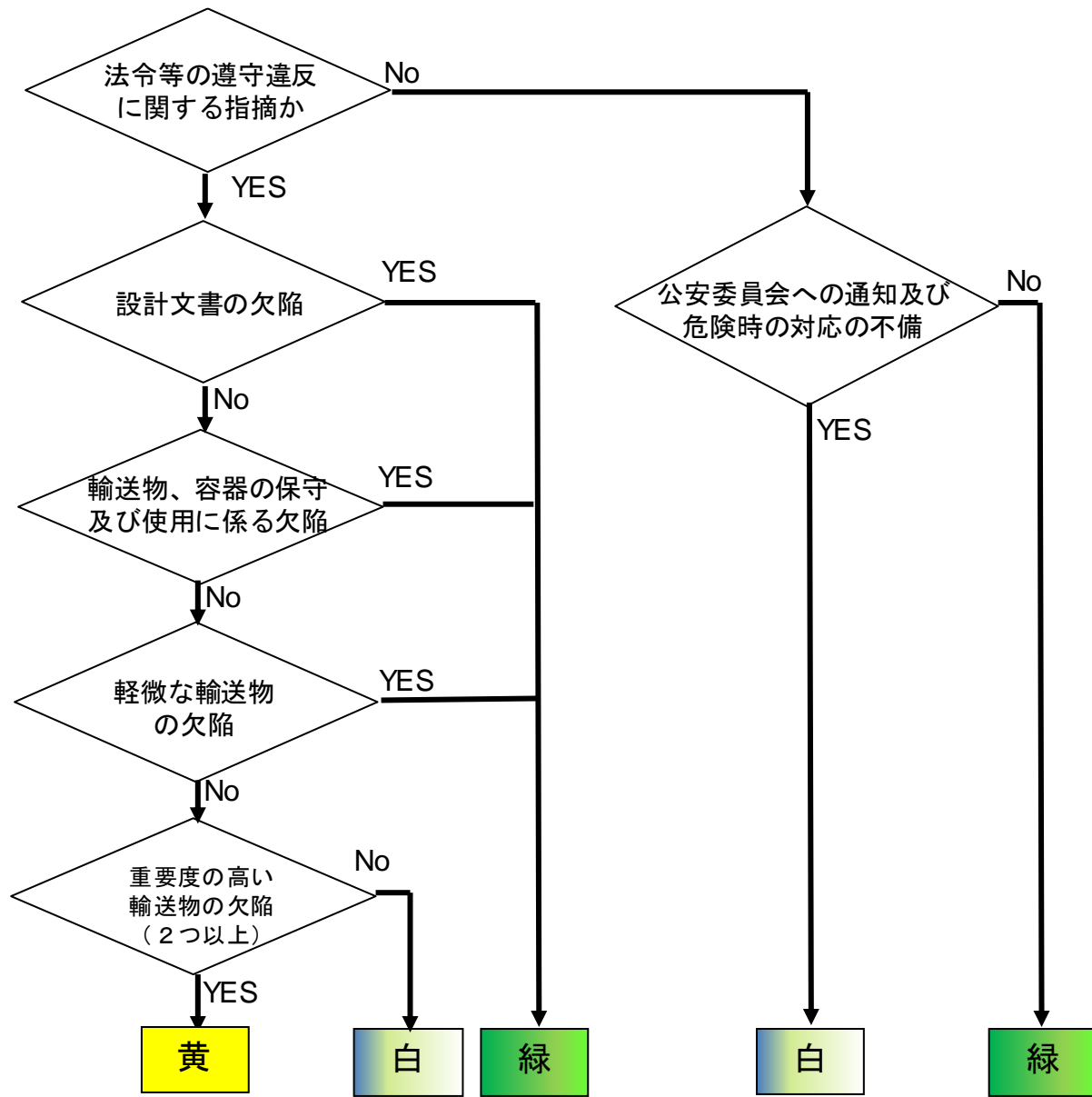
別紙3 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



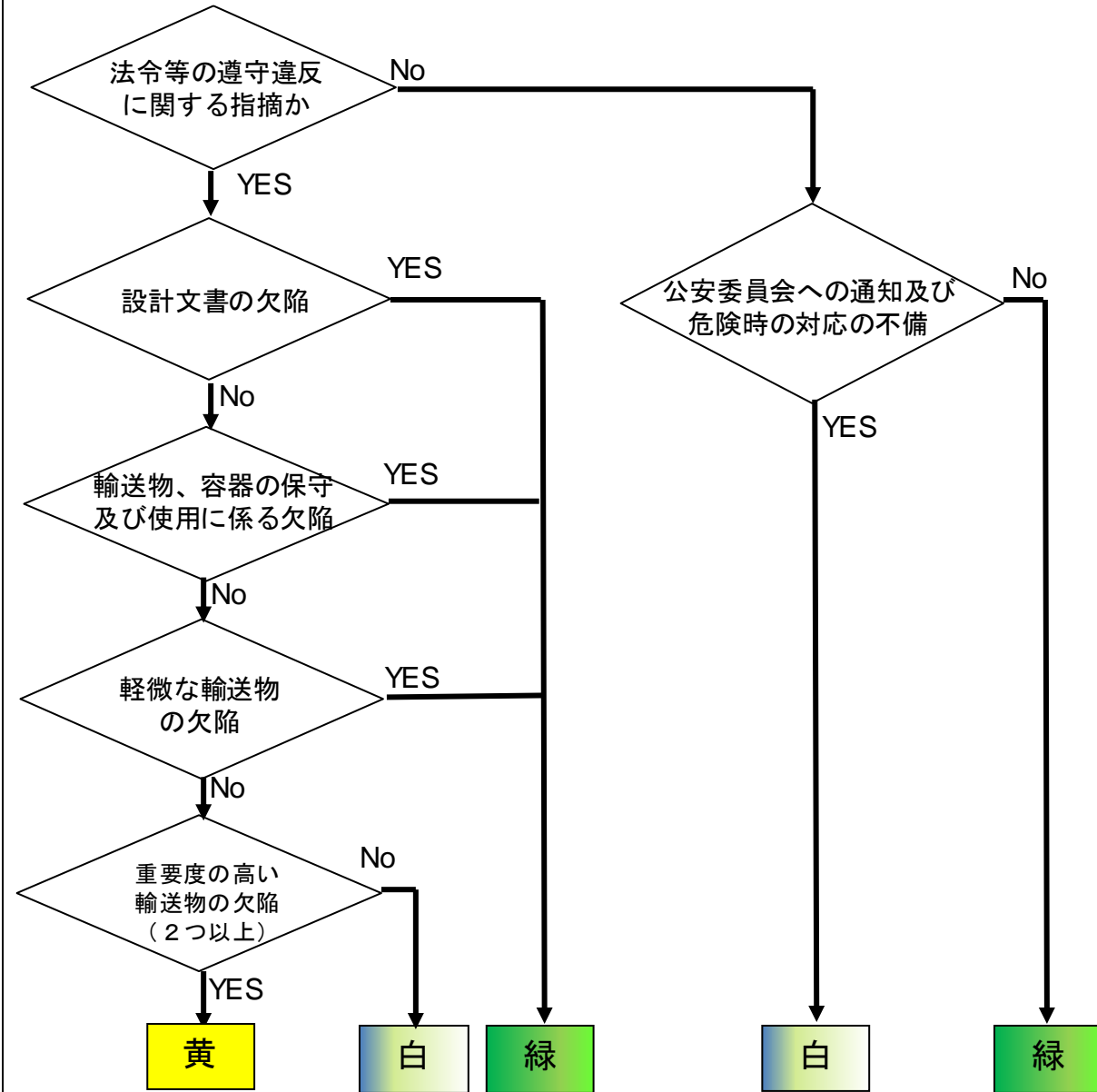
別紙3 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



別紙4 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図



別紙4 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図



原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 7
バリア健全性に関する重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 7 <u>r02</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3 2 略語と定義 4 3 安全重要度評価の手順 4 4 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する手順 9 5 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する手順 11</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（以下「検査」という。）において特定された以下のいずれかに該当する検査指摘事項に関する安全重要度の評価に適用し、格納容器機能喪失頻度（CFF）の観点から安全上重要となる可能性があるかを明らかにする。</p> <p>○性能劣化した設備・機器の機能、すなわち、附属書 1 又は附属書 6 に記載されている安全重要度評価プロセスにより評価を行い、起因事象、緩和系統の利用可能性又は信頼性及び RCS バリアの健全性（潜在的に CDF を高める可能性のある項目）に影響し得る検査指摘事項</p> <p>○（CDF に影響せずに CFF を高める可能性のある）格納容器バリアの健全性に影響する性能劣化状態に関連する検査指摘事項</p> <p>実用発電用原子炉施設の炉心の著しい損傷を引き起こす事故は、格納容器機能喪失に係る対策が成功しなければ環境への放射性物質の放出に至る可能性があり、このような結果となる全ての事象の発生頻度を格納容器機能喪失頻度（CFF）という。このような事象としては、原子炉容器破損時又はその直後に生じる早期格納容器破損、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離機能喪失も含む。</p> <p>CFF 及び炉心損傷頻度（CDF）に基づくリスク重要度の判断は、以下の表 1.1 に示すそれぞれの頻度のしきい値に基づき行われ、CFF のしきい値は CDF のそれよりも一桁分厳しく設定される。したがって、場合によっては CFF を使った検査指摘事項の安全重要度評価を行わなければならない。本附属書は、格納容器バリアに係る検査での検査指摘事項の安全重要度を評価する指針を示すものである。</p> <p style="text-align: center;">表 1.1 ΔCDF 及び ΔCFF に基づくリスク重要度</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 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 7 <u>r01</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3 2 略語と定義 4 3 安全重要度評価の手順 4 4 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する手順 9 5 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する手順 11</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（以下「検査」という。）において特定された以下のいずれかに該当する検査指摘事項に関する安全重要度の評価に適用し、格納容器機能喪失頻度（CFF）の観点から安全上重要となる可能性があるかを明らかにする。</p> <p>○性能劣化した設備・機器の機能、すなわち、附属書 1 又は附属書 6 に記載されている安全重要度評価プロセスにより評価を行い、起因事象、緩和系統の利用可能性又は信頼性及び RCS バリアの健全性（潜在的に CDF を高める可能性のある項目）に影響し得る検査指摘事項</p> <p>○（CDF に影響せずに CFF を高める可能性のある）格納容器バリアの健全性に影響する性能劣化状態に関連する検査指摘事項</p> <p>実用発電用原子炉施設の炉心の著しい損傷を引き起こす事故は、格納容器機能喪失に係る対策が成功しなければ環境への放射性物質の放出に至る可能性があり、このような結果となる全ての事象の発生頻度を格納容器機能喪失頻度（CFF）という。このような事象としては、原子炉容器破損時又はその直後に生じる早期格納容器破損、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離機能喪失も含む。</p> <p>CFF 及び炉心損傷頻度（CDF）に基づくリスク重要度の判断は、以下の表 1.1 に示すそれぞれの頻度のしきい値に基づき行われ、CFF のしきい値は CDF のそれよりも一桁分厳しく設定される。したがって、場合によっては CFF を使った検査指摘事項の安全重要度評価を行わなければならない。本附属書は、格納容器バリアに係る検査での検査指摘事項の安全重要度を評価する指針を示すものである。</p> <p style="text-align: center;">表 1.1 ΔCDF 及び ΔCFF に基づくリスク重要度</p>	改正に伴う修正

定量的基準	ΔCDFに基づく判断	ΔCFFに基づく判断
$\geq 10^{-4}$	赤	赤
$10^{-4} < 10^{-5}$	黄	赤
$10^{-5} < 10^{-6}$	白	黄
$10^{-6} < 10^{-7}$	緑	白
$< 10^{-7}$	緑	緑

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

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

2 略語と定義

2.1 略語

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

2.2 定義

格納容器機能喪失頻度（CFF）：

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

重要度評価の各フェーズ：

フェーズ1～検査指摘事項の特性評価と初期スクリーニング：検査又は事業者が実施する是正措置プ

定量的基準	ΔCDFに基づく判断	ΔCFFに基づく判断
$\geq 10^{-4}$	赤	赤
$10^{-4} < 10^{-5}$	黄	赤
$10^{-5} < 10^{-6}$	白	黄
$10^{-6} < 10^{-7}$	緑	白
$< 10^{-7}$	緑	緑

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

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

2 略語と定義

2.1 略語

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

2.2 定義

格納容器機能喪失頻度（CFF）：

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

重要度評価の各フェーズ：

フェーズ1～検査指摘事項の特性評価と初期スクリーニング：検査又は事業者が実施する是正措置プ

<p>ログラムによる検査指摘事項の正確な特性評価及び重要度の十分に低い検査指摘事項（緑）を特定するための初期スクリーニング</p> <p>フェーズ2～安全重要度の評価と基準：フェーズ1の選別でスクリーニングされていない検査指摘事項についての安全重要度の評価</p> <p>フェーズ3～安全重要度の詳細評価：フェーズ2の安全重要度評価の結果に対するレビュー及び必要に応じ、より精緻化した評価を行うもの。また本附属書以外の手法による何らかのリスク解析の実施（フェーズ1又はフェーズ2について本附属書又は附属書6に示す本指針からの逸脱はフェーズ3解析の対象）。</p> <p>3 安全重要度評価の手順</p> <p>本章においては、CFFの考慮事項に基づき検査指摘事項に対する重要度（色）を決定する手順の概要を示す。出力運転時だけでなく停止時における検査指摘事項を検討する。3.1項では、CFFに対して潜在的に影響し得る検査による指摘事項を2つの異なるタイプに分類して定義する。3.2項では、その安全重要度の評価に対する総合的な手順の詳細を示す。</p> <p>3.1 検査指摘事項のタイプ</p> <p>出力運転時又は停止時における事業者のパフォーマンス劣化に関連する検査指摘事項は、SSCへ及ぼす潜在的な影響、その劣化が生じていた期間の推定、及び事故の可能性又はバリアの安全性の基本事項への影響評価に必要なその他の情報により特徴付けられる。以下、2つのタイプの検査指摘事項が生じる。</p> <p>タイプAに分類される検査指摘事項：</p> <p>タイプAに分類される検査指摘事項は、CFFの影響因子の特定にもつながる炉心損傷を引き起こす可能性に影響するものである。このような検査指摘事項は、出力時の検査指摘事項にあつては附属書1、停止時の検査指摘事項にあつては附属書6を用いて、ΔCDFへの重要度の評価を行う。</p> <p>タイプBに分類される検査指摘事項：</p> <p>タイプBに分類される検査指摘事項は、炉心損傷の可能性に影響を与えないが、格納容器の健全性に大きな影響を与える可能性がある劣化状態に関連するものである。表3.1は、（種々の格納容器型に対して健全性を維持するために関係する）SSCの一覧である。このようなSSCのCFFに対する重要性についてもこの表に示す。</p> <p>3.2 CFFに基づく安全重要度評価手順</p> <p>図3.1は、代表的な検査による検査指摘事項の評価手順を示すものである。CDFで評価された検査指摘事項は全て、タイプAに分類される検査指摘事項としてCFFの変化量に寄与する可能性があるかどうかを評価される。炉心損傷に影響せず、格納容器の機能喪失のみに影響する検査指摘事項はタイプBに分類される検査指摘事項として評価する。</p>	<p>ログラムによる検査指摘事項の正確な特性評価及び重要度の十分に低い件重指摘事項（緑）を特定するための初期スクリーニング</p> <p>フェーズ2～安全重要度の評価と基準：フェーズ1の選別でスクリーニングされていない検査指摘事項についての安全重要度の評価</p> <p>フェーズ3～安全重要度の詳細評価：フェーズ2の安全重要度評価の結果に対するレビュー及び必要に応じ、より精緻化した評価を行うもの。また本附属書以外の手法による何らかのリスク解析の実施（フェーズ1又はフェーズ2について本附属書又は附属書6に示す本指針からの逸脱はフェーズ3解析の対象）。</p> <p>3 安全重要度評価の手順</p> <p>本章においては、CFFの考慮事項に基づき検査指摘事項に対する重要度（色）を決定する手順の概要を示す。出力運転時だけでなく停止時における検査指摘事項を検討する。3.1項では、CFFに対して潜在的に影響し得る検査による指摘事項を2つの異なるタイプに分類して定義する。3.2項では、その安全重要度の評価に対する総合的な手順の詳細を示す。</p> <p>3.1 検査指摘事項のタイプ</p> <p>出力運転時又は停止時における事業者のパフォーマンス劣化に関連する検査指摘事項は、SSCへ及ぼす潜在的な影響、その劣化が生じていた期間の推定、及び事故の可能性又はバリアの安全性の基本事項への影響評価に必要なその他の情報により特徴付けられる。以下、2つのタイプの検査指摘事項が生じる。</p> <p>タイプAに分類される検査指摘事項：</p> <p>タイプAに分類される検査指摘事項は、CFFの影響因子の特定にもつながる炉心損傷を引き起こす可能性に影響するものである。このような検査指摘事項は、出力時の検査指摘事項にあつては附属書1、停止時の検査指摘事項にあつては附属書6を用いて、ΔCDFへの重要度の評価を行う。</p> <p>タイプBに分類される検査指摘事項：</p> <p>タイプBに分類される検査指摘事項は、炉心損傷の可能性に影響を与えないが、格納容器の健全性に大きな影響を与える可能性がある劣化状態に関連するものである。表3.1は、（種々の格納容器型に対して健全性を維持するために関係する）SSCの一覧である。このようなSSCのCFFに対する重要性についてもこの表に示す。</p> <p>3.2 CFFに基づく安全重要度評価手順</p> <p>図3.1は、代表的な検査による検査指摘事項の評価手順を示すものである。CDFで評価された検査指摘事項は全て、タイプAに分類される検査指摘事項としてCFFの変化量に寄与する可能性があるかどうかを評価される。炉心損傷に影響せず、格納容器の機能喪失のみに影響する検査指摘事項はタイプBに分類される検査指摘事項として評価する。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	-------------------

タイプ A に分類される検査指摘事項：

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

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

タイプ B に分類される検査指摘事項：

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

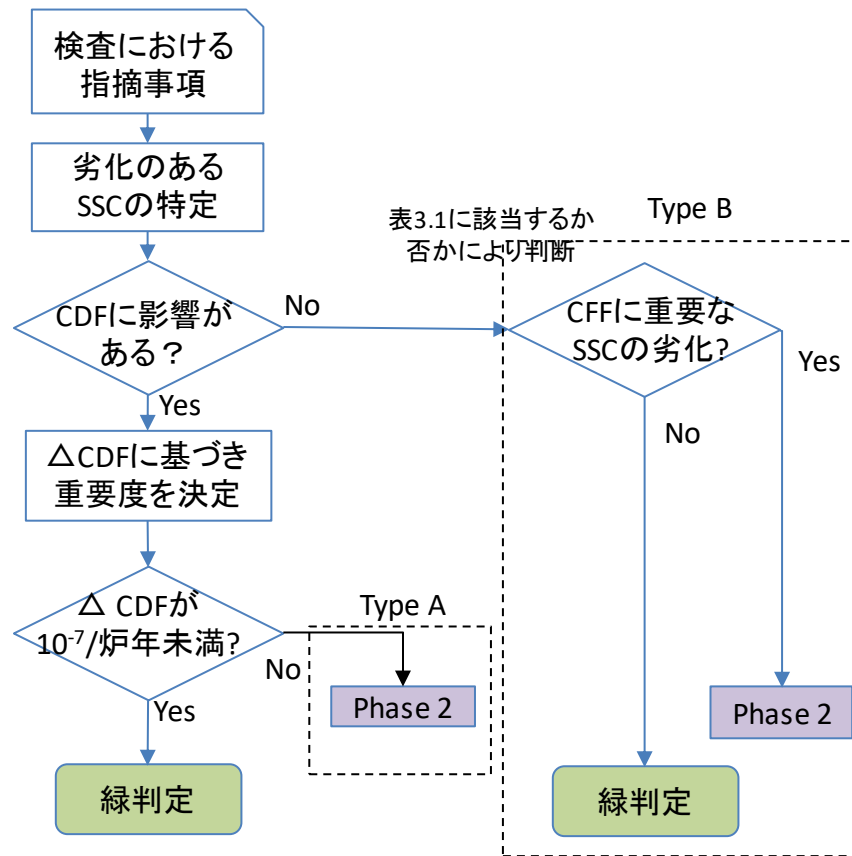


図 3.1 重要度評価プロセスのフロー図

タイプ A に分類される検査指摘事項：

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

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

タイプ B に分類される検査指摘事項：

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

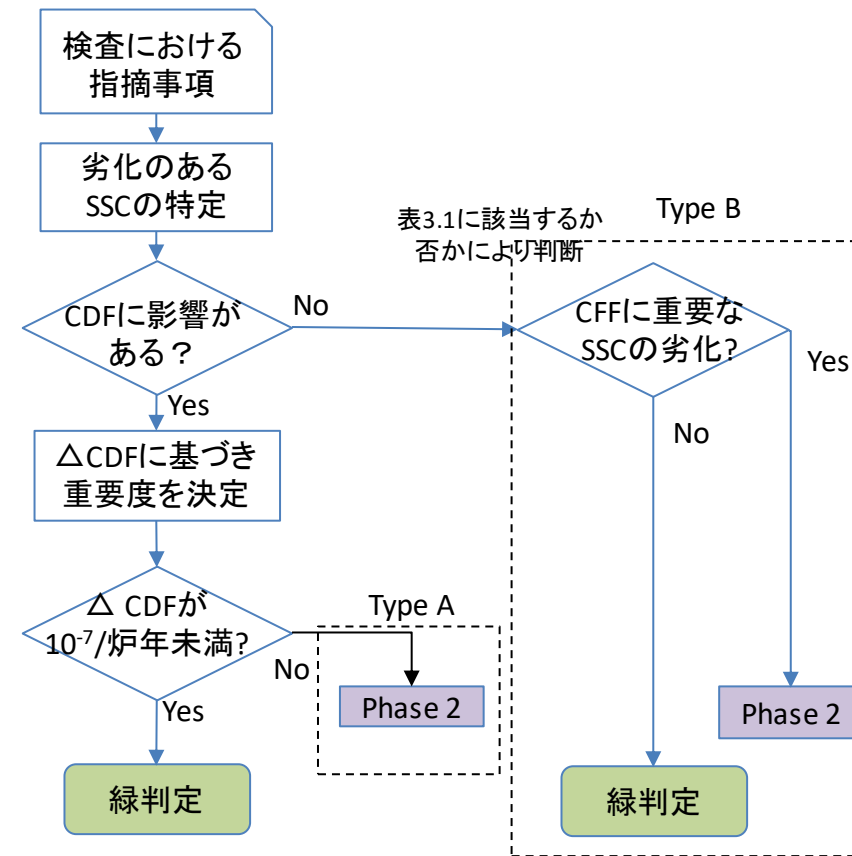


図 3.1 重要度評価プロセスのフロー図

表 3.1 CFF に影響を及ぼす SSC 一覧

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

表 3.1 CFF に影響を及ぼす SSC 一覧

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

フィルター設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ フィルタベント系 ・ スタンバイガス処理系 ・ 中央制御室換気空調系 	フィルタベント及びアニュラス空調系は格納容器の過圧破損に影響がある。また、中央制御室非常用給気系は中央制御室の居住性に影響がある。
原子炉減圧系 <ul style="list-style-type: none"> ・ BWRの主蒸気逃がし安全弁 ・ PWRの加圧器逃がし弁 	原子炉減圧系は、格納容器雰囲気直接加熱に影響がある。
上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備	上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備は CFF に重要な影響を及ぼす。

* 使用済燃料に関する設備については、格納容器がないことから CFF に関する SSC ではなく、重大事故時にはソースタームの放出が懸念されるが、1体当たりのインベントリが少なく、燃料が破損した場合には、水中でのスクラビング効果が期待されることから LERF に関しても重要度ではない。指摘事項が使用済燃料に関する重大な劣化と考えられる場合には、フェーズ3又は附属書9での評価を行う。

4 タイプAに分類される検査指摘事項に対する手順

安全重要度評価に関するガイドの附属書1と附属書6は、CDFに基づく安全重要度決定プロセスを定めており、CDFに影響を与える検査指摘事項の重要度を評価するための指針が示されている。これらの指針では、CDFの増加量 Δ CDFを評価し、安全重要度を決定する。

このようなCDFに影響を与える検査指摘事項は、タイプAに分類される。タイプAに関しては、CFFに基づいて安全重要度の評価を行う。4.2節は出力運転時のタイプAに分類される検査指摘事項に対する安全重要度の評価手順を示す。

【出力運転時のタイプAに分類される検査指摘事項を評価するアプローチ】

ここでは、出力運転時のタイプAに分類される検査指摘事項に対するCFFの重要度を評価する段階的プロセスを示す(図4.1)。

ステップ1：検査指摘事項の特性評価

全 Δ CDFを求め、CDFに影響を与える検査指摘事項のうち、CFFにも寄与する可能性のある検査指摘事項を同定する。

ステップ2：炉心損傷頻度の変化量によるスクリーニング

全 Δ CDF(全ての炉心損傷事故シーケンスの変化量の総和)が年間 $1E-7$ /炉年未満である場合、CFFに対する安全重要度は緑となり、それ以上のCFFに関する評価は不要である。そうでない場合、ステップ3へ進む。

ステップ3：リスクの重要度評価

PRAから得られた情報又はPRAモデルを用いて以下を求める。

- 検査指摘事項に対するリスクの増加量の絶対値(Δ CDF及び Δ CFF)
- 検査指摘事項に対するリスクの変化割合(Δ CDF/CDF及び Δ CFF/CFF)

フィルター設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ フィルタベント系 ・ スタンバイガス処理系 ・ 中央制御室換気空調系 	フィルタベント及びアニュラス空調系は格納容器の過圧破損に影響がある。また、中央制御室非常用給気系は中央制御室の居住性に影響がある。
原子炉減圧系 <ul style="list-style-type: none"> ・ BWRの主蒸気逃がし安全弁 ・ PWRの加圧器逃がし弁 	原子炉減圧系は、格納容器雰囲気直接加熱に影響がある。
上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備	上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備は CFF に重要な影響を及ぼす。

* 使用済燃料に関する設備については、格納容器がないことから CFF に関する SSC ではなく、重大事故時にはソースタームの放出が懸念されるが、1体当たりのインベントリが少なく、燃料が破損した場合には、水中でのスクラビング効果が期待されることから LERF に関しても重要度ではない。指摘事項が使用済燃料に関する重大な劣化と考えられる場合には、フェーズ3又は附属書9での評価を行う。

4 タイプAに分類される検査指摘事項に対する手順

安全重要度評価に関するガイドの附属書1と附属書6は、CDFに基づく安全重要度決定プロセスを定めており、CDFに影響を与える検査指摘事項の重要度を評価するための指針が示されている。これらの指針では、CDFの増加量 Δ CDFを評価し、安全重要度を決定する。

このようなCDFに影響を与える検査指摘事項は、タイプAに分類される。タイプAに関しては、CFFに基づいて安全重要度の評価を行う。4.2節は出力運転時のタイプAに分類される検査指摘事項に対する安全重要度の評価手順を示す。

【出力運転時のタイプAに分類される検査指摘事項を評価するアプローチ】

ここでは、出力運転時のタイプAに分類される検査指摘事項に対するCFFの重要度を評価する段階的プロセスを示す(図4.1)。

ステップ1：検査指摘事項の特性評価

全 Δ CDFを求め、CDFに影響を与える検査指摘事項のうち、CFFにも寄与する可能性のある検査指摘事項を同定する。

ステップ2：炉心損傷頻度の変化量によるスクリーニング

全 Δ CDF(全ての炉心損傷事故シーケンスの変化量の総和)が年間 $1E-7$ /炉年未満である場合、CFFに対する安全重要度は緑となり、それ以上のCFFに関する評価は不要である。そうでない場合、ステップ3へ進む。

ステップ3：リスクの重要度評価

PRAから得られた情報又はPRAモデルを用いて以下を求める。

- 検査指摘事項に対するリスクの増加量の絶対値(Δ CDF及び Δ CFF)
- 検査指摘事項に対するリスクの変化割合(Δ CDF/CDF及び Δ CFF/CFF)

c) 検査指摘事項に対する主要な事故のシナリオ

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

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

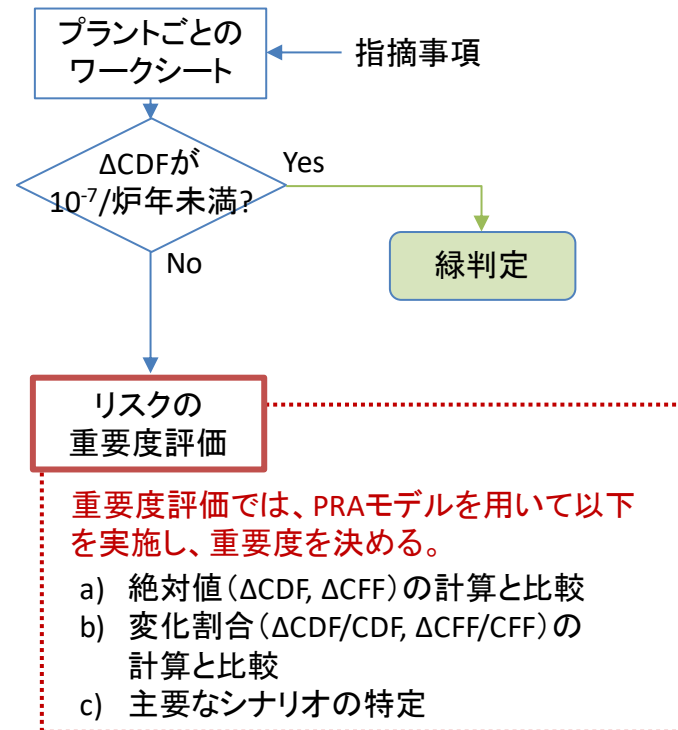


図 4.1 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

5 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する手順

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

【出力運転時のタイプ B に分類される指摘事項を評価するアプローチ】

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

c) 検査指摘事項に対する主要な事故のシナリオ

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

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

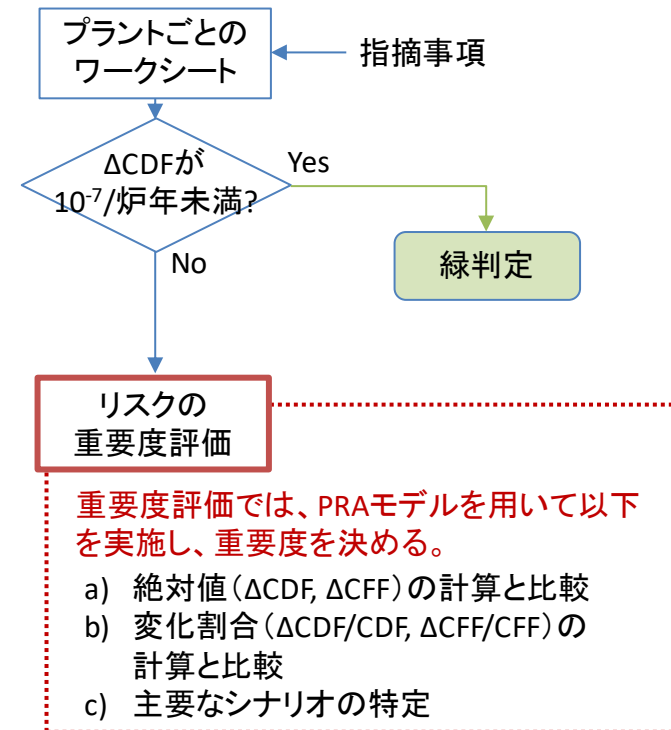


図 4.1 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

5 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する手順

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

【出力運転時のタイプ B に分類される指摘事項を評価するアプローチ】

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

ステップ1：検査指摘事項の特性の整理

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

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

ステップ2：検査指摘事項のスクリーニングと定性評価

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

ステップ3：検査指摘事項に対する重要度の決定

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

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

表 5.1 タイプ B の指摘事項に関するスクリーニング

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

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

ステップ1：検査指摘事項の特性の整理

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

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

ステップ2：検査指摘事項のスクリーニングと定性評価

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

ステップ3：検査指摘事項に対する重要度の決定

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

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

表 5.1 タイプ B の指摘事項に関するスクリーニング

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

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

表 5.2 タイプBの指摘事項に関するCFFに対する重要度

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

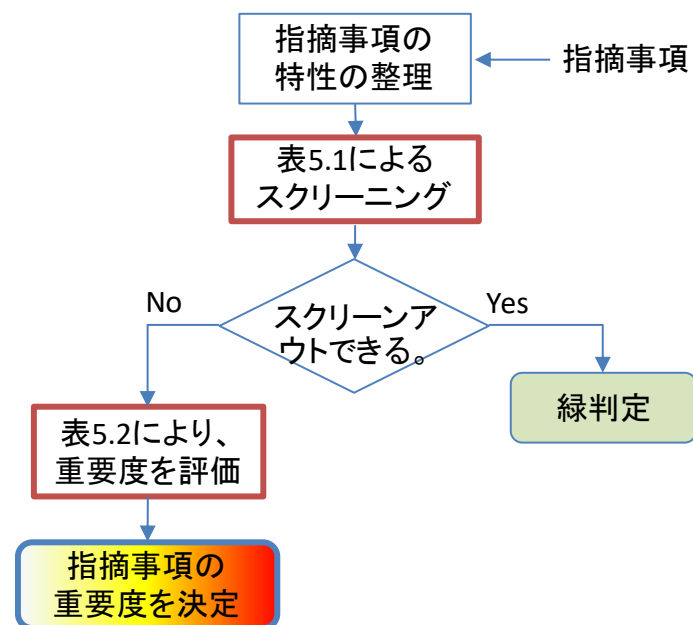


表 5.2 タイプBの指摘事項に関するCFFに対する重要度

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

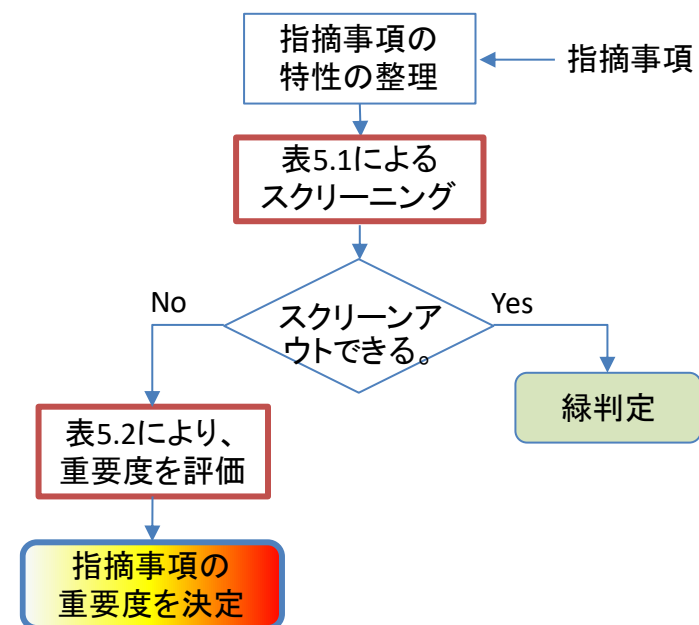


図 5.1 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	
<u>2</u>			

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

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	

改正に伴う修正

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

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 8 メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 8 <u>r02</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3 2 安全重要度評価の手順 3</p> <p>添付 用語の定義 8</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安全重要度を評価するために用いられる。</p> <p>この安全重要度評価は、以下に関連する検査の指摘事項で、軽微よりも重要度が高いと判断されたものである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 進行中又は完了済みのメンテナンス活動に対する事業者のプラントリスクの過小評価又はリスク評価の欠如 ➤ 事業者のメンテナンス活動に関連するリスク評価及び管理に係る手順の確立及びそれに基づく一連の活動（以下「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施 <p>個々の検査指摘事項を「緑」、「白」、「黄」、「赤」のいずれかの重要度に分類するためにフローチャート 1 及び 2 を参考に用いる。なお、この安全重要度評価において用いられる想定かつ用語の定義については添付に記載している。</p> <p>2 安全重要度評価の手順</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <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、検査指摘事項の重要度は附属書 9 の定性的な判断基準又はその他の評価ガイドを用いて安全重要度評価を実施する。</p> </div> <p>手順 2.1：実際のリスクの決定</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 8 メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 8 <u>r01</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3 2 安全重要度評価の手順 3</p> <p>添付 用語の定義 8</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安全重要度を評価するために用いられる。</p> <p>この安全重要度評価は、以下に関連する検査の指摘事項で、軽微よりも重要度が高いと判断されたものである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 進行中又は完了済みのメンテナンス活動に対する事業者のプラントリスクの過小評価又はリスク評価の欠如 ➤ 事業者のメンテナンス活動に関連するリスク評価及び管理に係る手順の確立及びそれに基づく一連の活動（以下「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施 <p>個々の検査指摘事項を「緑」、「白」、「黄」、「赤」のいずれかの重要度に分類するためにフローチャート 1 及び 2 を参考に用いる。なお、この安全重要度評価において用いられる想定かつ用語の定義については添付に記載している。</p> <p>2 安全重要度評価の手順</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <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、検査指摘事項の重要度は附属書 9 の定性的な判断基準又はその他の評価ガイドを用いて安全重要度評価を実施する。</p> </div> <p>手順 2.1：実際のリスクの決定</p>	<p>改正に伴う修正</p>

<p>本附属書を用いた安全重要度評価では、その他の評価ガイドによる安全重要度評価で用いられる ΔCDF (年換算による炉心損傷のリスク増加) ではなく、漸進的炉心損傷確率 (ICDP) の尺度を用いる。ICDP はプラントの設定変更が存在した時間の量を説明するものである。添付に、この尺度のための数式を規定する。</p> <p>安全重要度は、事業者によるメンテナンスに係る不十分なリスク評価又はリスク管理活動の欠如によるリスク増加の量を踏まえ評価される。特に、漸進的炉心損傷確率損失 (ICDPD) 及び漸進的格納容器破損確率損失 (ICFFD) は、事業者がメンテナンス活動又は設定による一時的リスクの増加について、不十分なリスク評価を行ったことによる劣化の安全重要度を評価するのに用いられる。</p> <p>手順 2.1.1：事業者によるリスク評価</p> <p>事業者が不十分なリスク評価を実施した、又は全く実施しなかったと原子力検査官が特定した場合には、実際のメンテナンスリスクの評価のため、CDF が十分かつ正確に評価されなければならない。</p> <p>原子力検査官は、事業者が実施したリスク評価について議論を行い、メンテナンスのリスク評価について改めて評価を求める。これらについては、例えば①除外したメンテナンスリスク評価を実施させる、②評価を再実施させる、③当初のリスク評価を不十分にしたその過誤及び除外を是正する等のいずれかを含む複数の方法により得られると考えられる。</p> <p>手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価</p> <p>原子力検査官は、例えば以下のような事例が確認される等、事業者によるリスク評価の適切性に関して特定の懸念がある場合、必要に応じて 検査評価室 に対しリスク評価の実施を求める。</p> <p>a. 事業者のリスク評価の手法に顕著な問題等が確認される場合 (例：起因事象の頻度に対する変更の可能性に対処しない等)。</p> <p>b. 事業者のリスク評価の手法に品質上の問題が存在する場合 (例：プラントの PRA に一致しない)。</p> <p>c. 定量的なリスク評価が不適切な想定及び除外を含んでいる場合。</p> <p>このリスク評価を行うため、検査官は例えば以下のデータ等、 検査評価室 に対し必要な情報を提供する。</p> <p>a. 懸念となる構造、システム、機器 (SSC) の設定及び使用から除外されてから再び使用した SSC の実時間</p> <p>b. 起因事象の発生可能性を潜在的に増加させたメンテナンス活動の詳細</p> <p>c. 実施された実際の補償行動の詳細</p> <p>d. 被認可者によるリスク評価</p> <p>手順 2.2：リスク損失の決定</p> <p>事業者が全くリスク評価を行わなかった場合、実際のリスク増加 (ICDPactual) は、$ICDFactual = CDFactual - CDFzero-maintenance$ 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、$ICDPactual = ICDFactual \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。</p> <p>リスク損失 ICDPD は、事業者のリスク評価の実施に係る不備がリスク評価を行わないことと関係する場合、ICDP と等しい。欠陥のあるリスク評価の場合、$ICDPactual > ICDPflawed$ と仮定すると、リスク損失 $ICDPD = ICDPactual - ICDPflawed$ である。</p>	<p>本附属書を用いた安全重要度評価では、その他の評価ガイドによる安全重要度評価で用いられる ΔCDF (年換算による炉心損傷のリスク増加) ではなく、漸進的炉心損傷確率 (ICDP) の尺度を用いる。ICDP はプラントの設定変更が存在した時間の量を説明するものである。添付に、この尺度のための数式を規定する。</p> <p>安全重要度は、事業者によるメンテナンスに係る不十分なリスク評価又はリスク管理活動の欠如によるリスク増加の量を踏まえ評価される。特に、漸進的炉心損傷確率損失 (ICDPD) 及び漸進的格納容器破損確率損失 (ICFFD) は、事業者がメンテナンス活動又は設定による一時的リスクの増加について、不十分なリスク評価を行ったことによる劣化の安全重要度を評価するのに用いられる。</p> <p>手順 2.1.1：事業者によるリスク評価</p> <p>事業者が不十分なリスク評価を実施した、又は全く実施しなかったと原子力検査官が特定した場合には、実際のメンテナンスリスクの評価のため、CDF が十分かつ正確に評価されなければならない。</p> <p>原子力検査官は、事業者が実施したリスク評価について議論を行い、メンテナンスのリスク評価について改めて評価を求める。これらについては、例えば①除外したメンテナンスリスク評価を実施させる、②評価を再実施させる、③当初のリスク評価を不十分にしたその過誤及び除外を是正する等のいずれかを含む複数の方法により得られると考えられる。</p> <p>手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価</p> <p>原子力検査官は、例えば以下のような事例が確認される等、事業者によるリスク評価の適切性に関して特定の懸念がある場合、必要に応じて 原子力規制庁 に対しリスク評価の実施を求める。</p> <p>a. 事業者のリスク評価の手法に顕著な問題等が確認される場合 (例：起因事象の頻度に対する変更の可能性に対処しない等)。</p> <p>b. 事業者のリスク評価の手法に品質上の問題が存在する場合 (例：プラントの PRA に一致しない)。</p> <p>c. 定量的なリスク評価が不適切な想定及び除外を含んでいる場合。</p> <p>このリスク評価を行うため、検査官は例えば以下のデータ等、 本庁 に対し必要な情報を提供する。</p> <p>a. 懸念となる構造、システム、機器 (SSC) の設定及び使用から除外されてから再び使用した SSC の実時間</p> <p>b. 起因事象の発生可能性を潜在的に増加させたメンテナンス活動の詳細</p> <p>c. 実施された実際の補償行動の詳細</p> <p>d. 被認可者によるリスク評価</p> <p>手順 2.2：リスク損失の決定</p> <p>事業者が全くリスク評価を行わなかった場合、実際のリスク増加 (ICDPactual) は、$ICDFactual = CDFactual - CDFzero-maintenance$ 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、$ICDPactual = ICDFactual \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。</p> <p>リスク損失 ICDPD は、事業者のリスク評価の実施に係る不備がリスク評価を行わないことと関係する場合、ICDP と等しい。欠陥のあるリスク評価の場合、$ICDPactual > ICDPflawed$ と仮定すると、リスク損失 $ICDPD = ICDPactual - ICDPflawed$ である。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
---	---	-----------------------------

失 ICDPD=ICDPactual-ICDPflawed である。

実際に正しく評価された ICDP が 1E-6 よりも大幅に大きい場合（すなわち 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 1E-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。ICFFD の重要度は適用可能であれば、同様の方法で評価する。

手順 2.3：リスク管理活動の評価

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
- ・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

リスク評価が不十分な場合、又は全く評価されない場合、実施の不備の安全重要度は、本附属書を用いて評価される。その結果、リスク認識の欠如によりリスク管理活動を実施できていないことは、リスクの軽減を何らもたらさない。

リスクが十分に評価された場合、事業者は通常、決められた手順によって評価済みリスクとして規定されたリスク管理活動を有効に実施する。一定の状況下では、適用可能な特定の補償手段についても技術仕様書等で規定される。

フローチャート 2 は、上述した一連の要件のいずれかによって規定されたとおり、事業者がリスク管理活動の分類を実施できなかったことの重要度を評価するため参照として用いられる。事業者のリスク管理活動の妥当性は、事業者が適用可能な実施手順を用いて評価されるべきであり、原子力規制検査によりその状況について確認されることになる。

実際に正しく評価された ICDP が 1E-6 よりも大幅に大きい場合（すなわち 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 1E-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。ICFFD の重要度は適用可能であれば、同様の方法で評価する。

手順 2.3：リスク管理活動の評価

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。

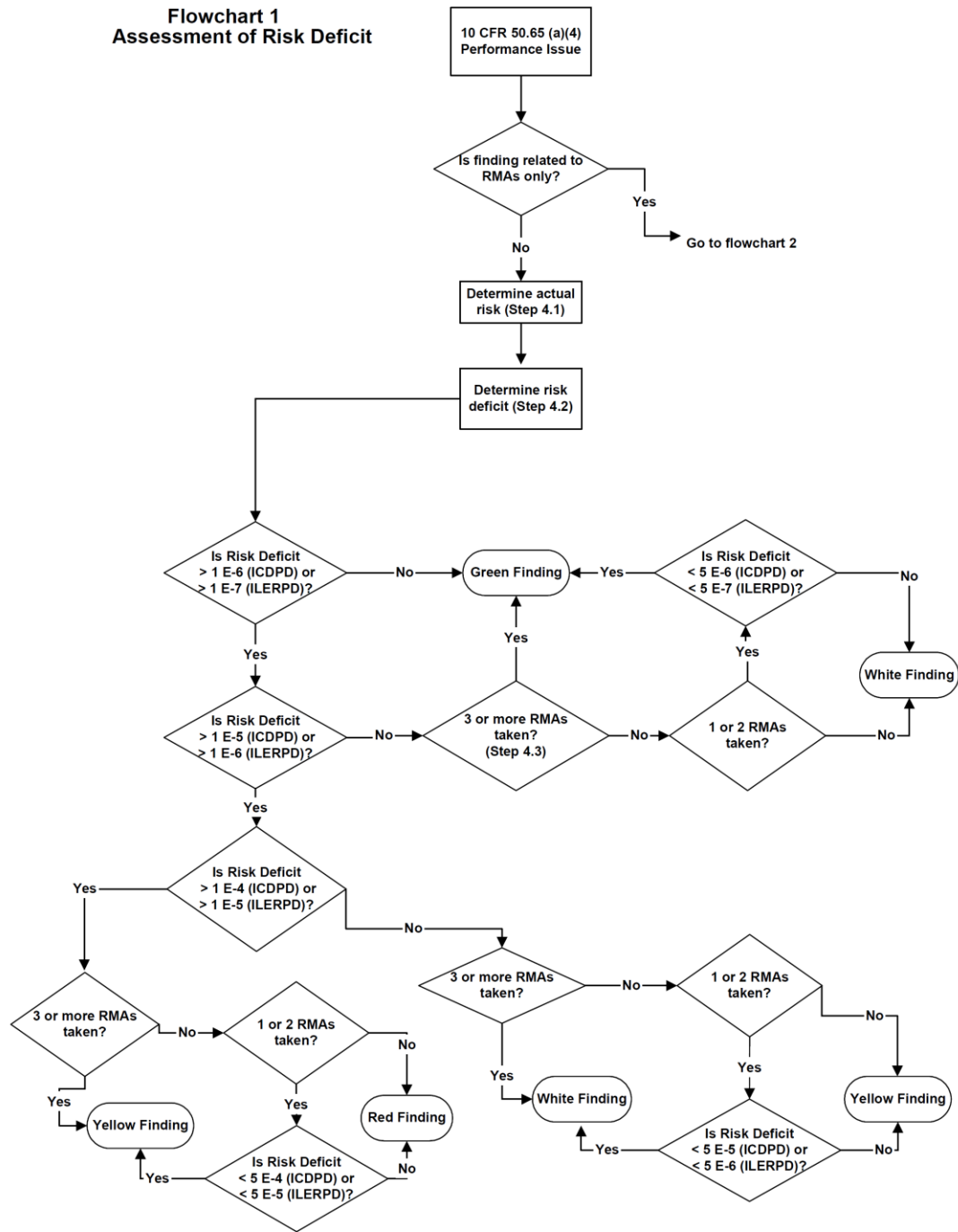
- ・リスクの認識
- ・メンテナンス活動の継続時間
- ・リスク重要度の増加
- ・使用できない SSC の安全機能を維持する際、その他の補償手段の確立

リスク評価が不十分な場合、又は全く評価されない場合、実施の不備の安全重要度は、本附属書を用いて評価される。その結果、リスク認識の欠如によりリスク管理活動を実施できていないことは、リスクの軽減を何らもたらさない。

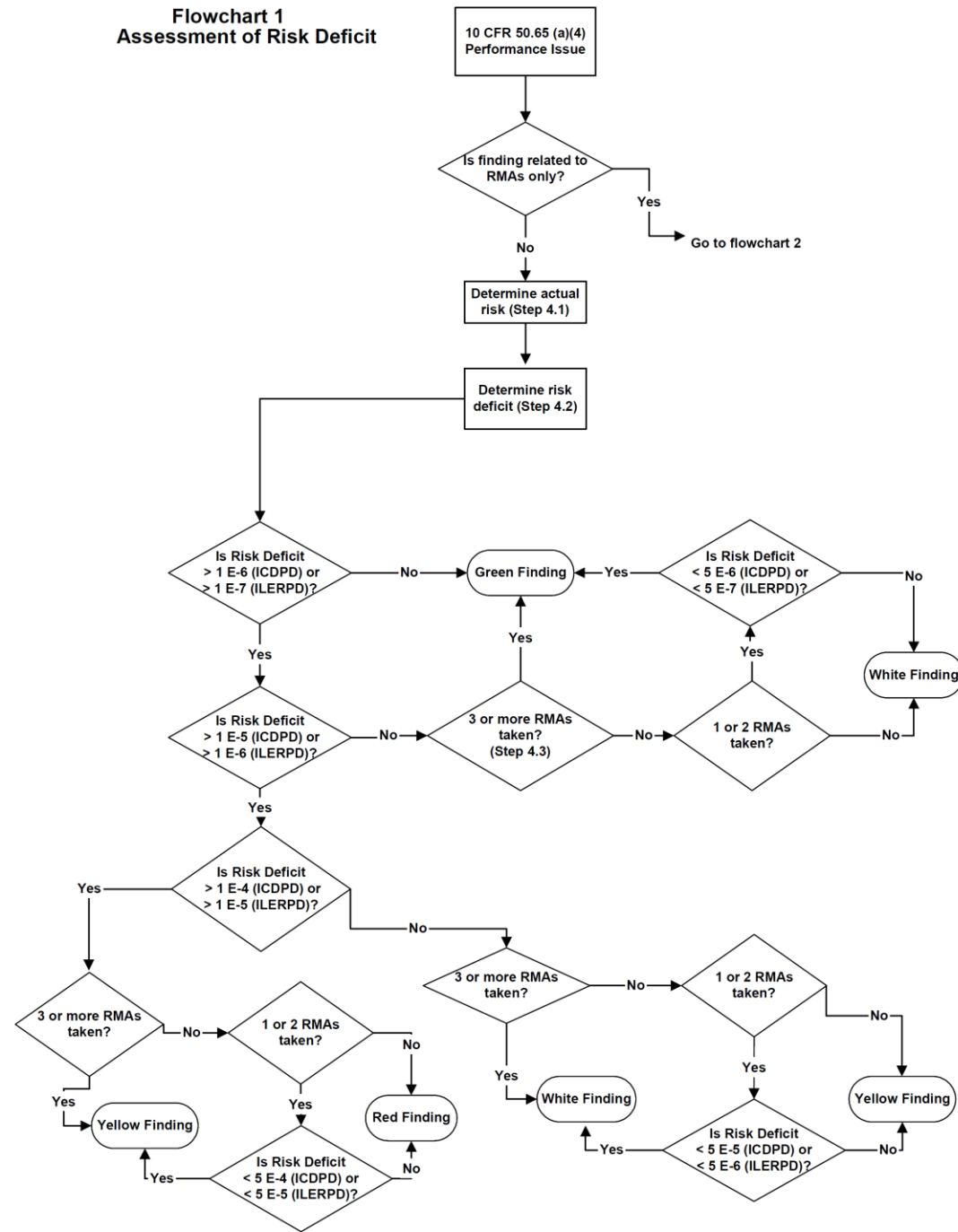
リスクが十分に評価された場合、事業者は通常、決められた手順によって評価済みリスクとして規定されたリスク管理活動を有効に実施する。一定の状況下では、適用可能な特定の補償手段についても技術仕様書等で規定される。

フローチャート 2 は、上述した一連の要件のいずれかによって規定されたとおり、事業者がリスク管理活動の分類を実施できなかったことの重要度を評価するため参照として用いられる。事業者のリスク管理活動の妥当性は、事業者が適用可能な実施手順を用いて評価されるべきであり、原子力規制検査によりその状況について確認されることになる。

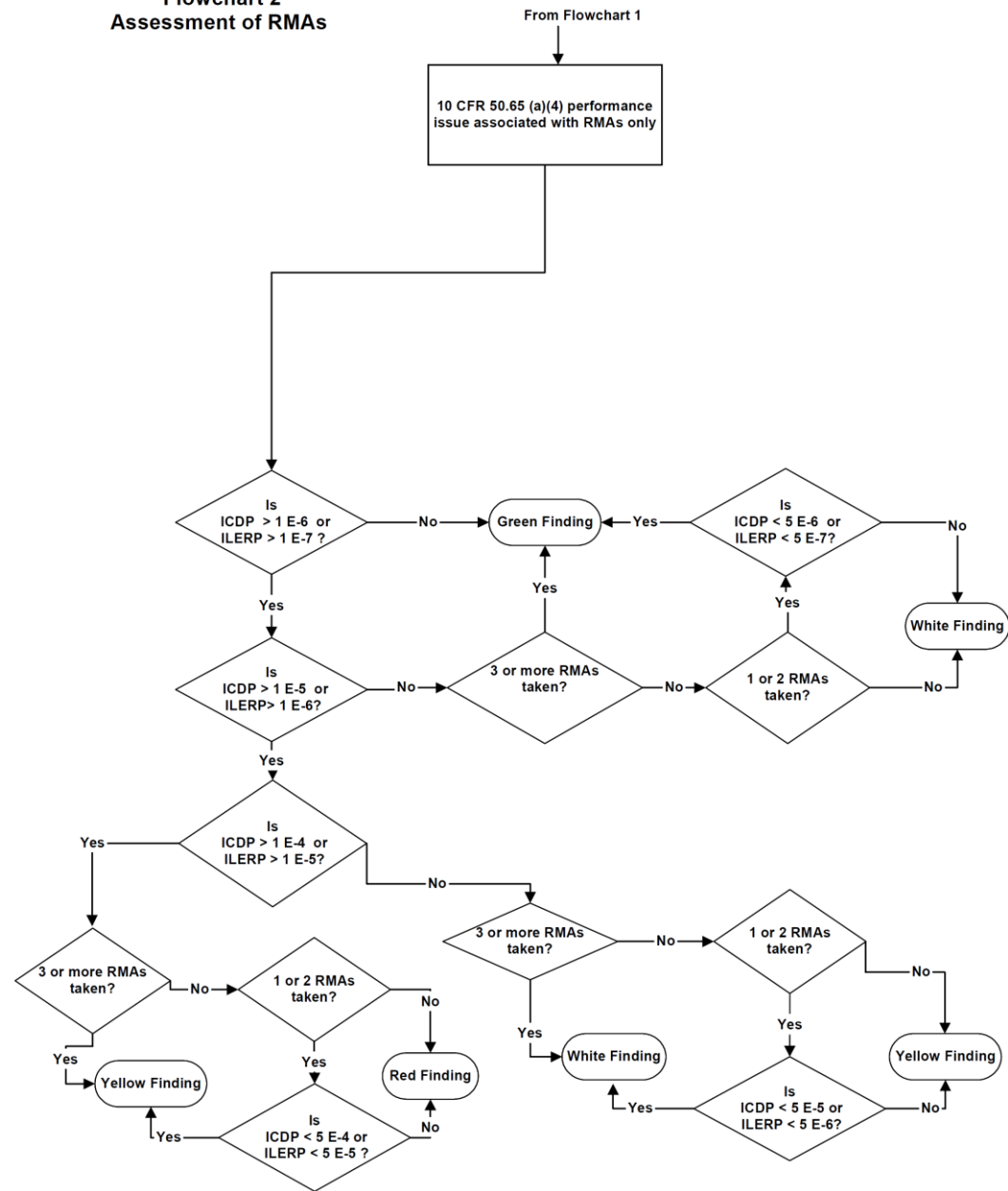
**Flowchart 1
Assessment of Risk Deficit**



**Flowchart 1
Assessment of Risk Deficit**



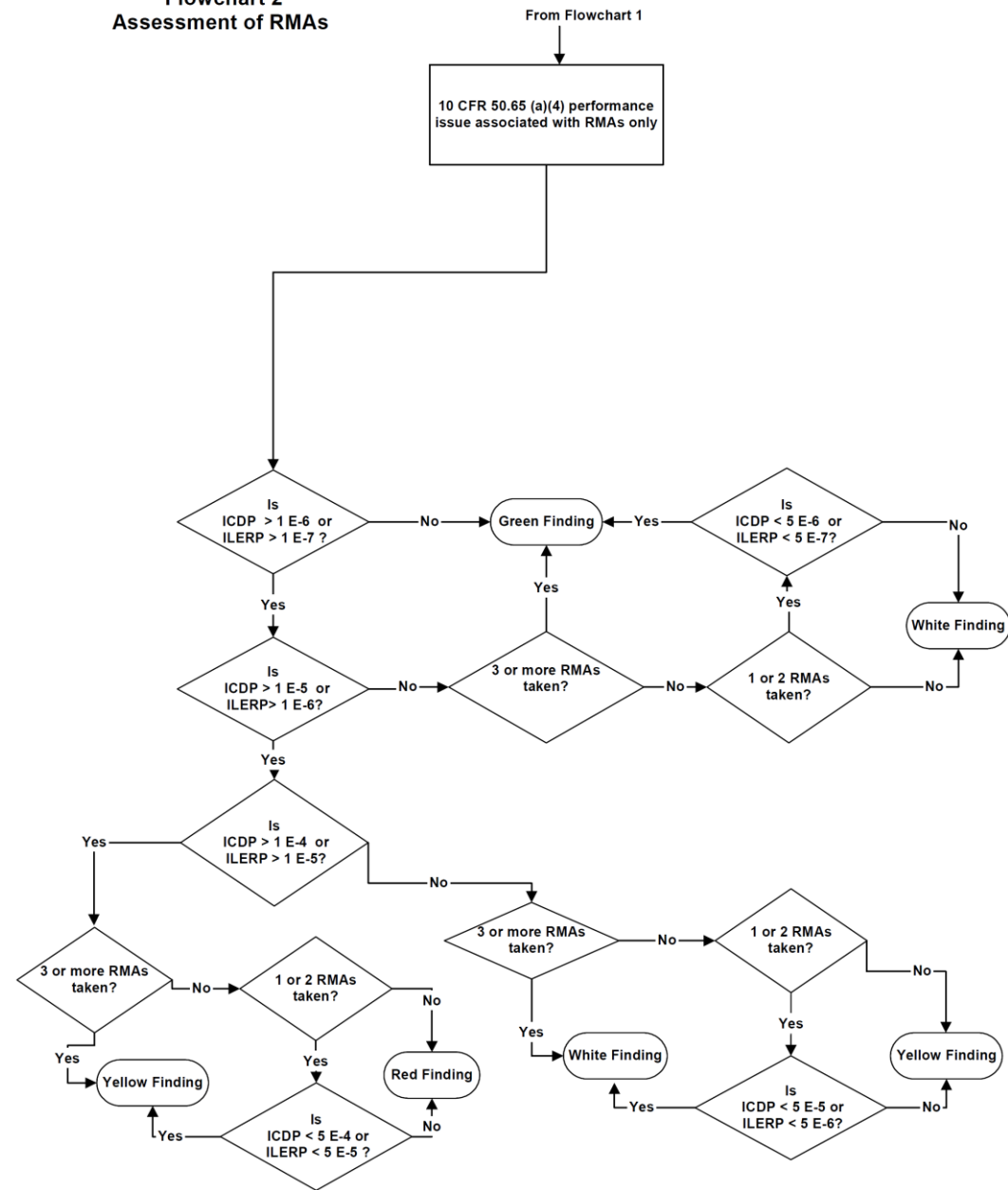
Flowchart 2
Assessment of RMAs



○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	
<u>2</u>		○記載の適正化	

Flowchart 2
Assessment of RMAs



○ 改正履歴

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

(新設)

添付 用語の定義

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

1. リスク評価及びリスク管理行動

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

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

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

A. 適切なリスク評価の実施の失敗：メンテナンス活動の実施に先立つ、適切なリスク評価の実施の失敗には、例えば以下のような事項が含まれており、その結果リスクの過小評価を生ずる。

- ① メンテナンス活動の変更に対するリスク評価の実施の失敗。
- ② 評価されたプラント条件の変更に対するリスク評価の更新の失敗。しかしながら、評価の実施又は再評価は、装置の運転復旧又は補償行動をとるために作業員及びメンテナンス要員が時宜を得た行動をとることを妨げ、又は遅延すべきではない。プラントの条件の設定が、リスク評価の実施又は再評価に先立って復旧された場合、その評価は既に実施済みであれば実施又は再評価される必要はない。
- ③ 影響を受ける（又は関与する）全てのSSCをメンテナンス活動のリスク評価に必要とされるSSCの範囲内に含め、全てのプラント条件又は外部事象（火災・地震を除く）の発止、内部溢水及び格納容器の健全性を考慮する（又は適切に考慮する）等のリスク評価の実施の失敗。
- ④ リスク評価上考慮が必要な起因事象につながる過渡事象を生ずる可能性があるメンテナンス活動の考慮の失敗。
- ⑤ リスク評価プロセスの不十分さによる失敗（すなわち、プラント条件の制限を超えた場合、又はその評価プロセスが手順に従っていない場合等）。

添付 用語の定義

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

1. リスク評価及びリスク管理行動

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

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

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

A. 適切なリスク評価の実施の失敗：メンテナンス活動の実施に先立つ、適切なリスク評価の実施の失敗には、例えば以下のような事項が含まれており、その結果リスクの過小評価を生ずる。

- ① メンテナンス活動の変更に対するリスク評価の実施の失敗。
- ② 評価されたプラント条件の変更に対するリスク評価の更新の失敗。しかしながら、評価の実施又は再評価は、装置の運転復旧又は補償行動をとるために作業員及びメンテナンス要員が時宜を得た行動をとることを妨げ、又は遅延すべきではない。プラントの条件の設定が、リスク評価の実施又は再評価に先立って復旧された場合、その評価は既に実施済みであれば実施又は再評価される必要はない。
- ③ 影響を受ける（又は関与する）全てのSSCをメンテナンス活動のリスク評価に必要とされるSSCの範囲内に含め、全てのプラント条件又は外部事象（火災・地震を除く）の発止、内部溢水及び格納容器の健全性を考慮する（又は適切に考慮する）等のリスク評価の実施の失敗。
- ④ リスク評価上考慮が必要な起因事象につながる過渡事象を生ずる可能性があるメンテナンス活動の考慮の失敗。
- ⑤ リスク評価プロセスの不十分さによる失敗（すなわち、プラント条件の制限を超えた場合、又はその評価プロセスが手順に従っていない場合等）。

⑥ 原子力規制検査により特定されたメンテナンス活動のリスク評価の不備。

⑦ 原子力規制検査により特定された欠陥のあるリスク評価の実施又はプロセス。

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

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

2. 定義

以下は、本附属書において用いられる用語の定義である。

漸進的炉心損傷頻度（ICDF）：ICDF は、実際に適切に評価されたメンテナンスリスク（設定特有の CDF）と、ゼロメンテナンス CDF との差である。設定特有の CDF 又は ICDF は、利用できないと考えられる運転休止又は影響を受けた SSC についての年換算のリスクの推定である。漸進的炉心損傷頻度という用語は、 Δ CDF 又は CDF 内の変化と同じ意味でも用いられる。

漸進的格納容器破損頻度（ICFF）：ICFF は、決定可能な場合の、実際に十分に決定されたメンテナンス活動又は設定特有の CFF と、ゼロメンテナンスモデルの結果との差である。CFF 及び ICFF は、レベル 2 の PRA 及びリスクツール又はプロセスを所有している場合にのみ、決定可能であることに注意しなければならない。算出できる場合、ICFF は Δ CFF 又は CFF の差とも表すことができる。

漸進的炉心損傷確率（ICDP）：ICDP は、漸進的 CDF と、設定の継続時間の年換算の部分との積である [すなわち、 $ICDP = ICDF \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。ICDP は時折、積分された ICDP 又は積分 ICDP（すなわち、デルタ CDF 又は高いリスク設定が継続するにつれて増加する継続時間で積分された ICDF）と表される場合があることに注意しなければならない。図 1 は、この概念を図で表したもの

⑥ 原子力規制検査により特定されたメンテナンス活動のリスク評価の不備。

⑦ 原子力規制検査により特定された欠陥のあるリスク評価の実施又はプロセス。

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

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

2. 定義

以下は、本附属書において用いられる用語の定義である。

漸進的炉心損傷頻度（ICDF）：ICDF は、実際に適切に評価されたメンテナンスリスク（設定特有の CDF）と、ゼロメンテナンス CDF との差である。設定特有の CDF 又は ICDF は、利用できないと考えられる運転休止又は影響を受けた SSC についての年換算のリスクの推定である。漸進的炉心損傷頻度という用語は、 Δ CDF 又は CDF 内の変化と同じ意味でも用いられる。

漸進的格納容器破損頻度（ICFF）：ICFF は、決定可能な場合の、実際に十分に決定されたメンテナンス活動又は設定特有の CFF と、ゼロメンテナンスモデルの結果との差である。CFF 及び ICFF は、レベル 2 の PRA 及びリスクツール又はプロセスを所有している場合にのみ、決定可能であることに注意しなければならない。算出できる場合、ICFF は Δ CFF 又は CFF の差とも表すことができる。

漸進的炉心損傷確率（ICDP）：ICDP は、漸進的 CDF と、設定の継続時間の年換算の部分との積である [すなわち、 $ICDP = ICDF \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。ICDP は時折、積分された ICDP 又は積分 ICDP（すなわち、デルタ CDF 又は高いリスク設定が継続するにつれて増加する継続時間で積分された ICDF）と表される場合があることに注意しなければならない。図 1 は、この概念を図で表したもの

である。

漸進的格納容器破損確率 (ICFP) : ICFP は、漸進的大規模初期放出頻度 (ICFF) と、設定の継続時間の年換算の部分との積である。ICFP = (ICFF × 継続時間) ÷ (1 原子炉年当たり 8760 時間) である。

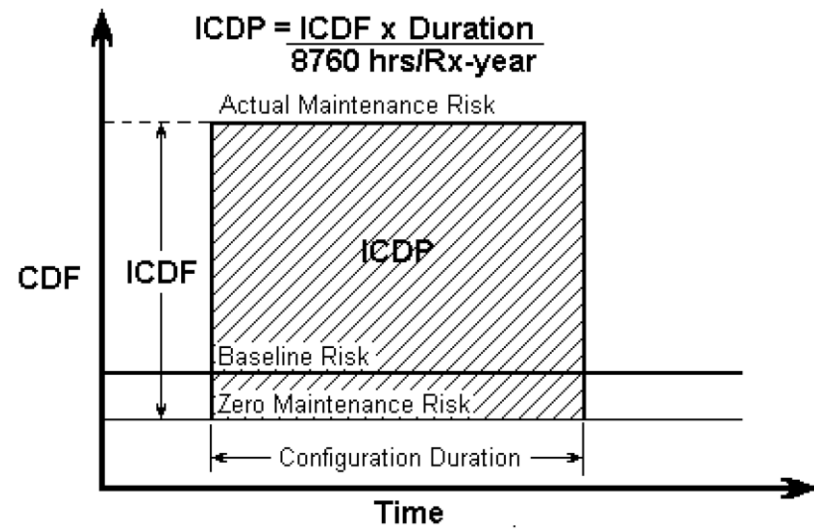


Figure 1 - Relationship of ICDF to ICDP

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

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

漸進的炉心損傷確率損失 (ICDPD) : ICDPD は、ICDFD と暴露時間 (すなわち、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分) との積である。すなわち、ICDPD = ICDFD × (暴露時間) ÷ (1 原子炉年当たり 8760 時間) と定義される。ICDFD と同様に、欠陥のあるリスク評価ではなく、リスク評価が存在しない場合、ICDPD は ICDP と等しいことに注意しなければ

である。

漸進的格納容器破損確率 (ICFP) : ICFP は、漸進的大規模初期放出頻度 (ICFF) と、設定の継続時間の年換算の部分との積である。ICFP = (ICFF × 継続時間) ÷ (1 原子炉年当たり 8760 時間) である。

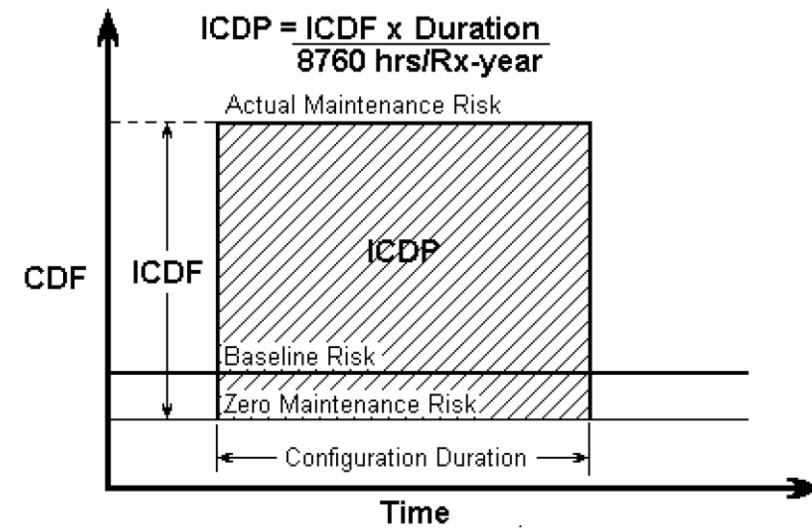


Figure 1 - Relationship of ICDF to ICDP

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

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

漸進的炉心損傷確率損失 (ICDPD) : ICDPD は、ICDFD と暴露時間 (すなわち、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分) との積である。すなわち、ICDPD = ICDFD × (暴露時間) ÷ (1 原子炉年当たり 8760 時間) と定義される。ICDFD と同様に、欠陥のあるリスク評価ではなく、リスク評価が存在しない場合、ICDPD は ICDP と等しいことに注意しなければ

ならない。また、設定の継続時間全体において、リスクが評価されていない、又は不十分に評価されたままである場合、暴露時間が継続時間と等しいことにも注意しなければならない。図2はこの概念を図で表したものである。

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

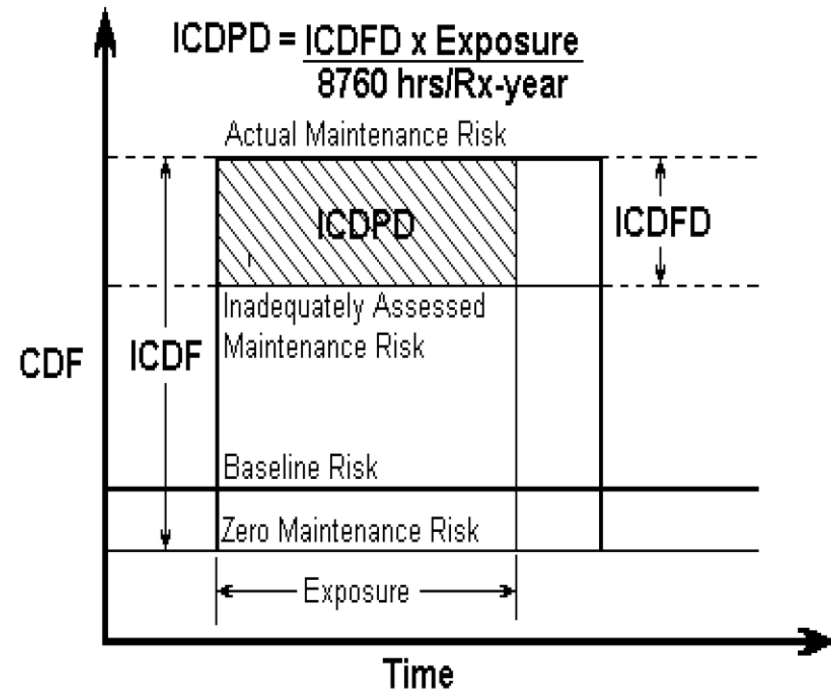


Figure 2 - Relationship of ICDFD to ICDPD

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

ベースライン CDF (リスク) : 年平均のメンテナンス (防止及び是正メンテナンス) 利用不可能性データ及びプラント特有の信頼性データ (失敗率) を考慮する PRA モデルから生ずる CDF の推定値。

なお、まだ開始されていない作業に対する不十分なリスク評価又はリスク管理は、事業者による実施の不備であり、これまでのリスク評価やリスク管理活動における不備を示すものであることに注意しなければならない。本附属書は、この種類の実施の不備の重要度を決定するには適していない。この種類の問題は通常の原子力安全に関する評価ガイドのフェーズ1スクリーニングに従って、緑と判断されると考えられる。

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。

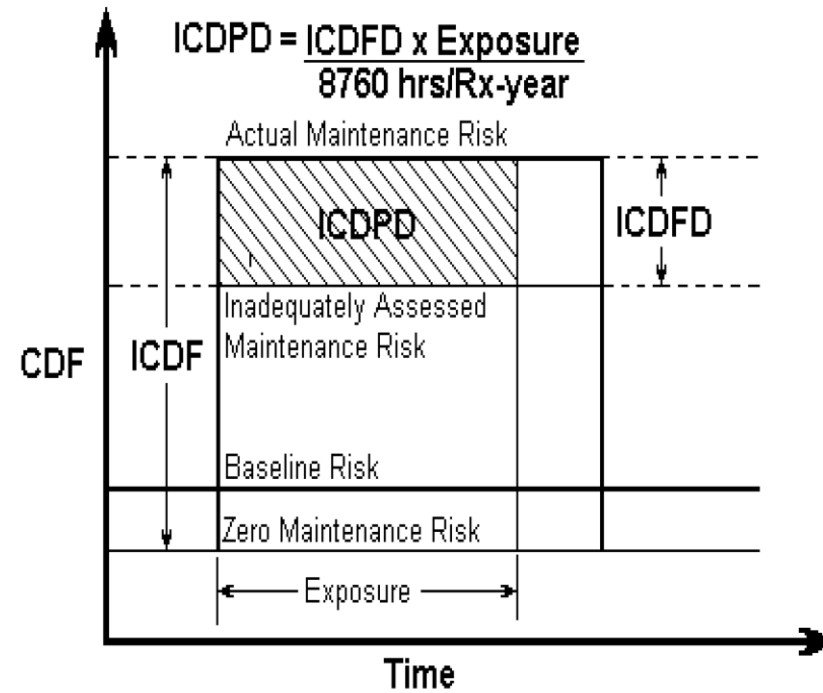


Figure 2 - Relationship of ICDFD to ICDPD

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

ベースライン CDF (リスク) : 年平均のメンテナンス (防止及び是正メンテナンス) 利用不可能性データ及びプラント特有の信頼性データ (失敗率) を考慮する PRA モデルから生ずる CDF の推定値。

なお、まだ開始されていない作業に対する不十分なリスク評価又はリスク管理は、事業者による実施の不備であり、これまでのリスク評価やリスク管理活動における不備を示すものであることに注意しなければならない。本附属書は、この種類の実施の不備の重要度を決定するには適していない。この種類の問題は通常の原子力安全に関する評価ガイドのフェーズ1スクリーニングに従って、緑と判断されると考えられる。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 9
定性的な判断基準による重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド (G10007_附属書 9 <u>r02</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的 3 2 基本的な考え方 3 3 適用 3 4 評価手順 4</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド (G10007_附属書 9 <u>r01</u>)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 目的 3 2 基本的な考え方 3 3 適用 3 4 評価手順 4</p>	改正に伴う修正
<p>添付 1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法</p> <p>1 目的</p> <p>本附属書は、<u>実用発電用原子炉施設において、原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域</u>（大分類）に関連付けられた検査指摘事項の安全重要度を評価する際、他の附属書において規定されている安全重要度評価の手法では、所定の評価期間内において、当該検査指摘事項の状況を適切に評価できない場合、評価モデルや他の不確実性により合理的に安全重要度を見積もることができない場合に使用する。</p> <p>しかし、単に、他の附属書を適用した結果が適当ではない（安全重要度が高すぎる又は低すぎる）と考えられることを理由として、本附属書を適用することは避けるべきであり、そのような場合は、重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）において他の附属書を適用した結果が適当ではないと判断できる根拠を明らかにした上で、本附属書の適用に係る意思決定を行うべきである。</p> <p>2 基本的な考え方</p> <p>原子力施設で検出される検査指摘事項は、設備又は事業者の活動に対し多種多様な様態の性能劣化を生じさせる可能性があり、あらかじめ用意された安全重要度評価の手法によって適切な期間内に監視領域に対する影響の大きさを評価することが困難な場合がある。そのような場合、検査指摘事項の安全重要度は、定性的な工学的判断と規制監視の経験を用いて決定されることとなるが、それはリスク情報を活用した意思決定方法として許容されるべきものである。</p> <p>また、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の安全重要度を評価するための手法として、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment。以下「PRA」という。）手法を適用すべき検査指摘事項に対</p>	<p>添付 1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法</p> <p>添付 2 核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）の視点</p> <p>1 目的</p> <p>本附属書は、<u>実用発電用原子炉施設又は核燃料施設等において、原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域</u>（大分類）に関連付けられた検査指摘事項の安全重要度を評価する際、他の附属書において規定されている安全重要度評価の手法では、所定の評価期間内において、当該検査指摘事項の状況を適切に評価できない場合、評価モデルや他の不確実性により合理的に安全重要度を見積もることができない場合、又は核燃料施設等における原子力安全に係る検査指摘事項の評価をする場合に使用する。</p> <p>しかし、単に、他の附属書を適用した結果が適当ではない（安全重要度が高すぎる又は低すぎる）と考えられることを理由として、本附属書を適用することは避けるべきであり、そのような場合は、重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）において他の附属書を適用した結果が適当ではないと判断できる根拠を明らかにした上で、本附属書の適用に係る意思決定を行うべきである。</p> <p>2 基本的な考え方</p> <p>原子力施設で検出される検査指摘事項は、設備又は事業者の活動に対し多種多様な様態の性能劣化を生じさせる可能性があり、あらかじめ用意された安全重要度評価の手法によって適切な期間内に監視領域に対する影響の大きさを評価することが困難な場合がある。そのような場合、検査指摘事項の安全重要度は、定性的な工学的判断と規制監視の経験を用いて決定されることとなるが、それはリスク情報を活用した意思決定方法として許容されるべきものである。</p> <p>また、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の安全重要度を評価するための手法として、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment。以下「PRA」という。）手法を適用すべき検査指摘事項に対</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・附属書 10 新設により削除 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・附属書 10 新設により削除

<p>しても、原子力施設の PRA モデルが未整備である場合、劣化状態に係る状況が複雑である場合、整備済の PRA モデルが劣化状態と事故の因果関係を模擬できない場合、炉心損傷頻度若しくは格納容器機能喪失頻度が適切な指標とならない場合等、PRA 手法による安全重要度評価が適当ではない場合 <u>がある</u>。</p> <p>本附属書は、このような場合に備え、原子力規制庁が検査指摘事項に係る安全重要度の評価を行う際に、定性的又は定量的な指標を用いてリスク情報を表現し、適切な期間内に意思決定を行うための一貫性のある手順について指針を示すものである。</p> <p>3 適用</p> <p>本附属書は、下記のような場合に適用される。</p> <p>a 他の附属書において本附属書を適用することが示されている場合</p> <p>b 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、対象原子炉施設に係る PRA モデルが未整備であり、又は適切性が確認されていない場合</p> <p>c 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、PRA 手法の適用が適当でないと判断できる場合</p> <p>d 他の附属書による評価手法を適用することが適当でないと判断できる場合</p> <p>本附属書を適用する場合は慎重な検討が必要であることから、評価担当者が c 又は d に該当すると判断した場合は、<u>事前</u> SERP を開催し、その判断に係る合理的な理由を示した上で、本附属書の適用可否について意思決定を行う。</p> <p>本附属書を適用する場合の例としては、他の附属書の評価手法を適用するために新たに研究、実験、調査、専門家意見の聴取等が必要な場合や、これらを行った結果適切な期間内に意思決定が不可能となる場合が挙げられる。</p> <p>4 評価手順</p> <p>4.1 初期境界評価</p> <p>(1) 実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合は、当該事項に関する定性的及び定量的な情報を基に、保守的な条件（現実の条件とは一致しないが、安全重要度評価の結果が現実の状況を上回ることがないような条件）を仮定した場合の境界評価の実施を検討し、境界評価によって検査指摘事項が「緑」となった場合は、安全重要度評価を終了する。</p> <p>(2) <u>境界</u>評価が困難な場合又は境界評価によって検査指摘事項の安全重要度が「緑」を超える可能性があることが示される場合は、次項に進む。</p> <p>4.2 検査指摘事項に係る指標の評価</p> <p>(1) <u>境界</u>評価が困難な場合又は安全重要度が「緑」を超える可能性がある検査指摘事項については、以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、その他の考慮すべき情報を含め、</p>	<p>しても、原子力施設の PRA モデルが未整備である場合、劣化状態に係る状況が複雑である場合、整備済の PRA モデルが劣化状態と事故の因果関係を模擬できない場合、炉心損傷頻度若しくは格納容器機能喪失頻度が適切な指標とならない場合等、PRA 手法による安全重要度評価が適当ではない場合 <u>がある</u>。</p> <p><u>さらに、核燃料施設等における原子力安全に係る検査指摘事項の安全重要度を評価する場合は、他の附属書において示されている実用発電用原子炉施設における原子力安全に係る安全重要度評価の手法を直接適用することは適当ではない。</u></p> <p>本附属書は、このような場合に備え、原子力規制庁が検査指摘事項に係る安全重要度の評価を行う際に、定性的又は定量的な指標を用いてリスク情報を表現し、適切な期間内に意思決定を行うための一貫性のある手順について指針を示すものである。</p> <p>3 適用</p> <p>本附属書は、下記のような場合に適用される。</p> <p>a 他の附属書において本附属書を適用することが示されている場合</p> <p>b 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、対象原子炉施設に係る PRA モデルが未整備であり、又は適切性が確認されていない場合</p> <p>c 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、PRA 手法の適用が適当でないと判断できる場合</p> <p>d 他の附属書による評価手法を適用することが適当でないと判断できる場合</p> <p><u>e 核燃料施設等に係る検査指摘事項を評価する場合</u></p> <p>本附属書を適用する場合は慎重な検討が必要であることから、評価担当者が c 又は d に該当すると判断した場合は、<u>予備的な</u> SERP を開催し、その判断に係る合理的な理由を示した上で、本附属書の適用可否について意思決定を行う。</p> <p>本附属書を適用する場合の例としては、他の附属書の評価手法を適用するために新たに研究、実験、調査、専門家意見の聴取等が必要な場合や、これらを行った結果適切な期間内に意思決定が不可能となる場合が挙げられる。</p> <p>4 評価手順</p> <p>4.1 初期境界評価</p> <p>(1) 実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合は、当該事項に関する定性的及び定量的な情報を基に、保守的な条件（現実の条件とは一致しないが、安全重要度評価の結果が現実の状況を上回ることがないような条件）を仮定した場合の境界評価の実施を検討し、境界評価によって検査指摘事項が「緑」となった場合は、安全重要度評価を終了する。</p> <p>(2) <u>核燃料施設等における検査指摘事項の場合や、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合であって境界</u>評価が困難な場合又は境界評価によって検査指摘事項の安全重要度が「緑」を超える可能性があることが示される場合は、次項に進む。</p> <p>4.2 検査指摘事項に係る指標の評価</p> <p>(1) <u>核燃料施設等における検査指摘事項の場合や、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合であって境界</u>評価が困難な場合又は安全重要度が「緑」を超える可能性がある検査指摘事項</p>	<p>記載の適正化</p> <p>・附属書 10 新設により削除</p> <p>記載の適正化</p> <p>・附属書 10 新設により削除</p> <p>記載の適正化</p> <p>・附属書 10 新設により削除</p> <p>記載の適正化</p> <p>・附属書 10 新設により削除</p> <p>記載の適正化</p> <p>・附属書 10 新設により削除</p>
---	--	--

総合的に考慮した上で検査指摘事項の安全重要度を評価する。

- a 原子力施設の深層防護に対する影響
- b 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度
- c パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲
- d 劣化状態の継続期間
- e 事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性
- f 劣化状態に対する事業者の検出能力
- g 事業者の是正処置及び未然防止処置の有効性

これらは添付1の点数評価手法の考え方を参考に安全重要度を評価する。

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

4.3 評価根拠の文書化

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

表 4.3-1 定性的基準を用いた安全重要度評価に係る判断根拠

評価に用いる指標等	適用可能な指標か	指標の状態を表す情報及び評価
検査指摘事項に対する境界評価の結果		
原子力施設の深層防護に対する影響		
設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度		

については、以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、その他の考慮すべき情報を含め、総合的に考慮した上で検査指摘事項の安全重要度を評価する。

特に、核燃料施設等においては、添付2に示す「核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）の視点」も考慮する。

- a 原子力施設の深層防護に対する影響
- b 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度
- c パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲
- d 劣化状態の継続期間
- e 事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性
- f 劣化状態に対する事業者の検出能力
- g 事業者の是正処置及び未然防止処置の有効性

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

4.3 評価根拠の文書化

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

表 4.3-1 定性的基準を用いた安全重要度評価に係る判断根拠

評価に用いる指標等	適用可能な指標か	指標の状態を表す情報及び評価
検査指摘事項に対する境界評価の結果		
原子力施設の深層防護に対する影響		
設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度		

記載の適正化
・附属書10新設により削除

記載の適正化
・a～gの評価に添付1は参考となるため追記

記載の適正化
・附属書10新設により削除

パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲		
劣化状態の継続期間		
事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性		
劣化状態に対する事業者の検出能力		
事業者の是正処置及び未然防止処置の有効性		
その他考慮すべき情報		

安全重要度評価結果（色）：

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	
<u>2</u>			

添付1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法

1 基本的な考え方

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

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

パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲		
劣化状態の継続期間		
事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性		
劣化状態に対する事業者の検出能力		
事業者の是正処置及び未然防止処置の有効性		
その他考慮すべき情報		

安全重要度評価結果（色）：

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	

添付1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法

1 基本的な考え方

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

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

改正に伴う修正

「事業者」という。)の活動により達成される、発電用原子炉施設の安全維持のための機能である。

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

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

表 1-1 点数評価の水準

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

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

2 評価手順

2.1 影響を受けた安全機能及び事故シナリオの特定

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

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

【留意点】

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

「事業者」という。)の活動により達成される、発電用原子炉施設の安全維持のための機能である。

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

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

表 1-1 点数評価の水準

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

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

2 評価手順

2.1 影響を受けた安全機能及び事故シナリオの特定

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

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

【留意点】

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

2.2 発電用原子炉施設の安全確保状態の評価

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

(a) 安全裕度

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

具体的には、劣化状態にあった設備又は活動に関し、

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

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

【留意点】

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

(b) 深層防護

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

【留意点】

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

(c) 共通要因

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

2.2 発電用原子炉施設の安全確保状態の評価

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

(a) 安全裕度

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

具体的には、劣化状態にあった設備又は活動に関し、

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

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

【留意点】

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

(b) 深層防護

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

【留意点】

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

(c) 共通要因

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

する場合は、その安全機能ごとに1点を加点する。

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

【留意点】

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

2.3 劣化状態の継続期間の評価

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

(a) 継続期間

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

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

表 2.3-1 継続期間の目安

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

【留意点】

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

(b) 回復可能性

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

する場合は、その安全機能ごとに1点を加点する。

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

【留意点】

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

2.3 劣化状態の継続期間の評価

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

(a) 継続期間

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

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

表 2.3-1 継続期間の目安

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

【留意点】

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

(b) 回復可能性

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

記載の適正化

【留意点】

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

2.4 事業者の改善措置能力の評価

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

(a) 検査指摘事項の特定者

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

【留意点】

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

(b) 是正処置計画の適切性

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

【留意点】

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

(c) 過去の是正処置の有効性

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

【留意点】

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

2.4 事業者の改善措置能力の評価

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

(a) 検査指摘事項の特定者

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

【留意点】

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

(b) 是正処置計画の適切性

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

【留意点】

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

(c) 過去の是正処置の有効性

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

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

【留意点】

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

(d) 過去の予防処置の有効性

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

【留意点】

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

2.5 指標統合値の評価

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

表 2.5-1 指標統合値と重要度の対応

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

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

【留意点】

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

(d) 過去の予防処置の有効性

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

【留意点】

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

2.5 指標統合値の評価

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

表 2.5-1 指標統合値と重要度の対応

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

添付 2 核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）の視点

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

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

例えば、

○ウランよりプルトニウムの方が臨界になりやすく比放射能が高い。

○液体は、臨界、漏れ及び水素発生などのリスクが高い。

記載の適正化
・附属書 10 新設
により削除

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

表 代表的な核燃料物質等の状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベル（例）

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

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

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

原子力規制検査における追加検査運用ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力規制検査における追加検査運用ガイド (GI0011_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 目的 2</p> <p>2 用語の定義..... 2</p> <p>3 検査要件..... 2</p> <p>4 追加検査の実施内容について..... 3</p> <p>4.1 追加検査の開始..... 3</p> <p>4.2 追加検査実施の体制等..... 4</p> <p>5 追加検査結果を踏まえた対応..... 4</p> <p>5.1 追加検査結果の報告及び対応区分への反映..... 4</p> <p>5.2 基本検査への反映..... 5</p> <p>6 検査等の実施に係る手続等..... 5</p> <p>6.1 追加検査の実施に係る事業者への通知..... 5</p> <p>6.2 追加検査完了後の手続..... 5</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1 令和元年 12 月 25 日 原子力規制庁長官決定）に基づき、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 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。）が所有する施設において、法第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査のうち原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。）第 3 条第 2 項に基づく追加検査を実施するためのプロセス、検査の内容等の運用について定めたものである。</p> <p>追加検査を実施し、検査指摘事項等に対する事業者の改善活動等の安全活動を監視することにより、被規制者のパフォーマンスの改善、対応区分の変更及び以降の基本検査に役立てる。</p> <p>2 用語の定義</p> <p>(1)追加検査 1</p> <p>各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態</p> <p>(2)追加検査 2</p>	<p style="text-align: center;">原子力規制検査における追加検査運用ガイド (GI0011_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 目的 2</p> <p>2 用語の定義..... 2</p> <p>3 検査要件..... 2</p> <p>4 追加検査の実施内容について..... 3</p> <p>4.1 追加検査の開始..... 3</p> <p>4.2 追加検査実施の体制等..... 4</p> <p>5 追加検査結果を踏まえた対応..... 4</p> <p>5.1 追加検査結果の報告及び対応区分への反映..... 4</p> <p>5.2 基本検査への反映..... 5</p> <p>6 検査等の実施に係る手続等..... 5</p> <p>6.1 追加検査の実施に係る事業者への通知..... 5</p> <p>6.2 追加検査完了後の手続..... 5</p> <p>1 目的</p> <p>本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1 令和元年 12 月 25 日 原子力規制庁長官決定）に基づき、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 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。）が所有する施設において、法第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査のうち原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。）第 3 条第 2 項に基づく追加検査を実施するためのプロセス、検査の内容等の運用について定めたものである。</p> <p>追加検査を実施し、検査指摘事項等に対する事業者の改善活動等の安全活動を監視することにより、被規制者のパフォーマンスの改善、対応区分の変更及び以降の基本検査に役立てる。</p> <p>2 用語の定義</p> <p>(1)追加検査 1</p> <p>各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態</p> <p>(2)追加検査 2</p>	<p>改正に伴う修正</p>

<p>各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態</p> <p>(3) 追加検査 3 各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態</p> <p>3 検査要件 追加検査の実施は、対応区分に従って決定する。</p> <p>(1) 追加検査 1 の実施 a. 実用発電用原子炉施設 一つの監視領域（大分類）において白が1又は2生じている場合に実施する。</p> <p>b. 核燃料施設等 <u>「追加対応あり」</u>があった場合、重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）※1によって決定された追加検査の程度に応じて実施する。</p> <p>※1 「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」参照</p> <p>(2) 追加検査 2 の実施 a. 実用発電用原子炉施設 一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1生じている（以下「監視領域（小分類）の劣化」という。）又は、一つの監視領域（大分類）において白が3生じている場合に実施する。</p> <p>b. 核燃料施設等 追加検査1と同じく、SERPによって決定された追加検査の程度に応じて実施する。</p> <p>(3) 追加検査 3 の実施 a. 実用発電用原子炉施設 監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている※2又は、監視領域（小分類）の劣化が2以上生じている又は、黄が2以上又は赤が1生じている場合に実施する。</p> <p>※2 「監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている」とは、5四半期を超えて監視領域（小分類）の劣化が生じている状態で、更にいずれかの監視領域（小分類）において白が生じた場合をいう。</p> <p>b. 核燃料施設等 追加検査1と同じく、SERPによって決定された追加検査の程度に応じて実施する。</p> <p>原子力規制委員会は、追加検査を行おうとするときは、あらかじめ、事業者に対し、追加検査の区分及び検査事項を通知するとともに、報告すべき事項及び期限を示して、安全活動の改善状況に係る報告を求めものとする。</p> <p>検査事項とは、対応区分の検査対応にある視点等を踏まえ、追加検査で確認する事業者の安全活動等を記載するものである。</p>	<p>各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態</p> <p>(3) 追加検査 3 各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態</p> <p>3 検査要件 追加検査の実施は、対応区分に従って決定する。</p> <p>(1) 追加検査 1 の実施 a. 実用発電用原子炉施設 一つの監視領域（大分類）において白が1又は2生じている場合に実施する。</p> <p>b. 核燃料施設等 <u>指摘事項（追加対応あり）</u>があった場合、重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）※1によって決定された追加検査の程度に応じて実施する。</p> <p>※1 「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」参照</p> <p>(2) 追加検査 2 の実施 a. 実用発電用原子炉施設 一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1生じている（以下「監視領域（小分類）の劣化」という。）又は、一つの監視領域（大分類）において白が3生じている場合に実施する。</p> <p>b. 核燃料施設等 追加検査1と同じく、SERPによって決定された追加検査の程度に応じて実施する。</p> <p>(3) 追加検査 3 の実施 a. 実用発電用原子炉施設 監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている※2又は、監視領域（小分類）の劣化が2以上生じている又は、黄が2以上又は赤が1生じている場合に実施する。</p> <p>※2 「監視領域（小分類）の劣化が繰り返し生じている」とは、5四半期を超えて監視領域（小分類）の劣化が生じている状態で、更にいずれかの監視領域（小分類）において白が生じた場合をいう。</p> <p>b. 核燃料施設等 追加検査1と同じく、SERPによって決定された追加検査の程度に応じて実施する。</p> <p>原子力規制委員会は、追加検査を行おうとするときは、あらかじめ、事業者に対し、追加検査の区分及び検査事項を通知するとともに、報告すべき事項及び期限を示して、安全活動の改善状況に係る報告を求めものとする。</p> <p>検査事項とは、対応区分の検査対応にある視点等を踏まえ、追加検査で確認する事業者の安全活動等を記載するものである。</p>	<p>記載の適正化 ・核燃料施設等の検査指摘事項の重要度及び安全実績指標の分類名称を変更</p>
---	---	---

<p>4 追加検査の実施内容について</p> <p>4.1 追加検査の開始</p> <p>(1) 追加検査 1 の場合</p> <p>事業者から、検査指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定及び改善措置活動の計画が決定した旨等の報告を受理し、原子力規制庁の担当部門が検査を実施可能と判断した後、追加検査を行う。</p> <p>(2) 追加検査 2 の場合</p> <p>事業者から、検査指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定及び改善措置活動の計画が決定した旨等の報告を受理し、原子力規制庁の担当部門が検査を実施可能と判断した後、追加検査を行う。</p> <p>(3) 追加検査 3 の場合</p> <p>事業者から改善措置活動の計画について報告を受理した後、当該計画を踏まえた検査の計画を作成し、追加検査を行う。</p> <p>本追加検査の対象となる検査指摘事項は重大な問題を抱えていることが多いことから、事業者が行う検査指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定（第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。）及び改善措置活動の計画が終了していない場合でも、追加検査 3 実施のための準備を進めることができる。</p> <p>4.2 追加検査実施の体制</p> <p>各担当部門は、追加検査の検査事項を勘案して専門的な知識を有する原子力検査官（以下「検査官」という。）を指名し、以下の体制を目安として検査のチームを編成する。</p> <p>なお、チーム編成の際には、追加検査実施の起因となった指摘事項を発見した検査官又はその検査のリーダー等を含めて、関連する情報を共有できる体制を構築することが望ましい。</p> <p>(1) 追加検査 1</p> <p>専門的な知識を有する検査官 1～2 人及び対象事業者の施設を担当する原子力規制事務所（以下「事務所」という。）の検査官の計 2～3 人の体制とする。</p> <p>本追加検査に要する時間は、対応する検査官全員で約 40 人・時間程度を目安とする。</p> <p>(2) 追加検査 2</p> <p>専門的な知識を有する検査官 3～4 人及び事務所の検査官の計 5～6 人の体制とする。</p> <p>本追加検査に要する時間は、対応する検査官全員で約 200 人・時間程度を目安とする。</p> <p>(3) 追加検査 3</p> <p>専門的な知識を有する検査官及び事務所の検査官合わせて 10～20 人程度で体制とする。</p> <p>本追加検査に要する時間は、対応する検査官全員で約 2000 人・時間程度を目安とする。</p> <p>5 追加検査結果を踏まえた対応</p> <p>5.1 追加検査結果の報告及び対応区分への反映</p> <p>追加検査を行った担当部門が事業者の活動による改善の効果を確認した場合は、検査を完了し、当</p>	<p>4 追加検査の実施内容について</p> <p>4.1 追加検査の開始</p> <p>(1) 追加検査 1 の場合</p> <p>事業者から、検査指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定及び改善措置活動の計画が決定した旨等の報告を受理し、原子力規制庁の担当部門が検査を実施可能と判断した後、追加検査を行う。</p> <p>(2) 追加検査 2 の場合</p> <p>事業者から、検査指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定及び改善措置活動の計画が決定した旨等の報告を受理し、原子力規制庁の担当部門が検査を実施可能と判断した後、追加検査を行う。</p> <p>(3) 追加検査 3 の場合</p> <p>事業者から改善措置活動の計画について報告を受理した後、当該計画を踏まえた検査の計画を作成し、追加検査を行う。</p> <p>本追加検査の対象となる検査指摘事項は重大な問題を抱えていることが多いことから、事業者が行う検査指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定（第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。）及び改善措置活動の計画が終了していない場合でも、追加検査 3 実施のための準備を進めることができる。</p> <p>4.2 追加検査実施の体制</p> <p>各担当部門は、追加検査の検査事項を勘案して専門的な知識を有する原子力検査官（以下「検査官」という。）を指名し、以下の体制を目安として検査のチームを編成する。</p> <p>なお、チーム編成の際には、追加検査実施の起因となった指摘事項を発見した検査官又はその検査のリーダー等を含めて、関連する情報を共有できる体制を構築することが望ましい。</p> <p>(1) 追加検査 1</p> <p>専門的な知識を有する検査官 1～2 人及び対象事業者の施設を担当する原子力規制事務所（以下「事務所」という。）の検査官の計 2～3 人の体制とする。</p> <p>本追加検査に要する時間は、対応する検査官全員で約 40 人・時間程度を目安とする。</p> <p>(2) 追加検査 2</p> <p>専門的な知識を有する検査官 3～4 人及び事務所の検査官の計 5～6 人の体制とする。</p> <p>本追加検査に要する時間は、対応する検査官全員で約 200 人・時間程度を目安とする。</p> <p>(3) 追加検査 3</p> <p>専門的な知識を有する検査官及び事務所の検査官合わせて 10～20 人程度で体制とする。</p> <p>本追加検査に要する時間は、対応する検査官全員で約 2000 人・時間程度を目安とする。</p> <p>5 追加検査結果を踏まえた対応</p> <p>5.1 追加検査結果の報告及び対応区分への反映</p> <p>追加検査を行った担当部門が事業者の活動による改善の効果を確認した場合は、検査を完了し、当</p>
--	--

該検査結果及び新しい対応区分を原子力規制委員会に報告する^{※3}。

※3 追加検査は事業者の検査指摘事項等に対する改善措置活動の計画等の状況を確認するものであり、検査官が適切であると認めるまで検査は継続することから、最終的な検査結果として、事業者により改善措置活動の計画が適切に実施されていることを報告することにより、対応区分を第1区分に変更することとなる。

5.2 基本検査への反映

各担当部門は、追加検査で得られた情報について当該施設を担当する事務所の検査官などと共有し、各担当部門又は事務所の検査官が継続的にその後の事業者の状況を監視する必要があると判断した場合は、当該情報を監視するための基本検査の検査対象とする。

6 検査等の実施に係る手続等

6.1 追加検査の実施に係る事業者への通知

検査指摘事項の評価に従って対応区分を第2区分、第3区分又は第4区分に設定した場合、追加検査の実施が必要となるが、追加検査の詳細なスケジュール等は、各担当部門が事業者と調整した上で、決定、通知する。

追加検査の実施に当たっては、規則第7条に基づき当該事業者に対して対応する手数料の納付を納入告知書の交付により求める。

6.2 追加検査完了後の手続

各担当部門は、各追加検査の結果及び新しい対応区分を事業者に通知する。

また、検査監督総括課は、これらを原子力規制委員会のホームページに掲載し公表する。ただし、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報は除くものとする。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/03/15	ページ番号の見直し	
2	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21 表紙修正
<u>3</u>			

該検査結果及び新しい対応区分を原子力規制委員会に報告する^{※3}。

※3 追加検査は事業者の検査指摘事項等に対する改善措置活動の計画等の状況を確認するものであり、検査官が適切であると認めるまで検査は継続することから、最終的な検査結果として、事業者により改善措置活動の計画が適切に実施されていることを報告することにより、対応区分を第1区分に変更することとなる。

5.2 基本検査への反映

各担当部門は、追加検査で得られた情報について当該施設を担当する事務所の検査官などと共有し、各担当部門又は事務所の検査官が継続的にその後の事業者の状況を監視する必要があると判断した場合は、当該情報を監視するための基本検査の検査対象とする。

6 検査等の実施に係る手続等

6.1 追加検査の実施に係る事業者への通知

検査指摘事項の評価に従って対応区分を第2区分、第3区分又は第4区分に設定した場合、追加検査の実施が必要となるが、追加検査の詳細なスケジュール等は、各担当部門が事業者と調整した上で、決定、通知する。

追加検査の実施に当たっては、規則第7条に基づき当該事業者に対して対応する手数料の納付を納入告知書の交付により求める。

6.2 追加検査完了後の手続

各担当部門は、各追加検査の結果及び新しい対応区分を事業者に通知する。

また、検査監督総括課は、これらを原子力規制委員会のホームページに掲載し公表する。ただし、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報は除くものとする。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/03/15	ページ番号の見直し	
2	2021/04/21	記載の適正化	2021/07/21 表紙修正

改正に伴う修正

基本検査運用ガイド
定期事業者検査に対する監督
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 定期事業者検査に対する監督 (BM0020_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><u>1. 監視領域</u> 大分類：<u>「原子力施設安全」</u> 小分類：<u>「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)</u> <u>「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(貯蔵、管理)</u> 検査分野：<u>「施設管理」</u></p> <p><u>2. 検査目的</u> <u>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号。以下「法」という。)</u>第43条の3の16第2項(原子力施設の種別毎の条項は表1に示す)に基づき、事業者が原子力施設の異常状態の発生防止、異常状態の影響緩和及び放射性物質の閉じ込め維持などの安全機能を確保するため、安全上重要な機能を有する設備、系統、機械及び器具(以下「機器等」という。)に対して定期事業者検査を実施し、当該機器等が技術基準に適合していることを確認することが求められている。(定期事業者検査(以下「事業者検査」という。)の運用の詳細については「原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド(GS1001)」(以下「保安措置ガイド」という。)による。)</p> <p>本検査において、法第67条の2に規定する原子力検査官(以下「検査官」という。)は、法第61条の2の2第1項第1号ロに規定されている事項(事業者検査)のうち、原子力施設の種別毎に表2に示す施行規則条項に規定されている事業者検査の実施状況を監督し、客観的な検査データのレビュー、現場での監視活動等とおして、事業者の安全活動が確実に継続的に行われていることを以下の点に着目して確認する。</p> <p>(a) 定期事業者検査の対象である機器等の性能又は機能が規制要求に適合していることを確認するために、事業者により科学的・技術的な根拠に基づく検査方法、判定基準等が設定され、品質マネジメントシステムに沿って事業者検査実施要領書(以下「検査要領書」という。)が策定され、定期的な実施が計画されていること。</p> <p>(b) 事業者により上記(1)の検査要領書に従って適切な範囲、時期、方法等で定期事業者検査が行われ、機器等の安全機能に係る技術基準に適合していることが確認されていること。</p> <p>(c) 定期事業者検査で検出された問題について、事業者により不適合及び安全上の問題が適切に特定さ</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 定期事業者検査に対する監督 (BM0020_r0)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p><u>1. 監視領域</u> 大分類：<u>「原子力施設安全」</u> 小分類：<u>「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)</u> <u>「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(貯蔵、管理)</u> 検査分野：<u>「施設管理」</u></p> <p><u>2. 検査目的</u> 法第43条の3の16第2項(原子力施設の種別毎の条項は表1に示す)に基づき、事業者が原子力施設の異常状態の発生防止、異常状態の影響緩和及び放射性物質の閉じ込め維持などの安全機能を確保するため、安全上重要な機能を有する設備、系統、機械及び器具(以下「機器等」という。)に対して定期事業者検査を実施し、当該機器等が技術基準に適合していることを確認することが求められている。(定期事業者検査(以下「事業者検査」という。)の運用の詳細については「原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド(GS1001)」(以下「保安措置ガイド」という。)による。)</p> <p>本検査において、法第67条の2に規定する原子力検査官(以下「検査官」という。)は、法第61条の2の2第1項第1号ロに規定されている事項(事業者検査)のうち、原子力施設の種別毎に表2に示す施行規則条項に規定されている事業者検査の実施状況を監督し、客観的な検査データのレビュー、現場での監視活動等とおして、事業者の安全活動が確実に継続的に行われていることを以下の点に着目して確認する。</p> <p>(1) 定期事業者検査の対象である機器等の性能又は機能が規制要求に適合していることを確認するために、事業者により科学的・技術的な根拠に基づく検査方法、判定基準等が設定され、品質マネジメントシステムに沿って事業者検査実施要領書(以下「検査要領書」という。)が策定され、定期的な実施が計画されていること。</p> <p>(2) 事業者により上記(1)の検査要領書に従って適切な範囲、時期、方法等で定期事業者検査が行われ、機器等の安全機能に係る技術基準に適合していることが確認されていること。</p> <p>(3) 定期事業者検査で検出された問題について、事業者により不適合及び安全上の問題が適切に特定され</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p>

れ、事業者の不適合管理及び是正処置プログラムにおいて適切に処理されていること。また、事業者により運転経験反映、国内外の他施設のトラブル情報等が反映され、遅延なく未然防止処置が行われていること。

3. 検査要件

3.1 検査対象

事業者検査の対象施設については全て検査対象となり得るが、本検査では限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、それらの対象について検査を実施すること（サンプリングベースの検査の実施）とする。サンプル選定に際しては、監視領域小分類「発生防止」、「影響緩和」、「閉じ込めの維持」に係る安全機能を有する機器等のうち、リスク情報等を活用して安全上の重要性が高い機器等又は改造、修理、トラブル等の理由により系統構成の変更作業が行われた機器等を検査対象として選定する。なお、実用発電用原子炉施設（以下「実用炉」という。）においては、クラス1、2、3機器、原子炉格納容器及び重大事故等クラス1、2、3機器に係る供用期間中検査については別に定める検査運用ガイド（BM1050）に基づき行うものとする。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表5の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 情報収集

各検査共通事項

立会い項目の選定及び立会い方法の検討に資するために、情報へのフリーアクセス、事業者の会議等への陪席又は事業者への情報提供依頼を通じて、個々の機器等に関する検査に必要な情報、施設の環境情報その他検査に必要な情報を入手する。

以下は、入手する実用炉データの例を示す。核燃料施設はこれに準じた情報を入手すること。

(1) 機器等に関する情報

- ①各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- ②中期的、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度（例えば、ファッセルベズレイ（FV）重要度及びリスク増加価値（RAW）の高い機器等のリスト）
- ③機器等に係る決定論的重要度分類
- ④運転、試験、保守、改造などの系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- ⑤当該機器等に係る他の機器等への波及的影響に関する情報
- ⑥過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- ⑦事業者検査を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報（当委員会からの指示事項を含む）。
- ⑧過去の検査における気付き事項、指摘事項及び不適合・是正処置・未然防止処置等の情報
- ⑨事業者検査の検査工程（検査場所、検査項目を含む）
- ⑩検査要領書
- ⑪作業指示書、調達仕様文書、技術文書、系統図、単線結線図、ブロック図

(2) 環境情報

- ①施設運転状態とこれに対応するリスク情報

事業者の不適合管理及び是正処置プログラムにおいて適切に処理されていること。また、事業者により運転経験反映、国内外の他施設のトラブル情報等が反映され、遅延なく未然防止処置が行われていること。

3. 検査要件

3.1 検査対象

事業者検査の対象施設については全て検査対象となり得るが、本検査では限られた数の検査対象（サンプル）を選定し、それらの対象について検査を実施すること（サンプリングベースの検査の実施）とする。サンプル選定に際しては、監視領域小分類「発生防止」、「影響緩和」、「閉じ込めの維持」に係る安全機能を有する機器等のうち、リスク情報等を活用して安全上の重要性が高い機器等又は改造、修理、トラブル等の理由により系統構成の変更作業が行われた機器等を検査対象として選定する。なお、実用発電用原子炉施設（以下「実用炉」という。）においては、クラス1、2、3機器、原子炉格納容器及び重大事故等クラス1、2、3機器に係る供用期間中検査については別に定める検査運用ガイド（BM1050）に基づき行うものとする。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表5の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 情報収集

各検査共通事項

立会い項目の選定及び立会い方法の検討に資するために、情報へのフリーアクセス、事業者の会議等への陪席又は事業者への情報提供依頼を通じて、個々の機器等に関する検査に必要な情報、施設の環境情報その他検査に必要な情報を入手する。

以下は、入手する実用炉データの例を示す。核燃料施設はこれに準じた情報を入手すること。

(1) 機器等に関する情報

- ①各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- ②中期的、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度（例えば、ファッセルベズレイ（FV）重要度及びリスク増加価値（RAW）の高い機器等のリスト）
- ③機器等に係る決定論的重要度分類
- ④運転、試験、保守、改造などの系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- ⑤当該機器等に係る他の機器等への波及的影響に関する情報
- ⑥過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- ⑦事業者検査を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報（当委員会からの指示事項を含む）。
- ⑧過去の検査における気付き事項、指摘事項及び不適合・是正処置・未然防止処置等の情報
- ⑨事業者検査の検査工程（検査場所、検査項目を含む）
- ⑩検査要領書
- ⑪作業指示書、調達仕様文書、技術文書、系統図、単線結線図、ブロック図

(2) 環境情報

- ①施設運転状態とこれに対応するリスク情報

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

<p>②各機器等の状態に関する情報</p> <p>③リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置</p> <p>④施設の放射線管理等に関する情報</p> <p>⑤施設の作業用通路、安全避難通路及び足場設置状況等に関する情報</p> <p>(3)その他検査に必要な情報</p> <p>①品質マネジメントシステム関連文書</p> <p>②保安規定、運転手順書</p> <p>③安全性向上評価の結果等</p> <p>④事業者検査プロセスの妥当性を評価した記録(検査方法の妥当性、記録の信頼性を含む。)</p> <p>4.2 立会い対象の選定及び検査前確認</p> <p>以下は、各検査共通事項。</p> <p>(1) 法 43 条の 3 の 16 第 3 項及び規則第 57 条の 3 に基づき事業者から報告(以下「事業者検査報告」という。)を受けた際、検査官は、規則第 57 条の 3 第 2 項から第 6 項及び保安措置ガイドに規定する報告書及び添付書類が提出されていることを確認する。</p> <p>特に、規則第 57 条の 3 第 3 項第 1 号から第 7 号に規定した書類は、保安措置ガイドに基づき記載されていることを確認する。</p> <p>なお、検査運用ガイド(BM0060 保全の有効性評価)において、保全計画の妥当性が確認される場合、相互に過去の確認結果を共有することとする。</p> <p>(2) 上記データに基づき機器等の安全上の重要度、波及的影響に加え、過去の検査官による監視活動の結果並びに不適合処置、是正処置及び未然防止処置を踏まえて特に必要と判断される機器等を考慮しつつ、立会う機器等を選定する。</p> <p>4.3 検査実施</p> <p>検査官は、検査要領書等の関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現場への立会い等により、以下の事項について、事業者検査の適切性を確認する。</p> <p>(1) 開放、分解等検査(規則第56条第1項第1号に規定する方法による検査。以下同じ。)</p> <p>①検査開始前の確認事項</p> <p>(a) 検査要領書が適切に定められていること。(判定基準の根拠は、原子炉設置(変更)許可申請書(事業指定、事業許可申請書)、設計及び工事の計画(変更)認可申請書、同届出書、過去の検査要領書及び検査記録若しくは保安規定に記載されている当該性能・機能に係る数値、技術基準又は適用可能な規格によるものであること。)</p> <p>(b) 保全計画又は点検計画における検査対象範囲、検査項目及び実施時期と整合していること。</p> <p>(c) これまでの検査及び他施設での知見(当委員会からの指示事項を含む。)を、社内規定に基づき、必要に応じて反映していること。</p> <p>(d) 検査に係る不適合については、除去が完了していること。</p> <p>(e) 検査実施体制(責任・権限の明確化含む)が構築され、検査の独立性が確保されていること。</p> <p>(f) 当該検査に係る要員は、必要な力量を有していること。</p> <p>(g) 所要の校正・適切性確認を行った検査用機器・計器を使用していること。</p> <p>②検査中の確認・監視事項</p> <p>(a) 検査要領書に従って検査を実施し、技術基準に適合していることを確認していること。</p> <p>(b) 現場においてデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。</p>	<p>②各機器等の状態に関する情報</p> <p>③リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置</p> <p>④施設の放射線管理等に関する情報</p> <p>⑤施設の作業用通路、安全避難通路及び足場設置状況等に関する情報</p> <p>(3)その他検査に必要な情報</p> <p>①品質マネジメントシステム関連文書</p> <p>②保安規定、運転手順書</p> <p>③安全性向上評価の結果等</p> <p>④事業者検査プロセスの妥当性を評価した記録(検査方法の妥当性、記録の信頼性を含む。)</p> <p>4.2 立会い対象の選定及び検査前確認</p> <p>以下は、各検査共通事項。</p> <p>(1) 法 43 条の 3 の 16 第 3 項及び規則第 57 条の 3 に基づき事業者から報告(以下「事業者検査報告」という。)を受けた際、検査官は、規則第 57 条の 3 第 2 項から第 6 項及び保安措置ガイドに規定する報告書及び添付書類が提出されていることを確認する。</p> <p>特に、規則第 57 条の 3 第 3 項第 1 号から第 7 号に規定した書類は、保安措置ガイドに基づき記載されていることを確認する。</p> <p>なお、検査運用ガイド(BM0060 保全の有効性評価)において、保全計画の妥当性が確認される場合、相互に過去の確認結果を共有することとする。</p> <p>(2) 上記データに基づき機器等の安全上の重要度、波及的影響に加え、過去の検査官による監視活動の結果並びに不適合処置、是正処置及び未然防止処置を踏まえて特に必要と判断される機器等を考慮しつつ、立会う機器等を選定する。</p> <p>4.3 検査実施</p> <p>検査官は、検査要領書等の関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現場への立会い等により、以下の事項について、事業者検査の適切性を確認する。</p> <p>(1) 開放、分解等検査(規則第56条第1項第1号に規定する方法による検査。以下同じ。)</p> <p>①検査開始前の確認事項</p> <p>(a) 検査要領書が適切に定められていること。(判定基準の根拠は、原子炉設置(変更)許可申請書(事業指定、事業許可申請書)、設計及び工事の方法(変更)認可申請書、同届出書、過去の検査要領書及び検査記録若しくは保安規定に記載されている当該性能・機能に係る数値、技術基準又は適用可能な規格によるものであること。)</p> <p>(b) 保全計画又は点検計画における検査対象範囲、検査項目及び実施時期と整合していること。</p> <p>(c) これまでの検査及び他施設での知見(当委員会からの指示事項を含む。)を、社内規定に基づき、必要に応じて反映していること。</p> <p>(d) 検査に係る不適合については、除去が完了していること。</p> <p>(e) 検査実施体制(責任・権限の明確化含む)が構築され、検査の独立性が確保されていること。</p> <p>(f) 当該検査に係る要員は、必要な力量を有していること。</p> <p>(g) 所要の校正・適切性確認を行った検査用機器・計器を使用していること。</p> <p>②検査中の確認・監視事項</p> <p>(a) 検査要領書に従って検査を実施し、技術基準に適合していることを確認していること。</p> <p>(b) 現場においてデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>記載の適正化(誤記)</p> <p>・名称変更に伴う修正</p>
--	--	---

(c) 機器等に係る隔離、系統構成、検査及び復旧までの工程管理が適切に行われていること。

③検査終了後の確認事項

(a) 検査結果を検査要領書の判定基準に照らして適切に判定し、技術基準に適合していることを確認していること。

(b) 不適合があった場合、不適合管理の手続きに沿った対応が行われていること。

(c) 検査結果の記録が作成され、関係者による確認がなされ、管理された状態で保管されていること。

(2) 機能、性能検査(規則第56条第1項第2号に規定する方法による検査。以下同じ。)

①検査開始前の確認事項

4.3(1)①の(a)から(g)に加えて、以下の事項を確認する。

(a) 機能、作動検査を行う系統構成等は検査要領書どおりで、検査目的に照らして適切であること。

②定期事業者検査の確認・監視事項

4.3(1)b.の(a)から(c)に加えて、以下の事項を確認する。

(a) 測定データの有効桁数の処理にあつては、判定基準に鑑みて適切に定められており、それに従い行われていること。

(b) 検査データの測定時期及び測定点は、検査要領書のとおりで適切であること。

(c) 事業者がサンプリングを適用する場合は、適切な根拠に基づく方法であること。

③事業者検査終了後の確認事項

4.3(1)c.の(a)から(c)に加えて、以下の事項を確認する。

(a) 検査データを計算等により処理した結果で判定する場合は、計算等の処理の妥当性を確認していること。

(b) 判定基準に係る検査データ以外に、判定するうえで間接的に影響を与える運転パラメータ等を確認していること。

4.4 問題の特定と解決に関する確認

(1) 検査官は、機器等に関する問題が発生した場合、または、検査官が機器等及び事業者検査に関する問題を検出した場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を追加して確認する。なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用(BQ0010)及び他の基本検査において、上記事業者検査に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査をもって本項目に換えることができる。

(2) 過去に実施した事業者検査における検査官の気付き事項等が、事業者の不適合管理及び是正処置においてどのように扱われているか確認する。

(3) 機器等の工事に係る調達品の組立て、納入、据付、施工、検査等の調達を受注した業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を確認する。

(4) 国内外のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、事業者検査の方法等に係る改善の要否について評価し、改善が必要と判断した事象についての反映状況を確認する。

(5) 基本検査の実施期間内における事業者検査に関連する安全活動(工事の施工、検査等)に係る不適合等の履歴全般からサンプリングし、不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていること。

(c) 機器等に係る隔離、系統構成、検査及び復旧までの工程管理が適切に行われていること。

③検査終了後の確認事項

(a) 検査結果を検査要領書の判定基準に照らして適切に判定し、技術基準に適合していることを確認していること。

(b) 不適合があった場合、不適合管理の手続きに沿った対応が行われていること。

(c) 検査結果の記録が作成され、関係者による確認がなされ、管理された状態で保管されていること。

(2) 機能、性能検査(規則第56条第1項第2号に規定する方法による検査。以下同じ。)

①検査開始前の確認事項

4.3(1)①の(a)から(g)に加えて、以下の事項を確認する。

(a)機能、作動検査を行う系統構成等は検査要領書どおりで、検査目的に照らして適切であること。

②定期事業者検査の確認・監視事項

4.3(1)b.の(a)から(c)に加えて、以下の事項を確認する。

(a)測定データの有効桁数の処理にあつては、判定基準に鑑みて適切に定められており、それに従い行われていること。

(b)検査データの測定時期及び測定点は、検査要領書のとおりで適切であること。

(c)事業者がサンプリングを適用する場合は、適切な根拠に基づく方法であること。

③事業者検査終了後の確認事項

4.3(1)c.の(a)から(c)に加えて、以下の事項を確認する。

(a)検査データを計算等により処理した結果で判定する場合は、計算等の処理の妥当性を確認していること。

(b)判定基準に係る検査データ以外に、判定するうえで間接的に影響を与える運転パラメータ等を確認していること。

4.4 問題の特定と解決に関する確認

(1) 検査官は、機器等に関する問題が発生した場合、または、検査官が機器等及び事業者検査に関する問題を検出した場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を追加して確認する。なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用(BQ0010)及び他の基本検査において、上記事業者検査に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査をもって本項目に換えることができる。

(2) 過去に実施した事業者検査における検査官の気付き事項等が、事業者の不適合管理及び是正処置においてどのように扱われているか確認する。

(3) 機器等の工事に係る調達品の組立て、納入、据付、施工、検査等の調達を受注した業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を確認する。

(4) 国内外のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、事業者検査の方法等に係る改善の要否について評価し、改善が必要と判断した事象についての反映状況を確認する。

(5) 基本検査の実施期間内における事業者検査に関連する安全活動(工事の施工、検査等)に係る不適合等の履歴全般からサンプリングし、不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていることを確認する。上記(1)のなお書きについては本事項についても適用する。

記載の適正化(誤記)

とを確認する。上記(1)のなお書きについては本事項についても適用する。

(6) 本検査実施時、事業者検査の対象範囲以外の範囲において検査官が検出した問題点、上記(1)、(3)及び(5)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置については、都度、他検査に関する検査官に引き継ぐこととする。

5. 検査手引

4.3の検査の実施に際して、留意する事項は以下のとおりである。

5.1 検査前確認又は事業者検査報告の内容確認に関する留意事項

(1) 規則第57条の3第1項第一号(原子力施設の種別毎の条項は表3に示す。)の時期に提出される事業者検査報告については、以下の事項を確認する。

- ① 事業者検査報告の本文及び添付書類は、規則第57条の3第2項から第6項に規定するものであること。
- ② 当該報告に係る保全サイクルに実施する事業者検査項目及び実施時期を明確に記載し、下述d.の保全計画と整合していること。
- ③ 施設管理の目標として、施設レベル及び系統レベルの指標及び目標値が設定され、実績値を踏まえ評価が行われていること。
- ④ 施設管理の実施に関する計画(保全計画)のうち、点検計画(機器・系統ごとの点検項目、点検の方法、点検の実施頻度、点検の時期、行政指導文書・長期施設管理方針に基づく点検計画、関連する事業者検査項目等を明記)を策定していること。
- ⑤ 事業者検査の判定方法として、一定の期間の設定及び技術基準への適合維持を判定する方法に関する基本的な考え方を明確にしていること。
- ⑥ 事業者検査での判定における一定の期間の設定・変更において考慮した事項として、①原子力施設に係る点検、検査又は取替えの結果の評価(有意な劣化の有無)、②①の劣化の劣化傾向の評価、③研究成果等による評価、④類似する機械又は器具の使用実績(材料及び使用環境の相違を踏まえたもの)による評価の結果を明確にしていること。
- ⑦ 施設管理目標及び保全計画の評価については、経年劣化事象を考慮した上で、少なくとも保安措置ガイドVI.5. i ~ viの項目の最新情報を収集し、評価していること。
当該評価は、各機器等に関する責任を有する者で構成する体制を構築した上で実施されていること。
- ⑧ 規則第56条第2項の一定の期間を設定、又は変更した事業者検査報告が提出された場合、規則第55条第2項に基づき、原子力規制検査において、規則同条同項に規定する発電用原子炉施設を構成する機械又は器具が一定の期間を満了するまでの間、技術基準に適合している状態を維持することを確認する必要がある。当該報告において以下の事項を確認する。
・規則第56条第3項及び保安措置ガイドIII.2.(2)に基づき、一定の期間が設定又は変更されていること。

(2) 規則第57条の3第1項第二号の時期に提出される事業者検査報告については、以下の事項を確認する。

起動前に実施すべき検査が全て終了し、適合性確認が行われていることを確認する。

(3) 法第43条の3の16第3項に基づき定期事業者検査が終了したときに提出される事業者検査報告については、以下の事項を確認する。

当該保全サイクルに実施すべき検査が全て終了し、適合性確認が行われていることを確認する。

(4) 規則第56条第2項に規定する一定の期間を原子力規制検査として確認する場合、以下の事項に留意

(6) 本検査実施時、事業者検査の対象範囲以外の範囲において検査官が検出した問題点、上記(1)、(3)及び(5)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置については、都度、他検査に関する検査官に引き継ぐこととする。

5. 検査手引

4.3の検査の実施に際して、留意する事項は以下のとおりである。

5.1 検査前確認又は事業者検査報告の内容確認に関する留意事項

(1) 規則第57条の3第1項第一号(原子力施設の種別毎の条項は表3に示す。)の時期に提出される事業者検査報告については、以下の事項を確認する。

- ① 事業者検査報告の本文及び添付書類は、規則第57条の3第2項から第6項に規定するものであること。
- ② 当該報告に係る保全サイクルに実施する事業者検査項目及び実施時期を明確に記載し、下述d.の保全計画と整合していること。
- ③ 施設管理の目標として、施設レベル及び系統レベルの指標及び目標値が設定され、実績値を踏まえ評価が行われていること。
- ④ 施設管理の実施に関する計画(保全計画)のうち、点検計画(機器・系統ごとの点検項目、点検の方法、点検の実施頻度、点検の時期、行政指導文書・長期施設管理方針に基づく点検計画、関連する事業者検査項目等を明記)を策定していること。
- ⑤ 事業者検査の判定方法として、一定の期間の設定及び技術基準への適合維持を判定する方法に関する基本的な考え方を明確にしていること。
- ⑥ 事業者検査での判定における一定の期間の設定・変更において考慮した事項として、①原子力施設に係る点検、検査又は取替えの結果の評価(有意な劣化の有無)、②①の劣化の劣化傾向の評価、③研究成果等による評価、④類似する機械又は器具の使用実績(材料及び使用環境の相違を踏まえたもの)による評価の結果を明確にしていること。
- ⑦ 施設管理目標及び保全計画の評価については、経年劣化事象を考慮した上で、少なくとも保安措置ガイドVI.5. i ~ viの項目の最新情報を収集し、評価していること。
当該評価は、各機器等に関する責任を有する者で構成する体制を構築した上で実施されていること。
- ⑧ 規則第56条第2項の一定の期間を設定、又は変更した事業者検査報告が提出された場合、規則第55条第2項に基づき、原子力規制検査において、規則同条同項に規定する発電用原子炉施設を構成する機械又は器具が一定の期間を満了するまでの間、技術基準に適合している状態を維持することを確認する必要がある。当該報告において以下の事項を確認する。
・規則第56条第3項及び保安措置ガイドIII.2.(2)に基づき、一定の期間が設定又は変更されていること。

(2) 規則第57条の3第1項第二号の時期に提出される事業者検査報告については、以下の事項を確認する。
起動前に実施すべき検査が全て終了し、適合性確認が行われていることを確認する。

(3) 法第43条の3の16第3項に基づき定期事業者検査が終了したときに提出される事業者検査報告については、以下の事項を確認する。

当該保全サイクルに実施すべき検査が全て終了し、適合性確認が行われていることを確認する。

(4) 規則第56条第2項に規定する一定の期間を原子力規制検査として確認する場合、以下の事項に留意し

記載の適正化(誤記)

して確認する。

- ① 施設管理の重要度を踏まえて、以下の評価の妥当性を確認する。
 - 技術基準及び規格基準類との整合性
 - 行政文書への対応状況
 - これまでの点検間隔等の妥当性評価
 - 過去のトラブル実績及び改善状況に係る評価状況
 - 劣化メカニズム整理表等を活用した時間依存性のある劣化事象、部位毎の評価、クリティカルな部位の抽出及び評価の状況
- ② 一定の期間の設定又は変更に係る評価結果等の記録を確認し、規則第56条第3項及び保安措置ガイドⅢ.2.(2)に規定された事項が考慮されていること。
- ③ 定期事業者検査の実施状況及び実施結果を確認し、事業者により技術基準に適合していることが確認されていることを確認する。

5.2 開放、分解等検査に関する留意事項

- (1) 事業者検査を行う必要のある施設及び範囲に対して、保安規定に基づく管理体制及び施設管理（最新の保全計画を含む。）の下、漏れなく検査計画を作成し、適切な時期及び方法により検査が行われていることを確認する。
また、保全の有効性評価において点検間隔又は頻度に変更され、事業者検査の一定の期間が変更された場合、実用炉則第55条第2項（原子力施設の種別毎の条項は表4に示す）に基づき原子力規制検査の結果が判定期間の判断に使用されるため、点検前データを含め点検実績、設定された点検時期及び頻度で問題が生じていない又は生じる恐れのないことを確認するものとする。なお、実用炉については検査運用ガイド（BM0060保全の有効性評価）において、保全の有効性評価の範囲を確認している場合には、この範囲について当該検査を実施したものと見なすことができる。
- (2) 当該検査を実施するにあたって、検査体制（役割、権限含む）、検査要領書の制定又は改訂状況、検査条件の設定状況等を確認していること。選定した機器等の検査等に係る調達管理が適切に行われているとともに、事業者検査の実施体制は施工部門の責任・権限から独立していることを確認する。
- (3) 漏えい試験の場合、系統構成が検査要領書のとおり、適切に設定されていることを確認する。
- (4) 漏えい（率）検査等を行うにあたり、最新の図面（系統図等）のとおり系統が構成されていることを確認する。
- (5) 維持規格等に基づき、非破壊試験を行う者及び評価を行う者は力量を有する者であることを確認する。非破壊試験の有資格者が判定する検査の場合、その判断に基づいて事業者検査の判定が行われていることを確認する。非破壊試験において、検査不可範囲がある場合は記録又は図示していることを確認する。非破壊試験等において、有意な欠陥指示と疑わしきものが発見された際、過去のデータと比較し、評価していることを確認する。
- (6) 機器等に接近できない場合又は直接肉眼で確認できない場合は、テレビカメラ等を用いて適切に検査が計画され実施されていることを確認する。
- (7) 検査対象機器は分解、手入れ、清掃の後、開放、分解等検査が適切に実施できる場所に置かれ、かつ、目視確認ができる状況にあること。また、表面汚染があるものは原則、除染が行われ、可能な限り放射線レベルが低減されていること。検査場所の線量当量率や空气中放射性物質濃度等もあらかじめ確認する。
- (8) 取替部品については法令手続きが必要なものがあるので、その旨を事業者を確認する等、留意する

て確認する。

- ① 施設管理の重要度を踏まえて、以下の評価の妥当性を確認する。
 - 技術基準及び規格基準類との整合性
 - 行政文書への対応状況
 - これまでの点検間隔等の妥当性評価
 - 過去のトラブル実績及び改善状況に係る評価状況
 - 劣化メカニズム整理表等を活用した時間依存性のある劣化事象、部位毎の評価、クリティカルな部位の抽出及び評価の状況
- ② 一定の期間の設定又は変更に係る評価結果等の記録を確認し、規則第56条第3項及び保安措置ガイドⅢ.2.(2)に規定された事項が考慮されていること。
- ③ 定期事業者検査の実施状況及び実施結果を確認し、事業者により技術基準に適合していることが確認されていることを確認する。

5.2 開放、分解等検査に関する留意事項

- (1) 事業者検査を行う必要のある施設及び範囲に対して、保安規定に基づく管理体制及び施設管理（最新の保全計画を含む。）の下、漏れなく検査計画を作成し、適切な時期及び方法により検査が行われていることを確認する。
また、保全の有効性評価において点検間隔又は頻度に変更され、事業者検査の一定の期間が変更された場合、実用炉則第55条第2項（原子力施設の種別毎の条項は表4に示す）に基づき原子力規制検査の結果が判定期間の判断に使用されるため、点検前データを含め点検実績、設定された点検時期及び頻度で問題が生じていない又は生じる恐れのないことを確認するものとする。なお、実用炉については検査運用ガイド（BM0060保全の有効性評価）において、保全の有効性評価の範囲を確認している場合には、この範囲について当該検査を実施したものと見なすことができる。
- (2) 当該検査を実施するにあたって、検査体制（役割、権限含む）、検査要領書の制定又は改訂状況、検査条件の設定状況等を確認していること。選定した機器等の検査等に係る調達管理が適切に行われているとともに、事業者検査の実施体制は施工部門の責任・権限から独立していることを確認する。
- (3) 漏えい試験の場合、系統構成が検査要領書のとおり、適切に設定されていることを確認する。
- (4) 漏えい（率）検査等を行うにあたり、最新の図面（系統図等）のとおり系統が構成されていることを確認する。
- (5) 維持規格等に基づき、非破壊試験を行う者及び評価を行う者は力量を有する者であることを確認する。非破壊試験の有資格者が判定する検査の場合、その判断に基づいて事業者検査の判定が行われていることを確認する。非破壊試験において、検査不可範囲がある場合は記録又は図示していることを確認する。非破壊試験等において、有意な欠陥指示と疑わしきものが発見された際、過去のデータと比較し、評価していることを確認する。
- (6) 機器等に接近できない場合又は直接肉眼で確認できない場合は、テレビカメラ等を用いて適切に検査が計画され実施されていることを確認する。
- (7) 検査対象機器は分解、手入れ、清掃の後、開放、分解等検査が適切に実施できる場所に置かれ、かつ、目視確認ができる状況にあること。また、表面汚染があるものは原則、除染が行われ、可能な限り放射線レベルが低減されていること。検査場所の線量当量率や空气中放射性物質濃度等もあらかじめ確認する。
- (8) 取替部品については法令手続きが必要なものがあるので、その旨を事業者を確認する等、留意する

記載の適正化（誤記）

5.3 機能、性能検査に関する留意事項

上記5.2(1)及び(2)に加え、以下の事項が挙げられる。

- (1) 事故、トラブル等に備えて安全機能を維持するための機器等について、事故、トラブル時の条件を模擬できないものについては、予めテストループに基づくデータを用いたシミュレーション解析等により流量特性が検証されたデータと比較しているかを確認する。
- (2) 定格流量試験時の条件で検査を実施できない場合等、判定基準が規格等によらずに定めている場合はその根拠が技術的及び経験的に適切であることを確認する。
- (3) 実機を使用した試験又は検査ができないものについては、実機と同等の条件を模擬し検証された試験用機器又は試験用ループ等を使用しているか確認する。(通常の運転時の条件と異なる条件で検査を行うことは望ましくない。)
- (4) 検査用機器・計器等を使用する検査のうち、入力から出力までの系統がループを構成するものはループ全体としての精度が管理されていることを確認する。
- (5) 安全保護系の系統機能検査(設定値を確認する検査)又は警報やインターロックを確認する検査等において、圧力、水位、中性子束、核計装、弁位置及び地震加速度等の測定箇所から機器の動作箇所までの回路を分割して検査する場合は、分割した検査範囲がそれぞれ重複していることを確認する。
- (6) 検査前準備において、インターロック等のジャンパー、リフトを行うものは、当該作業が適切に管理されていることを確認する。
- (7) 弁の開閉状態について、施錠、タグ等により管理されていることを確認するとよい。
- (8) ポンプのQH曲線等を用いた事業者検査を確認する場合は、改造等による更新及び再レビューの必要がないか確認する。
- (9) 検査データの測定及び記録採取をするにあたって、検査データの測定時期、測定ポイント、計算の処理等を明確にしているか確認する。(例：PWR制御棒駆動機能検査では、出力波形からの時間計測方法の妥当性を確認しているか、BWR制御棒駆動水圧系機能検査では、スクラム時間について圧力補正の方法を定めているか、その圧力補正方法は起動試験・工場試験等のデータを用いる等適切なものか。)
- (10) 判定基準に係る検査データ以外に、判定するうえで間接的に影響を与える運転パラメータ等を確認し、記録することとしているか確認する。(例：検査対象ポンプの補機の動作確認を行っているか、ポンプ付属の重要補機のインターロック機能及び運転状態の確認を適切に行っているか。)
- (11) 燃料集合体の炉内配置を確認する検査の場合は、取替炉心の安全性が確認された炉心配置図と一致していることを確認する。
- (12) 停止余裕等の確認を行う検査等の場合、制御棒価値及び反応度停止余裕等の設計値が解析により算出されていることを確認する。

6. 参考資料

- (1) 原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド
- (2) JSME S NA1「発電用原子力設備規格維持規格」社団法人日本機械学会発行
- (3) JEAC4209「原子力発電所の保守管理規程」社団法人日本電気協会発行
- (4) JEAG4210「原子力発電所の保守管理指針」社団法人日本電気協会発行

5.3 機能、性能検査に関する留意事項

上記5.2(1)及び(2)に加え、以下の事項が挙げられる。

- (1) 事故、トラブル等に備えて安全機能を維持するための機器等について、事故、トラブル時の条件を模擬できないものについては、予めテストループに基づくデータを用いたシミュレーション解析等により流量特性が検証されたデータと比較しているかを確認する。
- (2) 定格流量試験時の条件で検査を実施できない場合等、判定基準が規格等によらずに定めている場合はその根拠が技術的及び経験的に適切であることを確認する。
- (3) 実機を使用した試験又は検査ができないものについては、実機と同等の条件を模擬し検証された試験用機器又は試験用ループ等を使用しているか確認する。(通常の運転時の条件と異なる条件で検査を行うことは望ましくない。)
- (4) 検査用機器・計器等を使用する検査のうち、入力から出力までの系統がループを構成するものはループ全体としての精度が管理されていることを確認する。
- (5) 安全保護系の系統機能検査(設定値を確認する検査)又は警報やインターロックを確認する検査等において、圧力、水位、中性子束、核計装、弁位置及び地震加速度等の測定箇所から機器の動作箇所までの回路を分割して検査する場合は、分割した検査範囲がそれぞれ重複していることを確認する。
- (6) 検査前準備において、インターロック等のジャンパー、リフトを行うものは、当該作業が適切に管理されていることを確認する。
- (7) 弁の開閉状態について、施錠、タグ等により管理されていることを確認するとよい。
- (8) ポンプのQH曲線等を用いた事業者検査を確認する場合は、改造等による更新及び再レビューの必要がないか確認する。
- (9) 検査データの測定及び記録採取をするにあたって、検査データの測定時期、測定ポイント、計算の処理等を明確にしているか確認する。(例：PWR制御棒駆動機能検査では、出力波形からの時間計測方法の妥当性を確認しているか、BWR制御棒駆動水圧系機能検査では、スクラム時間について圧力補正の方法を定めているか、その圧力補正方法は起動試験・工場試験等のデータを用いる等適切なものか。)
- (10) 判定基準に係る検査データ以外に、判定するうえで間接的に影響を与える運転パラメータ等を確認し、記録することとしているか確認する。(例：検査対象ポンプの補機の動作確認を行っているか、ポンプ付属の重要補機のインターロック機能及び運転状態の確認を適切に行っているか。)
- (11) 燃料集合体の炉内配置を確認する検査の場合は、取替炉心の安全性が確認された炉心配置図と一致していることを確認する。
- (12) 停止余裕等の確認を行う検査等の場合、制御棒価値及び反応度停止余裕等の設計値が解析により算出されていることを確認する。

6. 参考資料

- (1) 原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド
- (2) JSME S NA1「発電用原子力設備規格維持規格」社団法人日本機械学会発行
- (3) JEAC4209「原子力発電所の保守管理規程」社団法人日本電気協会発行
- (4) JEAG4210「原子力発電所の保守管理指針」社団法人日本電気協会発行

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

○改正履歴

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

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第55条から第57条の3まで	第92条第1項第18号又は第3項第18号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第52条から第55条まで	第87条第1項第18号又は第3項第18号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第3条の8から第3条の12まで	第15条第1項第17号又は第2項第18号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第7条の9から第7条の11まで	第17条第1項第17号又は第2項第20号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第3条の9から第3条の13まで	第8条第1項第16号又は第2項第13号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条から第16条まで	第37条第1項第16号又は第2項第16号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第12条から第16条まで	第34条第1項15号又は第2項第17号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第26条から第30条まで	第63条第1項第15号又は第2項第17号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	—	—
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	—	—

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準に関する規則条項
実用発電用原子炉施設	第4条から第78条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第4条から第78条まで
試験研究用等原子炉施設	第5条から第70条まで
再処理施設	第4条から第51条まで

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

(新設)

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第55条から第57条の3まで	第92条第1項第18号又は第3項第18号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第52条から第55条まで	第87条第1項第18号又は第3項第18号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第3条の8から第3条の12まで	第15条第1項第17号又は第2項第18号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第7条の9から第7条の11まで	第17条第1項第17号又は第2項第20号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第3条の9から第3条の13まで	第8条第1項第16号又は第2項第13号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条から第16条まで	第37条第1項第16号又は第2項第16号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第12条から第16条まで	第34条第1項15号又は第2項第17号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第26条から第30条まで	第63条第1項第15号又は第2項第17号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	—	—
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	—	—

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準に関する規則条項
実用発電用原子炉施設	第4条から第78条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第4条から第78条まで
試験研究用等原子炉施設	第5条から第70条まで
再処理施設	第4条から第51条まで

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

加工施設	第4条から第39条まで
使用済燃料貯蔵施設	第5条から第24条まで
特定廃棄物管理施設	第4条から第23条まで
第一種特定廃棄物埋設施設	同上
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第4条から第27条まで

表3 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	条文番号
	定期事業者検査の報告
実用発電用原子炉施設	第57条の3
研究開発段階発電用原子炉施設	第55条
試験研究用原子炉施設	第3条の12
再処理施設	第7条の7
加工施設	第3条の11
使用済燃料貯蔵施設	第16条
廃棄物管理施設	第16条

表4 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	条文番号
	一定の期間
実用発電用原子炉施設	第55条
研究開発段階発電用原子炉施設	第51条
試験研究用原子炉施設	第3条の10
再処理施設	第7条の5
加工施設	第3条の11
使用済燃料貯蔵施設	第14条
廃棄物管理施設	第14条

表5 検査要件まとめ表

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	5	110 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル	合計時間[h]	検査体制
----	------	------	------	---------	------

加工施設	第4条から第39条まで
使用済燃料貯蔵施設	第5条から第24条まで
特定廃棄物管理施設	第4条から第23条まで
第一種特定廃棄物埋設施設	同上
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第4条から第27条まで

表3 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	条文番号
	定期事業者検査の報告
実用発電用原子炉施設	第57条の3
研究開発段階発電用原子炉施設	第55条
試験研究用原子炉施設	第3条の12
再処理施設	第7条の7
加工施設	第3条の11
使用済燃料貯蔵施設	第16条
廃棄物管理施設	第16条

表4 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	条文番号
	一定の期間
実用発電用原子炉施設	第55条
研究開発段階発電用原子炉施設	第51条
試験研究用原子炉施設	第3条の10
再処理施設	第7条の5
加工施設	第3条の11
使用済燃料貯蔵施設	第14条
廃棄物管理施設	第14条

表5 検査要件まとめ表

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	5	110 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル	合計時間[h]	検査体制
----	------	------	------	---------	------

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

			数		
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	5	110 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	4	90 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	5	110 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	5 (MOX加工) 4 (ウラン加工)	110 (MOX加工) 90 (ウラン加工) 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	3	65 疑義があった場合の事業者の対応等	日常

			数		
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	5	110 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	4	90 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	5	110 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	5 (MOX加工) 4 (ウラン加工)	110 (MOX加工) 90 (ウラン加工) 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	3	65 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

に係る時間は含まれない。

07 管理

<u>ID</u>	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
<u>01</u>	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	<u>3</u>	<u>65</u> 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

07 管理

<u>ID</u>	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
<u>01</u>	定期事業者検査	定期事業者検査の都度	<u>3</u>	<u>65</u> 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

基本検査運用ガイド
内部溢水防護
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">内部溢水防護 (BE0030_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2. 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第61条の2の2第1項第4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置（以下「保全に関する措置」という。）における内部溢水防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される施設内における溢水等による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 内部溢水は、別添-1内部溢水とリスクの考え方に示すように、複数の安全上重要な装置・系統が動作不能になったり、緩和、復旧のための人的活動に支障をきたす可能性があることから、以下を検査対象に選定する。 (1) 溢水事象から安全機能を確実に維持するために防護すべき設備（以下「防護すべき設備」という。）</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド</p> <p style="text-align: center;">内部溢水防護 (BE0030_r0)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類：「原子力施設安全」 小分類：「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」（実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工） 「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」（貯蔵、管理、埋設、使用） 検査分野：「防災・非常時対応」</p> <p>2. 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項（保安のために必要な措置）のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置（以下「保全に関する措置」という。）における内部溢水防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項（保安規定）のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。 また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項（技術上の基準の遵守）のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される施設内における溢水等による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。 これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3. 検査要件 3.1 検査対象 内部溢水は、別添-1内部溢水とリスクの考え方に示すように、複数の安全上重要な装置・系統が動作不能になったり、緩和、復旧のための人的活動に支障をきたす可能性があることから、以下を検査対象に選定する。 (1) 溢水事象から安全機能を確実に維持するために防護すべき設備（以下、「防護すべき設備」という。）</p>	<p>改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

<p>と、防護すべき設備が設置される区画及び中央制御室並びに現場操作が必要な設備が設置(アクセス通路を含む)されたエリア(以下「<u>溢水評価区画</u>」という)。</p> <p><u>(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル</u></p> <p>検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p> <p><u>3.2 検査体制、頻度及びサンプル数</u> 検査は、表<u>3</u>の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p><u>4. 検査手順</u></p> <p><u>4.1 検査前準備</u> 溢水評価区画と防護すべき設備及び浸水等によるリスク上重要なケーブルについて、ウォークダウンやリスク情報を活用しサンプリングにより検査対象を選定するとともに、許認可関連文書、事業者マニュアル、検査に関連する過去の不適合の是正処置状況等の情報を収集し、検査方針、検査のポイント等をまとめておく。</p> <p><u>4.2 検査実施</u> 検査に当たっては、内部溢水防護のための計画が策定され、「防護すべき設備(ケーブル含む)」及び「溢水評価区画」の健全性が維持され、リスク分析の想定条件との一致性等について関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。</p> <p><u>(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性</u></p> <p><u>a.</u> 許認可関連文書等により施設の溢水評価区画及びウォークダウンによる取水施設を含めた内部溢水の影響を受けやすいエリアの調査。</p> <p><u>b.</u> 設備の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能、発電炉にあつては使用済燃料の冷却機能等、核燃料施設にあつては火災・爆発、臨界等の防止機能等を有する設備、これらの設備について適切な溢水防護対策が講じられ、溢水事象が発生しても設備の健全性が確保されること。</p> <p><u>c.</u> 防護すべき設備のあるエリアにおいては、防水扉、堰、ドレン排水等の溢水防護対策が講じられ、それらの機能が劣化していないこと。</p> <p><u>d.</u> 防護すべき設備が結露水、浸水等の内部溢水等により悪影響を受けないこと。</p> <p><u>(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル</u></p> <p><u>a.</u> 結露水、浸水等の内部溢水の悪影響を受けやすいケーブルの設置場所を配線図面等で確認し、悪影響を受けてもケーブルの健全性が確保されること。</p> <p><u>b.</u> 防護すべき設備に使用されるケーブルは、仕様、耐環境性、水分による損傷等が考慮され、アクセスが困難場所では排水・乾燥、監視等が行われていること。</p> <p><u>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</u></p> <p><u>(1)</u> 本検査に関連する安全機能に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処</p>	<p>と、防護すべき設備が設置される区画及び中央制御室並びに現場操作が必要な設備が設置(アクセス通路を含む)されたエリア(以下、「<u>溢水評価区画</u>」という)。</p> <p><u>(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル</u></p> <p>検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。</p> <p><u>3.2 検査体制、頻度及びサンプル数</u> 検査は、表<u>3</u>の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p><u>4. 検査手順</u></p> <p><u>4.1 検査前準備</u> 溢水評価区画と防護すべき設備及び浸水等によるリスク上重要なケーブルについて、ウォークダウンやリスク情報を活用しサンプリングにより検査対象を選定するとともに、許認可関連文書、事業者マニュアル、検査に関連する過去の不適合の是正処置状況等の情報を収集し、検査方針、検査のポイント等をまとめておく。</p> <p><u>4.2 検査実施</u> 検査に当たっては、内部溢水防護のための計画が策定され、「防護すべき設備(ケーブル含む)」及び「溢水評価区画」の健全性が維持され、リスク分析の想定条件との一致性等について関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。</p> <p><u>(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性</u></p> <p><u>a.</u> 許認可関連文書等により施設の溢水評価区画及びウォークダウンによる取水施設を含めた内部溢水の影響を受けやすいエリアの調査。</p> <p><u>b.</u> 設備の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能、発電炉にあつては使用済燃料の冷却機能等、核燃料施設にあつては火災・爆発、臨界等の防止機能等を有する設備、これらの設備について適切な溢水防護対策が講じられ、溢水事象が発生しても設備の健全性が確保されること。</p> <p><u>c.</u> 防護すべき設備のあるエリアにおいては、防水扉、堰、ドレン排水等の溢水防護対策が講じられ、それらの機能が劣化していないこと。</p> <p><u>d.</u> 防護すべき設備が結露水、浸水等の内部溢水等により悪影響を受けないこと。</p> <p><u>(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル</u></p> <p><u>a.</u> 結露水、浸水等の内部溢水の悪影響を受けやすいケーブルの設置場所を配線図面等で確認し、悪影響を受けてもケーブルの健全性が確保されること。</p> <p><u>b.</u> 防護すべき設備に使用されるケーブルは、仕様、耐環境性、水分による損傷等が考慮され、アクセスが困難場所では排水・乾燥、監視等が行われていること。</p> <p><u>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</u></p> <p><u>(1)</u> 本検査に関連する安全機能に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	---

<p>置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官が日常の巡視で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 事前調査時の留意事項</p> <p>(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性</p> <p>a. 事業者の文書（工事計画認可申請書、技術検討書、系統図、単線結線図、設備の設計図書、内部溢水防護を運用するに当たって使用する社内文書等）、原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドを確認し、必要に応じて専門的知識や経験を有する検査官からも意見を求め、取水施設を含めた内部溢水の影響を最も受けやすいエリアを特定する。</p> <p>b. 「溢水評価区画」の設計基準の溢水レベルを示す事業者の文書を確認する。また、過去の溢水事象の問題に関する報告書と是正処置を確認する。</p> <p>c. リスク上重要な「防護すべき設備」及び「溢水評価区画（構造物、系統、部品を含んだ）」を確認し、エリアを選択する。</p> <p>d. 「溢水評価区画」に資機材の仮置きがある場合等、評価値より水位が上昇することによる影響を確認する。</p> <p>(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル</p> <p>a. アクセスが難しい電力ケーブル又は地下電力ケーブルの劣化状況について、事業者の検査、試験及び保全計画等を確認する。</p> <p>b. 溢水状態の間に水没を起こし易い場所、結露や湿潤による水分にさらされるケーブル、水没や湿気に起因する故障や劣化の影響を受け易いケーブルを図面及びウォークダウン等により選択する。</p> <p>c. 事業所に展開されるケーブルの種類、故障のし易さ、劣化の影響の受け易さ、水分による損傷のし易さ、及びアクセスできないケーブル並びに地下ケーブルに対する排水・乾燥操作、監視、性能試験の効果反映等事業者の活動を確認する。</p> <p>5.2 検査実施時の留意事項</p> <p>a. 発電用原子炉施設</p> <p>(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性</p> <p>a. 選択したエリア又は部屋の現場巡視によって「防護すべき設備」及び「溢水評価区画」の健全性が維持されていることを確認する。巡視に当たっては予防保全活動状況を含めて確認する他、設計管理の観点で以下を確認する。</p> <p>(a) サンプ水位や水密扉状態等の溢水に係る警報の有無。</p>	<p>置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官が日常の巡視で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5. 検査手引</p> <p>5.1 事前調査時の留意事項</p> <p>(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性</p> <p>a. 事業者の文書（工事計画認可申請書、技術検討書、系統図、単線結線図、設備の設計図書、内部溢水防護を運用するに当たって使用する社内文書等）、原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドを確認し、必要に応じて専門的知識や経験を有する検査官からも意見を求め、取水施設を含めた内部溢水の影響を最も受けやすいエリアを特定する。</p> <p>b. 「溢水評価区画」の設計基準の溢水レベルを示す事業者の文書を確認する。また、過去の溢水事象の問題に関する報告書と是正処置を確認する。</p> <p>c. リスク上重要な「防護すべき設備」及び「溢水評価区画（構造物、系統、部品を含んだ）」を確認し、エリアを選択する。</p> <p>d. 「溢水評価区画」に資機材の仮置きがある場合等、評価値より水位が上昇することによる影響を確認する。</p> <p>(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル</p> <p>a. アクセスが難しい電力ケーブル又は地下電力ケーブルの劣化状況について、事業者の検査、試験及び保全計画等を確認する。</p> <p>b. 溢水状態の間に水没を起こし易い場所、結露や湿潤による水分にさらされるケーブル、水没や湿気に起因する故障や劣化の影響を受け易いケーブルを図面及びウォークダウン等により選択する。</p> <p>c. 事業所に展開されるケーブルの種類、故障のし易さ、劣化の影響の受け易さ、水分による損傷のし易さ、及びアクセスできないケーブル並びに地下ケーブルに対する排水・乾燥操作、監視、性能試験の効果反映等事業者の活動を確認する。</p> <p>5.2 検査実施時の留意事項</p> <p>a. 発電用原子炉施設</p> <p>(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性</p> <p>a. 選択したエリア又は部屋の現場巡視によって「防護すべき設備」及び「溢水評価区画」の健全性が維持されていることを確認する。巡視に当たっては予防保全活動状況を含めて確認する他、設計管理の観点で以下を確認する。</p> <p>(a) サンプ水位や水密扉状態等の溢水に係る警報の有無。</p>	<p>記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p> <p>記載の適正化（誤記)</p>
--	--	---

<p>(b) 設計基準の内部溢水の評価水位より低い位置にある装置（電線管等）の密封状態（コーキング処理）、配管貫通部及び電線管貫通部の止水処理状態。</p> <p>(c) 装置の電路（ケーブルトレイ、電線管）、床孔、溢水区画の床と壁の貫通部分の密封状態。</p> <p>(d) 「溢水評価区画」（溢水区間）の隔離用に設置された、床ドレン配管及びチェックバルブを含めた共通の排水システム及びドレンタンクの管理状態。</p> <p>(e) ゴミ等による排水ポンプの停止を防止するため、排水システム（スクリーン・カバー）が適切に管理され、ポンプエリアには床ドレンの閉塞がないこと。</p> <p>(f) 溢水対策として設置された、水密扉、堰、壁、空調ダクトの止水ダンパ、建屋内配水系の逆流防止（フロート式逆流防止弁）等の健全性。</p> <p>(g) 「防護すべき設備」の保守と校正（例えば、排水ポンプの動作可能性、水位警報及び制御回路の健全性）の適切性。</p> <p>(h) 分析又は適切に保守されていないソース（可撓型配管の伸縮継手の故障、防火システムスプリンクラーの破損、屋根の漏水、給水ラインの故障）の影響で内部溢水の発生源となるドレンタンク等の管理状態。</p> <p>(i) 緊急時運転要領書（EOP）活動の実施に必要な重要な装置が、EOPで述べた溢水事象向けに計算された室内最大水位より下に配置されていないこと。 （該当する場合）</p> <p>(j) 一時的な、又は取り外し可能な溢水バリア（パッキン、ガスケット等）の状態と入手のし易さ。（特注品で長納期の予備品の保管を含む）</p> <p>(k) 蒸気影響を緩和する検出器等の防護カバー、特定温度検出器の設置状況</p> <p>b. 使用済燃料冷却系統が運転中かつ、補給水源からの給水が可能であることを確認する。</p> <p>c. 定期的実施している教育・訓練の実施状況を確認し、溢水事象発生時には非常用の手順が遵守され、運転員の活動が適切であることを確認する。</p> <p>d. 保守管理計画に基づき実施している防護すべき設備、溢水評価区画及び関連する資機材の試験・検査、点検の実施状況。</p> <p>e. 検査官は、検査の効率化と事業者負担軽減ため、エリア選定及び事業者の同行を事前に調整する。</p> <p>(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル</p> <p>a. 凝縮、湿潤、浸水又は湿気が原因の損傷による地下ケーブルの故障や劣化の履歴がある場合は、年間のサンプルを追加し、「防護すべき設備」を停止させるケーブルを含めた1～2つのケーブル配線エリア又は場所（地下バンカー・マンホール、ケーブル配線用溝、ケーブルトラフ、地上及び地下ダクトバンク、地中埋設室、地表より下の建物のケーブル導入ポイント他）を確認する。</p> <p>(a) 実行可能な場合は、直接観察によってケーブルが水没していないことを検査する。乾燥したエリアの場合、以前の浸水を示す証拠（壁の水の痕跡、ケーブルトレイのゴミ他）の現在の</p>	<p>(b) 設計基準の内部溢水の評価水位より低い位置にある装置（電線管等）の密封状態（コーキング処理）、配管貫通部及び電線管貫通部の止水処理状態。</p> <p>(c) 装置の電路（ケーブルトレイ、電線管）、床孔、溢水区画の床と壁の貫通部分の密封状態。</p> <p>(d) 「溢水評価区画」（溢水区間）の隔離用に設置された、床ドレン配管及びチェックバルブを含めた共通の排水システム及びドレンタンクの管理状態。</p> <p>(e) ゴミ等による排水ポンプの停止防止用め、排水システム（スクリーン・カバー）が適切に管理され、ポンプエリアには床ドレンの閉塞がないこと。</p> <p>(f) 溢水対策として設置された、水密扉、堰、壁、空調ダクトの止水ダンパ、建屋内配水系の逆流防止（フロート式逆流防止弁）等の健全性。</p> <p>(g) 「防護すべき設備」の保守と校正（例えば、排水ポンプの動作可能性、水位警報及び制御回路の健全性）の適切性。</p> <p>(h) 分析又は適切に保守されていないソース（可撓型配管の伸縮継手の故障、防火システムスプリンクラーの破損、屋根の漏水、給水ラインの故障）の影響で内部溢水の発生源となるドレンタンク等の管理状態。</p> <p>(i) 緊急時運転要領書（EOP）活動の実施に必要な重要な装置が、EOPで述べた溢水事象向けに計算された室内最大水位より下に配置されていないこと。 （該当する場合）</p> <p>(j) 一時的な、又は取り外し可能な溢水バリア（パッキン、ガスケット等）の状態と入手のし易さ。（特注品で長納期の予備品の保管を含む）</p> <p>(k) 蒸気影響を緩和する検出器等の防護カバー、特定温度検出器の設置状況</p> <p>b. 使用済燃料冷却系統が運転中かつ、補給水源からの給水が可能であることを確認する。</p> <p>c. 定期的実施している教育・訓練の実施状況を確認し、溢水事象発生時には非常用の手順が遵守され、運転員の活動が適切であることを確認する。</p> <p>d. 保守管理計画に基づき実施している防護すべき設備、溢水評価区画及び関連する資機材の試験・検査、点検の実施状況。</p> <p>e. 検査官は、検査の効率化と事業者負担軽減ため、エリア選定及び事業者の同行を事前に調整する。</p> <p>(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル</p> <p>a. 凝縮、湿潤、浸水又は湿気が原因の損傷による地下ケーブルの故障や劣化の履歴がある場合は、年間のサンプルを追加し、「防護すべき設備」を停止させるケーブルを含めた1～2つのケーブル配線エリア又は場所（地下バンカー・マンホール、ケーブル配線用溝、ケーブルトラフ、地上及び地下ダクトバンク、地中埋設室、地表より下の建物のケーブル導入ポイント他）を確認する。</p> <p>(a) 実行可能な場合は、直接観察によってケーブルが水没していないことを検査する。乾燥したエリアの場合、以前の浸水を示す証拠（壁の水の痕跡、ケーブルトレイのゴミ他）の現在の</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
---	--	-------------------

状態を確認する。ケーブルが水没している又は以前の浸水を示す証拠がある場合、実用炉監視部門に相談の上確認を続け、環境悪化又はプラントの安全性に及ぼす影響の度合いを判断する。

なお、実行不可能な場合は、担当 監視部門と協議する。

(b) 直接観察によってケーブル又は端子に損傷がないことを検証する。また、ケーブル支持構造物の状態を観察する。ケーブル又は端子、支持構造物に劣化が確認された場合には健全性を確認する。

(c) 該当する場合、適切な排水装置（サンプポンプ）の動作を確認し、「防護すべき設備」が水没しないように水位警報回路が正しく設定されていること。

(d) 可能であれば、排水装置（サンプポンプ）が適切に運転されており、かつ水位警報回路の設定値が適切であり、これらによってケーブルが水没しないこと確認する。排水装置が設置されていない場合、（それでも）排水路があり、これが当該ケーブル施工エリアで機能することを見極める。排水装置も排水路も無い場合は、ケーブルの運転環境が（プラント）製造業者の設計仕様及び品質基準に合致していること（＝「水没しても機能する仕様となっていること」を指す）を確認する。

(e) （延長運転期間内のプラント）著しい湿気が確認された場合、事業者はケーブルを乾燥状態に保つ措置を講じていること、ケーブルの経年変化管理プログラム等によってケーブルの劣化を評価していることを確認する。

b. アクセスが困難なエリア（地下トレンチ等）は光ファイバー等の機器を使用するか、他の代替機能による間接的確認を認める。

c. ケーブル配線エリア内に配置されたケーブルの状態を判断しやすくするため、検査状況を詳細に記載する。

d. 検査の過程で課題が特定され又は疑問が生じた場合は、検査官は必要に応じて専門検査官に状況を連絡し判断するための支援を受ける。

b. 核燃料施設等

下記に記載されている視点は、一般的に重要と考えられる視点の例示であり、詳細は事業者の許認可事項等の内容を踏まえて確認する。

(1) 溢水による臨界の防止及び核燃料物質の閉じ込め機能の喪失を防止する観点から、第1種管理区域において粉末状の核燃料物質を取り扱う設備・機器、核燃料物質によって汚染された物を取り扱う設備・機器及び第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備に係る溢水防護対策の実施状況を確認する。

(2) 溢水による火災・爆発の発生を防止する観点から、高温で可燃性ガスを取り扱う連続焼結炉の制御に必要な電気・計装盤の溢水防護対策の状況及び現場操作の適切性を確認する。

(3) 溢水の拡大防止対策として、地震加速度を検知した時点で作動する給水ポンプの自動停止機能や溢水源となる各系統の緊急遮断弁の状況を確認する。

(4) 核燃料物質を取り扱う核的制限値を設定した設備・機器等の溢水による臨界防止として、内部溢水に対し許容没水高さより高い位置に設置されていることを確認する。

(5) 減速条件を管理する設備・機器については、火災時の消火水等の被水に対し水密性を有する閉じ

状態を確認する。ケーブルが水没している又は以前の浸水を示す証拠がある場合、実用炉監視部門に相談の上確認を続け、環境悪化又はプラントの安全性に及ぼす影響の度合いを判断する。

なお、実行不可能な場合は、担当 監視部門と協議する。

(b) 直接観察によってケーブル又は端子に損傷がないことを検証する。また、ケーブル支持構造物の状態を観察する。ケーブル又は端子、支持構造物に劣化が確認された場合には健全性を確認する。

(c) 該当する場合、適切な排水装置（サンプポンプ）の動作を確認し、「防護すべき設備」が水没しないように水位警報回路が正しく設定されていること。

(d) 可能であれば、排水装置（サンプポンプ）が適切に運転されており、かつ水位警報回路の設定値が適切であり、これらによってケーブルが水没しないこと確認する。排水装置が設置されていない場合、（それでも）排水路があり、これが当該ケーブル施工エリアで機能することを見極める。排水装置も排水路も無い場合は、ケーブルの運転環境が（プラント）製造業者の設計仕様及び品質基準に合致していること（＝「水没しても機能する仕様となっていること」を指す）を確認する。

(e) （延長運転期間内のプラント）著しい湿気が確認された場合、事業者はケーブルを乾燥状態に保つ措置を講じていること、ケーブルの経年変化管理プログラム等によってケーブルの劣化を評価していることを確認する。

b. アクセスが困難なエリア（地下トレンチ等）は光ファイバー等の機器を使用するか、他の代替機能による間接的確認を認める。

c. ケーブル配線エリア内に配置されたケーブルの状態を判断しやすくするため、検査状況を詳細に記載する。

d. 検査の過程で課題が特定され又は疑問が生じた場合は、検査官は必要に応じて専門検査官に状況を連絡し判断するための支援を受ける。

b. 核燃料施設等

下記に記載されている視点は、一般的に重要と考えられる視点の例示であり、詳細は事業者の許認可事項等の内容を踏まえて確認する。

(1) 溢水による臨界の防止及び核燃料物質の閉じ込め機能の喪失を防止する観点から、第1種管理区域において粉末状の核燃料物質を取り扱う設備・機器、核燃料物質によって汚染された物を取り扱う設備・機器及び第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備に係る溢水防護対策の実施状況を確認する。

(2) 溢水による火災・爆発の発生を防止する観点から、高温で可燃性ガスを取り扱う連続焼結炉の制御に必要な電気・計装盤の溢水防護対策の状況及び現場操作の適切性を確認する。

(3) 溢水の拡大防止対策として、地震加速度を検知した時点で作動する給水ポンプの自動停止機能や溢水源となる各系統の緊急遮断弁の状況を確認する。

(4) 核燃料物質を取り扱う核的制限値を設定した設備・機器等の溢水による臨界防止として、内部溢水に対し許容没水高さより高い位置に設置されていることを確認する。

(5) 減速条件を管理する設備・機器については、火災時の消火水等の被水に対し水密性を有する閉じ

記載の適正化（誤記）

込め弁、遮水板及び防水カバー等の状況を確認する。

(6) 閉じ込め機能喪失防止として、第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備等は、内部溢水に対し没水しない状況であること、火災時の消火水等の被水に対する遮水板又は防水カバーの状況を確認する。

(7) 外部への溢水の漏えい対策として、溢水防護区画境界にある扉等の開口部の堰の状況を確認する。

(8) 溢水の拡大防止対策として、溢水源近傍又は溢水経路に設置されている漏水検知器の状況を確認する。

(9) 被水によって電気火災が発生する又は機能喪失するおそれがある電気・計装盤については、漏電遮断器の状況、防水カバー又は電源を遮断する措置の状況を確認する。

6. 参考資料

- (1) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
- (2) 核燃料施設等の事業規則、許認可関連文書

○改正履歴

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

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第5号、第14号及び15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第16号及び第3項第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第15号及び第2項第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第15号及び第2項第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第14号及び第2項第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第14号及び第2項第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物	第30条	第34条第1項第13号及び第2項第14号

込め弁、遮水板及び防水カバー等の状況を確認する。

(6) 閉じ込め機能喪失防止として、第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備等は、内部溢水に対し没水しない状況であること、火災時の消火水等の被水に対する遮水板又は防水カバーの状況を確認する。

(7) 外部への溢水の漏えい対策として、溢水防護区画境界にある扉等の開口部の堰の状況を確認する。

(8) 溢水の拡大防止対策として、溢水源近傍又は溢水経路に設置されている漏水検知器の状況を確認する。

(9) 被水によって電気火災が発生する又は機能喪失するおそれがある電気・計装盤については、漏電遮断器の状況、防水カバー又は電源を遮断する措置の状況を確認する。

6. 参考資料

- (1) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
- (2) 核燃料施設等の事業規則、許認可関連文書

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
(新設)			

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号、第15号及び第16号並びに同条第3項第5号、第14号及び15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第16号及び第3項第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第15号及び第2項第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第15号及び第2項第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第14号及び第2項第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第14号及び第2項第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物	第30条	第34条第1項第13号及び第2項第14号

記載の適正化（誤記）

改正に伴う変更

記載の適正化（誤記）

	管理の事業に関する規則		
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 13 号及び第 2 項第 14 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の 2	第 20 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 13 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条の 11 の 8	第 2 条の 12 第 1 項第 13 号及び第 2 項第 15 号

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 12 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 12 条
試験研究用等原子炉施設	第 19 条
再処理施設	第 12 条
加工施設	第 12 条
使用済燃料貯蔵施設	—
特定廃棄物管理施設	—
特定第一種廃棄物埋設施設	—
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 13 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査はユニット (原子炉) を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (熱出力500kw以上※1)	1年	1	15	日常
02	内部溢水防護	1年	1	5	日常

	管理の事業に関する規則		
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 13 号及び第 2 項第 14 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の 2	第 20 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 13 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条の 11 の 8	第 2 条の 12 第 1 項第 13 号及び第 2 項第 15 号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 12 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 12 条
試験研究用等原子炉施設	第 19 条
再処理施設	第 12 条
加工施設	第 12 条
使用済燃料貯蔵施設	—
特定廃棄物管理施設	—
特定第一種廃棄物埋設施設	—
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 13 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査はユニット (原子炉) を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (熱出力500kw以上※1)	1年	1	15	日常
02	内部溢水防護	1年	1	5	日常

記載の適正化 (誤記)

記載の適正化 (誤記)

	(熱出力500kw以上※2)				
03	内部溢水防護 (熱出力500kw未満)	1年	1	5	日常

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

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (MOX加工)	1年	1	20	日常
02	内部溢水防護 (ウラン加工)	1年	1	15	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

別紙-1 内部溢水とリスクの考え方(実用発電用原子炉施設の例)

監視領域	検査の目的	リスク考慮の考え方	例
起回事象	起回事象を引き起こす可能性のある内部溢水の特定	共通要因故障の潜在的可能性	高流量かつ低圧力システムのエキスパンション接続部の保守が十分であること
		溢水区画間のバリア	消火用スプリンクラーの保守
		未解析の内部溢水発生源	大容量を有する水システムにおいて、試験時に通常と異なる系

	(熱出力500kw以上※2)				
03	内部溢水防護 (熱出力500kw未満)	1年	1	5	日常

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

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (MOX加工)	1年	1	20	日常
02	内部溢水検査 (ウラン加工)	1年	1	15	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

別紙-1 内部溢水とリスクの考え方(実用発電用原子炉施設の例)

監視領域	検査の目的	リスク考慮の考え方	例
起回事象	起回事象を引き起こす可能性のある内部溢水の特定	共通要因故障の潜在的可能性	高流量かつ低圧力システムのエキスパンション接続部の保守が十分であること
		溢水区画間のバリア	消火用スプリンクラーの保守
		未解析の内部溢水発生源	大容量を有する水システムにおいて、試験時に通常と異なる系

記載の適正化(他施設と記載を統一)

記載の適正化(誤記)

	選定したケーブル配線エリアについて、浸水に至らしめる要因とその期間の特定	<p>溢水時に水没するエリア</p> <p>湿気による損傷によって、保守規則に定めるリスク上重要な機器が使用不能となるケーブル劣化</p>	<p>統構成となっている場合</p> <p>ケーブルの等級と品質が、水没の状態が想定されていることと整合していること</p> <p>想定される水没状態において、水没の可能性のあるケーブルは、非活線となると見なす</p>							
緩和系	<p>安全に停止するための機器の機能を喪失に至らしめる内部溢水事象の特定</p> <p>溢水時に浸水すると疑われるケーブル引き回し区画(若しくは、復水や被水によって湿気環境に露出する可能性のある場所)の特定。</p>	<p>消火水、補機冷却海水系、補機冷却水などの高水量・低圧システム(特にエキスパンション接続部がある部位)</p> <p>保守規則の範囲にあるリスク上重要な機器を機能不全に至らしめる原因となりえる湿分によるケーブルの劣化・損傷</p>	<p>扉、サンプポンプ及び警報</p> <p>原子炉停止に必要な電気設備の内、溢水時に水没するもののシーリングが十分であること</p> <p>異なる溢水区間に共通するオーブンドレインシステムの逆止弁</p> <p>ケーブルの等級と品質が、水没の状態が想定されていることと整合していること</p> <p>想定される水没状態において、水没の可能性のあるケーブルは、非活線となると見なす</p>	緩和系	<p>安全に停止するための機器の機能を喪失に至らしめる内部溢水事象の特定</p> <p>溢水時に浸水すると疑われるケーブル引き回し区画(若しくは、復水や被水によって湿気環境に露出する可能性のある場所)の特定。</p>	<p>消火水、補機冷却海水系、補機冷却水などの高水量・低圧システム(特にエキスパンション接続部がある部位)</p> <p>保守規則の範囲にあるリスク上重要な機器を機能不全に至らしめる原因となりえる湿分によるケーブルの劣化・損傷</p>	<p>扉、サンプポンプ及び警報</p> <p>原子炉停止に必要な電気設備の内、溢水時に水没するもののシーリングが十分であること</p> <p>異なる溢水区間に共通するオーブンドレインシステムの逆止弁</p> <p>ケーブルの等級と品質が、水没の状態が想定されていることと整合していること</p> <p>想定される水没状態において、水没の可能性のあるケーブルは、非活線となると見なす</p>			

基本検査運用ガイド
品質マネジメントシステムの運用
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 品質マネジメントシステムの運用 (BQ0010_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域</p> <p>大分類 : 「原子力施設安全」「放射線安全」「核物質防護」</p> <p>小分類 : 「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処・大規模損壊対処」 「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」「核物質防護」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工) 「臨界防止」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」「核物質防護」(貯蔵、管理、埋設、使用)</p> <p>検査分野 : 「横断」</p> <p>2 検査目的</p> <p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第4条第1項第3号、第13条第2項第7号、第23条第2項第9号、第43条の3の5第2項第11号、第44条第2項第9号、第51条の2第3項第7号及び第52条第2項第10号で規定している事項(保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備)について、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則(令和2年1月23日原子力規制委員会規則第2号。以下、「品質管理基準規則」という。)に規定されている品質マネジメントシステム(以下、「QMS」という。)に基づき、保安活動の計画、実施、評価及び改善等の実施状況を確認する。これらの確認対象とする事業者の活動においては、設計及び工事の計画の認可に係る設計、工事、使用前事業者検査等における品質管理に係る活動などとも関連してくることから、関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。</p> <p>また、原子炉等規制法第61条の2の2第1項第3号ロ及び第4号イで規定している事項(核物質防護規定に従って講ずべき措置の実施状況及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置の実施状況)について、核物質防護規定に規定されている特定核燃料物質の防護のために必要な措置の定期的な評価及び改善(以下、「核物質防護措置に係る評価・改善」という。)に関する活動の実施状況も確認する。</p> <p>本検査の目的は、事業者がQMS及び核物質防護措置に係る評価・改善を積極的に活用することにより、原子炉等規制法の目的に影響を及ぼすおそれのある問題を効果的に検知し、問題となる事象(以下、「事象」という。)の発生を未然に防止できること、不適合を除去した後に是正処置を施して、当該不適合の再発を防止できることなどの組織が改善に必要な業務遂行能力を有していることを確認することである。</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 品質マネジメントシステムの運用 (BQ0010_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域</p> <p>大分類 : 「原子力施設安全」「放射線安全」「核物質防護」</p> <p>小分類 : 「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処・大規模損壊対処」 「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」「核物質防護」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工) 「臨界防止」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」「核物質防護」(貯蔵、管理、埋設、使用)</p> <p>検査分野 : 「横断」</p> <p>2 検査目的</p> <p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第4条第1項第3号、第13条第2項第7号、第23条第2項第9号、第43条の3の5第2項第11号、第44条第2項第9号、第51条の2第3項第7号及び第52条第2項第10号で規定している事項(保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備)について、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則(令和2年1月23日原子力規制委員会規則第2号。以下、「品質管理基準規則」という。)に規定されている品質マネジメントシステム(以下、「QMS」という。)に基づき、保安活動の計画、実施、評価及び改善等の実施状況を確認する。これらの確認対象とする事業者の活動においては、設計及び工事の計画の認可に係る設計、工事、使用前事業者検査等における品質管理に係る活動などとも関連してくることから、関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。</p> <p>また、原子炉等規制法第61条の2の2第1項第3号ロ及び第4号イで規定している事項(核物質防護規定に従って講ずべき措置の実施状況及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置の実施状況)について、核物質防護規定に規定されている特定核燃料物質の防護のために必要な措置の定期的な評価及び改善(以下、「核物質防護措置に係る評価・改善」という。)に関する活動の実施状況も確認する。</p> <p>本検査の目的は、事業者がQMS及び核物質防護措置に係る評価・改善を積極的に活用することにより、原子炉等規制法の目的に影響を及ぼすおそれのある問題を効果的に検知し、問題となる事象(以下、「事象」という。)の発生を未然に防止できること、不適合を除去した後に是正処置を施して、当該不適合の再発を防止できることなどの組織が改善に必要な業務遂行能力を有していることを確認することである。</p>	<p>改正に伴う修正</p>

また、事業者は、自らの組織で発生した問題や今後顕在化することが想定される問題だけではなく、広く国内外の産業界から得られた知見も踏まえて、改善の機会を逸することなく、問題を特定し対策を講じることにより、問題の未然防止又は再発を防止する活動（以下、「PI&R活動」という。）を行わなければならない。

このため、本検査では、PI&R活動に着目し、事業者がQMS及び核物質防護措置に係る評価・改善に従った活動を実施し、問題の特定と解決が適切に行われていることを確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

本検査では、各検査分野での活動目的を満たしているかどうかを監視評価する監視領域評価指標（以下、「パフォーマンス指標」という。）の実績では把握できない事業者の活動状況を監視するため、①日常観察、②半期検査、③年次検査により、以下の(1)～(8)の検査項目等について確認する。

(1) 保安活動におけるPI&R活動の一環としての監視測定による課題の抽出、データ分析及び不適合の識別管理、それらの優先順位付け、原因の分析及び是正処置・未然防止処置等並びに核物質防護措置に係る評価・改善から成る事業者の是正処置プログラム（以下、「CAP」という。）の実効性を評価する。更に安全活動^{*1}において、CAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかを確認する。

※1 安全活動とは、原子力規制検査等に関する規則（令和2年1月23日原子力規制委員会規則第1号）第2条において、原子力事業者等又は核原料物質を使用する者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動と規定している。

(2) 品質管理基準規則に基づき事業者が自らの基準に従って保安活動を行い、その期待される成果が達成されていることを確認する。

(3) 原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び国内外の原子力施設等から得られた知見並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認する。

(4) 事業者の内部監査（外部監査を含めても良い）及びマネジメントレビュー等の自己評価の実効性を確認する。

(5) 品質管理基準規則及び事業者の基準に基づく安全文化の育成と維持に関する取組状況やCAP等から得られる弱点や強化すべき分野について確認する。

(6) 過去に特定された規制要求及び事業者の基準に対する不遵守（「緑」（核燃料施設等においては「追加対応なし」）のパフォーマンス劣化及びSLIVの違反）についての是正処置状況を確認する。

(7) 調達先の管理を適切に実施していることを確認する。特に、調達先の不適合情報についても適切に調査して自らの組織への影響を評価し対応していることを確認する。

(8) 追加検査が必要になった場合には、本検査運用ガイドを使用することができる。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

また、事業者は、自らの組織で発生した問題や今後顕在化することが想定される問題だけではなく、広く国内外の産業界から得られた知見も踏まえて、改善の機会を逸することなく、問題を特定し対策を講じることにより、問題の未然防止又は再発を防止する活動（以下、「PI&R活動」という。）を行わなければならない。

このため、本検査では、PI&R活動に着目し、事業者がQMS及び核物質防護措置に係る評価・改善に従った活動を実施し、問題の特定と解決が適切に行われていることを確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

本検査では、各検査分野での活動目的を満たしているかどうかを監視評価する監視領域評価指標（以下、「パフォーマンス指標」という。）の実績では把握できない事業者の活動状況を監視するため、①日常観察、②半期検査、③年次検査により、以下の(1)～(8)の検査項目等について確認する。

(1) 保安活動におけるPI&R活動の一環としての監視測定による課題の抽出、データ分析及び不適合の識別管理、それらの優先順位付け、原因の分析及び是正処置・未然防止処置等並びに核物質防護措置に係る評価・改善から成る事業者の是正処置プログラム（以下、「CAP」という。）の実効性を評価する。更に安全活動^{*1}において、CAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかを確認する。

※1 安全活動とは、原子力規制検査等に関する規則（令和2年1月23日原子力規制委員会規則第1号）第2条において、原子力事業者等又は核原料物質を使用する者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動と規定している。

(2) 品質管理基準規則に基づき事業者が自らの基準に従って保安活動を行い、その期待される成果が達成されていることを確認する。

(3) 原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び国内外の原子力施設等から得られた知見並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認する。

(4) 事業者の内部監査（外部監査を含めても良い）及びマネジメントレビュー等の自己評価の実効性を確認する。

(5) 品質管理基準規則及び事業者の基準に基づく安全文化の育成と維持に関する取組状況やCAP等から得られる弱点や強化すべき分野について確認する。

(6) 過去に特定された規制要求及び事業者の基準に対する不遵守（「緑」のパフォーマンス劣化及びSLIVの違反）についての是正処置状況を確認する。

(7) 調達先の管理を適切に実施していることを確認する。特に、調達先の不適合情報についても適切に調査して自らの組織への影響を評価し対応していることを確認する。

(8) 追加検査が必要になった場合には、本検査運用ガイドを使用することができる。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

記載の適正化（誤記）

検査は、以下及び表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

(1) 日常観察

- a. 日常観察は、1ユニット、2ユニット及び3ユニット・サイトそれぞれについて、30分、40分及び50分を目安として行う。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、30～50分を目安として行う。
- b. 日常観察は、事業者の日々のCAP（核燃料物質の防護に関係するものを含む。以下、日常観察に関する記載において同じ。）に焦点を当てて監視活動を行うため、サンプル数は年間を通じての検査活動として1サンプルとする。また、日常観察では、それぞれの検査ガイドのリソースの約10～15%相当とすることが期待される。必要とされる実際の所要時間は、特定の施設で生じる問題の性質と複雑性に依存して、大きく変わる場合がある。

(2) 半期検査

- a. 半期検査は、事業者の活動結果の傾向を評価することにより事業者のパフォーマンスを把握することを目的に実施し、半年毎を目安に行うこととしサンプル数を2とする。また、サイトのユニット数に関係なく、半期平均8～12時間と推定される。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、半期平均4～6時間を目安として行う。

(3) 年次検査

- a. 本検査では、事業者のPI&R活動全般を対象に深掘りした検査を行うため、検査に費やされる時間は検査対象の施設の状況に依存するとともに、事業者のパフォーマンスに応じて検査項目やサンプル数を追加することもあるため、平均50～250時間を目安とする。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、平均8～50時間を目安として行う。

4 検査手順

4.1 検査実施

(1) 日常観察

- a. 検査官は、日常観察のため、事業者がCAPに入力した事案を確認する必要がある。この観察では、日常のCAP会合に出席する等※2によりCAPの入力事案を確認する。この観察の目的は、半期検査及び年次検査又はその他の基本検査を通じて追加的なフォローアップが必要かもしれない反復的、長期的又は潜在的な機器故障や横断領域の問題等を検査官が把握するため、情報の収集及び分析を行うことにある。なお、安全文化に係る事象は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」の安全文化10特性に基づき分類する。
※2 CAP会合への出席に限らず事業者のCAP活動が分かる資料を確認する等がある。
- b. 事業者により特定された問題について、その重要性に応じて是正処置が計画、実行されていることを確認する。選択した問題について綿密な検査が必要な場合には、年次検査により実施することができる。なお、不適合事象等の原因分析は、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。
- c. 原子力施設の機器及び安全活動に係る問題が、適切な閾値に基づき事業者により特定され、CAPに反映されていることを確認する。ヒューマンファクターに関する問題は、「附属書2 業務遂行能力に関するガイド」に基づき、その要因を確認する。また、横断領域のパフォーマンス劣化に繋がるような問題に留意し、これらが問題になりつつある又は既に顕在化していたものに影響を及ぼ

検査は、以下及び表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

(1) 日常観察

- a. 日常観察は、1ユニット、2ユニット及び3ユニット・サイトそれぞれについて、30分、40分及び50分を目安として行う。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、30～50分を目安として行う。
- b. 日常観察は、事業者の日々のCAP（核燃料物質の防護に関係するものを含む。以下、日常観察に関する記載において同じ。）に焦点を当てて監視活動を行うため、サンプル数は年間を通じての検査活動として1サンプルとする。また、日常観察では、それぞれの検査ガイドのリソースの約10～15%相当とすることが期待される。必要とされる実際の所要時間は、特定の施設で生じる問題の性質と複雑性に依存して、大きく変わる場合がある。

(2) 半期検査

- a. 半期検査は、事業者の活動結果の傾向を評価することにより事業者のパフォーマンスを把握することを目的に実施し、半年毎を目安に行うこととしサンプル数を2とする。また、サイトのユニット数に関係なく、半期平均8～12時間と推定される。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、半期平均4～6時間を目安として行う。

(3) 年次検査

- a. 本検査では、事業者のPI&R活動全般を対象に深掘りした検査を行うため、検査に費やされる時間は検査対象の施設の状況に依存するとともに、事業者のパフォーマンスに応じて検査項目やサンプル数を追加することもあるため、平均50～250時間を目安とする。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、平均8～50時間を目安として行う。

4 検査手順

4.1 検査実施

(1) 日常観察

- a. 検査官は、日常観察のため、事業者がCAPに入力した事案を確認する必要がある。この観察では、日常のCAP会合に出席する等※2によりCAPの入力事案を確認する。この観察の目的は、半期検査及び年次検査又はその他の基本検査を通じて追加的なフォローアップが必要かもしれない反復的、長期的又は潜在的な機器故障や横断領域の問題等を検査官が把握するため、情報の収集及び分析を行うことにある。なお、安全文化に係る事象は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」の安全文化10特性に基づき分類する。
※2 CAP会合への出席に限らず事業者のCAP活動が分かる資料を確認する等がある。
- b. 事業者により特定された問題について、その重要性に応じて是正処置が計画、実行されていることを確認する。選択した問題について綿密な検査が必要な場合には、年次検査により実施することができる。なお、不適合事象等の原因分析は、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。
- c. 原子力施設の機器及び安全活動に係る問題が、適切な閾値に基づき事業者により特定され、CAPに反映されていることを確認する。ヒューマンファクターに関する問題は、「附属書2 業務遂行能力に関するガイド」に基づき、その要因を確認する。また、横断領域のパフォーマンス劣化に繋がるような問題に留意し、これらが問題になりつつある又は既に顕在化していたものに影響を及ぼ

すようなものについて確認する必要がある。

- d. 事業者が問題を適切に分類し、短期的な是正処置を講じたことを検証するためにサンプルを抽出して確認する。
- e. その他の基本検査の実施中に事業者のCAPが適切に行われていることを確認する。
- f. 検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）が事業者のCAPに取り込まれていることを確認する。

(2) 半期検査

- a. 安全に影響を及ぼす可能性のある傾向を特定するため、日常観察で収集、分類した情報から類似の不適合の再発、有効性レビューや是正処置が未実施の案件、保安規定に抵触するおそれのある事象等を抽出し、半年毎に分析する。
- b. 抽出、分析にあたっては、事業者が行った活動の状態監視、機器等の傾向監視及び自己評価に加え、繰り返し発生している不適合事象や類似性のある問題に着目する。
- c. 事業者からの情報及び上記a.の分析結果から、事業者の活動や原子力施設の傾向を評価する。
- d. 加えて、再発している不適合又はプラントの系統、構造物及び機器（以下、「SSC」という。）の安全に潜在的な影響を及ぼすおそれのある傾向を特定するため、CAPで処置された是正処置の適切性についても確認する。

(3) 年次検査

- a. 本検査では、事業者の評価結果と検査官の確認、評価結果とを比較し、PI&R 活動全般の実効性を評価する。その際、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査の情報も活用しつつ、前年の検査以降に事業者の CAP により処理された問題を選択する。サンプルを選択する際には、「5.1 (3)b. 検査対象の選定」及び「5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド」を参照することとし、可能な範囲において選定したサンプルには以下を含めること。
また、検査に当たっては、「5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性」の「表1 検査で考慮する項目」を参照して各問題をレビューすること。
 - (a) 事業者のCAPに文書化されている安全上重要な不適合事象
 - (b) 検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）を収集して特定された問題
 - (c) 事業者の内部監査（外部監査含む）及びマネジメントレビューのインプット、アウトプット
 - (d) 組織の健全な安全文化を育成し維持するための活動や安全を向上させるような提案、忌憚のない意見が部下からなされることを阻害するような環境が無いかな等を含む安全文化の弱点や強化すべき分野
- b. サンプルとして横断領域に関連する顕在化した又は今後顕在化すると想定される問題も選定し、弱点や強化すべき分野の評価を行う。その際、安全文化に係る事象は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」の安全文化10特性に基づき分類し、安全文化の傾向を把握する。
- c. 組織の問題や課題が経営層に把握され、その改善や解決のために必要な措置が組織運営に反映され、安全の向上に寄与していることを確認するため、施設の所長等他、管理責任者や担当者等に必

すようなものについて確認する必要がある。

- d. 事業者が問題を適切に分類し、短期的な是正処置を講じたことを検証するためにサンプルを抽出して確認する。
- e. その他の基本検査の実施中に事業者のCAPが適切に行われていることを確認する。
- f. 検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）が事業者のCAPに取り込まれていることを確認する。

(2) 半期検査

- a. 安全に影響を及ぼす可能性のある傾向を特定するため、日常観察で収集、分類した情報から類似の不適合の再発、有効性レビューや是正処置が未実施の案件、保安規定に抵触するおそれのある事象等を抽出し、半年毎に分析する。
- b. 抽出、分析にあたっては、事業者が行った活動の状態監視、機器等の傾向監視及び自己評価に加え、繰り返し発生している不適合事象や類似性のある問題に着目する。
- c. 事業者からの情報及び上記a.の分析結果から、事業者の活動や原子力施設の傾向を評価する。
- d. 加えて、再発している不適合又はプラントの系統、構造物及び機器（以下、「SSC」という。）の安全に潜在的な影響を及ぼすおそれのある傾向を特定するため、CAPで処置された是正処置の適切性についても確認する。

(3) 年次検査

- a. 本検査では、事業者の評価結果と検査官の確認、評価結果とを比較し、PI&R 活動全般の実効性を評価する。その際、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査の情報も活用しつつ、前年の検査以降に事業者の CAP により処理された問題を選択する。サンプルを選択する際には、「5.1 (3)b. 検査対象の選定」及び「5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド」を参照することとし、可能な範囲において選定したサンプルには以下を含めること。
また、検査に当たっては、「5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性」の「表1 検査で考慮する項目」を参照して各問題をレビューすること。
 - (a) 事業者のCAPに文書化されている安全上重要な不適合事象
 - (b) 検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）を収集して特定された問題
 - (c) 事業者の内部監査（外部監査含む）及びマネジメントレビューのインプット、アウトプット
 - (d) 組織の健全な安全文化を育成し維持するための活動や安全を向上させるような提案、忌憚のない意見が部下からなされることを阻害するような環境が無いかな等を含む安全文化の弱点や強化すべき分野
- b. サンプルとして横断領域に関連する顕在化した又は今後顕在化すると想定される問題も選定し、弱点や強化すべき分野の評価を行う。その際、安全文化に係る事象は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」の安全文化10特性に基づき分類し、安全文化の傾向を把握する。
- c. 組織の問題や課題が経営層に把握され、その改善や解決のために必要な措置が組織運営に反映され、安全の向上に寄与していることを確認するため、施設の所長等他、管理責任者や担当者等に必

要に応じて、インタビューを行っても良い。インタビューの実施に当たっては、「5.2 インタビュー時の留意事項（参考）」に留意して実施すること。

なお、検査官は、上記サンプルから得られた結果から以下の項目について、分析及び評価を実施すること。

- (a) 問題を特定、評価、是正する事業者のCAPの実効性
- (b) 事業者による運転経験情報等を活用した未然防止活動の状況
- (c) 完了した事業者の内部監査とマネジメントレビューの実施状況
- (d) 事業者の安全文化の育成等の活動の実効性と安全文化の弱点や強化すべき分野

d. 日常観察及び半期検査において抽出した問題点を年次検査の参考情報として活用する。

5 検査手引

5.1 検査の視点

本検査は、可能な限りパフォーマンスベースの手法をとり、事業者の実際の活動及びその活動結果を記載した文書・記録を直接、監視又は確認する必要がある。検査官は、運転経験、評価及び監査を含む事業者のCAPの成果物と結果を評価する。その際、安全上重大な問題に焦点を当て、パフォーマンス劣化と判断される問題については、当該パフォーマンスに横断的に関連する原因を評価する。本検査は、CAP及び関連する手順書の記録等の事務的な手続きよりも安全上重大な問題に焦点を当て、事業者のPI&R活動における問題の特定や是正処置の実効性を確認する。是正処置の適切性を確認する際には、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。なお、事業者のPI&R活動をレビューする場合は、以下のガイダンスを考慮すること。

(1) 日常観察

日常観察では、改善が必要な問題や課題等が、決められた閾値に基づき特定され、CAP活動にインプットされて適切に処理されていることを確認する。具体的には、検査官が巡視や検査を通じて特定した問題と事業者が特定した問題とを比較することにより、確認することができる。

a. 検査官は、以下のような機器故障、不適切な保全作業、職員の人的過誤、不適切なリスク評価・管理、緊急時への不適切な備え、不適切な手順書等が、確認されたパフォーマンス劣化に潜在的に関係していたかどうかを確認すること。

(a) 上記のような関係性を特定した場合、事業者が検査官から指摘を受ける前に当該事象を特定しCAPへ入力していたのか、あるいは検査官から指摘を受けてからCAPに入力したのかを検証するため、検査官はCAPに関する記録確認やCAPの会議体に参加すること。

(b) 問題になりつつある又は問題になっている事象が他の分野にもあるかどうか以下のような横断的視点を持って確認すること。

① 以下のような類似の不適合が発生していなかったか。

(ア) 同様な管理がされている機器

(イ) 同一系統、同様な設置環境

(ウ) 同一部署 等

② ヒューマンエラーに関する事象

③ 不適切な管理に関する事象 等

要に応じて、インタビューを行っても良い。インタビューの実施に当たっては、「5.2 インタビュー時の留意事項（参考）」に留意して実施すること。

なお、検査官は、上記サンプルから得られた結果から以下の項目について、分析及び評価を実施すること。

- (a) 問題を特定、評価、是正する事業者のCAPの実効性
- (b) 事業者による運転経験情報等を活用した未然防止活動の状況
- (c) 完了した事業者の内部監査とマネジメントレビューの実施状況
- (d) 事業者の安全文化の育成等の活動の実効性と安全文化の弱点や強化すべき分野

d. 日常観察及び半期検査において抽出した問題点を年次検査の参考情報として活用する。

5 検査手引

5.1 検査の視点

本検査は、可能な限りパフォーマンスベースの手法をとり、事業者の実際の活動及びその活動結果を記載した文書・記録を直接、監視又は確認する必要がある。検査官は、運転経験、評価及び監査を含む事業者のCAPの成果物と結果を評価する。その際、安全上重大な問題に焦点を当て、パフォーマンス劣化と判断される問題については、当該パフォーマンスに横断的に関連する原因を評価する。本検査は、CAP及び関連する手順書の記録等の事務的な手続きよりも安全上重大な問題に焦点を当て、事業者のPI&R活動における問題の特定や是正処置の実効性を確認する。是正処置の適切性を確認する際には、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。なお、事業者のPI&R活動をレビューする場合は、以下のガイダンスを考慮すること。

(1) 日常観察

日常観察では、改善が必要な問題や課題等が、決められた閾値に基づき特定され、CAP活動にインプットされて適切に処理されていることを確認する。具体的には、検査官が巡視や検査を通じて特定した問題と事業者が特定した問題とを比較することにより、確認することができる。

a. 検査官は、以下のような機器故障、不適切な保全作業、職員の人的過誤、不適切なリスク評価・管理、緊急時への不適切な備え、不適切な手順書等が、確認されたパフォーマンス劣化に潜在的に関係していたかどうかを確認すること。

(a) 上記のような関係性を特定した場合、事業者が検査官から指摘を受ける前に当該事象を特定しCAPへ入力していたのか、あるいは検査官から指摘を受けてからCAPに入力したのかを検証するため、検査官はCAPに関する記録確認やCAPの会議体に参加すること。

(b) 問題になりつつある又は問題になっている事象が他の分野にもあるかどうか以下のような横断的視点を持って確認すること。

① 以下のような類似の不適合が発生していなかったか。

(ア) 同様な管理がされている機器

(イ) 同一系統、同様な設置環境

(ウ) 同一部署 等

② ヒューマンエラーに関する事象

③ 不適切な管理に関する事象 等

<p>(c) 原子力施設に関する事故・故障等の報告等に該当する事象があれば、その内容を確認し、その問題が事業者のCAPに<input type="checkbox"/>入力され、適切に処理されていることを検証する。</p> <p>(d) 調達先の不適合情報についても適切に評価して必要な対応をしていることを検証する。</p> <p>(e) 事業者が特定する不適合等について、品質管理基準規則に従って改善活動を行っていることを確認する。</p> <p>b. 検査官は、「<u>緑</u>」(核燃料施設等においては「追加対応なし」)以上の可能性がある問題、状況に関して、事業者の原因分析及び是正処置が不十分と思われる場合には注意を怠らないこと。</p> <p>事業者による原因分析及び是正処置が適切ではなかった理由を判断するため、事業者による原因分析及び是正処置に関する状況についても確認すること。問題がある場合には、「表1 検査で考慮する項目」に基づき、選択したサンプルをレビューする。検査官は事業者が品質を損なうような状況を特定、分類し、暫定又は最終的な是正処置が事業者の手順書及び規制要件に適合しているかどうかを判断すること。</p> <p>例えば、品質を損なう状況を伴う最終的な処置によって、長期的な不適合や劣化した状況を継続していたことが明らかになる可能性がある(例:改善を先送りするための現状維持の決定、設備又は運転上の判定基準の不適切な改訂、設計又は運転裕度の不適切な低減、繰り返される応急的な作業指示等)。</p> <p>c. ほとんどの基本検査ガイドには、当該検査の対象範囲においてPI&R活動の検査が含まれる。基本検査の一部でPI&R活動の検査を行う目的は、すべての監視領域の基本検査においてPI&R活動をサンプルすることにある。上記のように、PI&R活動の評価で最初に焦点を当てるのは、事業者が適切な閾値で問題を特定し、それを自らのCAPに取り込んでいることを検証することである。</p> <p>ただし、検査官は、今後の検査対象となる潜在的な分野を特定するために、既に処理された是正処置を日常観察から除外することはない。検査官は、基本検査のサンプルを選定する場合、本検査ガイドの知見を考慮すべきであり、また、基本検査の一部としてPI&R活動のフォローアップを行ってもよい。</p> <p>d. 火災防護等の専門的な案件は、本庁の担当部門に連絡すること。</p> <p>(2) 半期検査</p> <p>a. 半期検査の対象期間に、下記のような傾向に着目して、事業者の活動状況等を評価する。</p> <p>(a) 類似の機器や系統における不適合の再発</p> <p>(b) 同じ監視領域での不適合の発生状況</p> <p>(c) ヒューマンエラーの傾向</p> <p>(d) 事業者の部門毎の不適合の発生状況</p> <p>(e) 有効性レビューや是正処置が未実施の案件 等</p> <p>b. 事業者の評価結果を基本検査又は追加検査により特定した結果と比較すること。</p> <p>c. 年次検査のスケジュールが、半期レビューから6カ月以内に設定される場合、原子力規制事務所所属の検査官は、事業者のパフォーマンス劣化に係る情報を年次検査チームの検査対象に組み入れること。</p>	<p>(c) 原子力施設に関する事故・故障等の報告等に該当する事象があれば、その内容を確認し、その問題が事業者のCAPに<input type="checkbox"/>入力され、適切に処理されていることを検証する。</p> <p>(d) 調達先の不適合情報についても適切に評価して必要な対応をしていることを検証する。</p> <p>(e) 事業者が特定する不適合等について、品質管理基準規則に従って改善活動を行っていることを確認する。</p> <p>b. 検査官は、「<u>緑</u>」以上の可能性がある問題、状況に関して、事業者の原因分析及び是正処置が不十分と思われる場合には注意を怠らないこと。</p> <p>事業者による原因分析及び是正処置が適切ではなかった理由を判断するため、事業者による原因分析及び是正処置に関する状況についても確認すること。問題がある場合には、「表1 検査で考慮する項目」に基づき、選択したサンプルをレビューする。検査官は事業者が品質を損なうような状況を特定、分類し、暫定又は最終的な是正処置が事業者の手順書及び規制要件に適合しているかどうかを判断すること。</p> <p>例えば、品質を損なう状況を伴う最終的な処置によって、長期的な不適合や劣化した状況を継続していたことが明らかになる可能性がある(例:改善を先送りするための現状維持の決定、設備又は運転上の判定基準の不適切な改訂、設計又は運転裕度の不適切な低減、繰り返される応急的な作業指示等)。</p> <p>c. ほとんどの基本検査ガイドには、当該検査の対象範囲においてPI&R活動の検査が含まれる。基本検査の一部でPI&R活動の検査を行う目的は、すべての監視領域の基本検査においてPI&R活動をサンプルすることにある。上記のように、PI&R活動の評価で最初に焦点を当てるのは、事業者が適切な閾値で問題を特定し、それを自らのCAPに取り込んでいることを検証することである。</p> <p>ただし、検査官は、今後の検査対象となる潜在的な分野を特定するために、既に処理された是正処置を日常観察から除外することはない。検査官は、基本検査のサンプルを選定する場合、本検査ガイドの知見を考慮すべきであり、また、基本検査の一部としてPI&R活動のフォローアップを行ってもよい。</p> <p>d. 火災防護等の専門的な案件は、本庁の担当部門に連絡すること。</p> <p>(2) 半期検査</p> <p>a. 半期検査の対象期間に、下記のような傾向に着目して、事業者の活動状況等を評価する。</p> <p>(a) 類似の機器や系統における不適合の再発</p> <p>(b) 同じ監視領域での不適合の発生状況</p> <p>(c) ヒューマンエラーの傾向</p> <p>(d) 事業者の部門毎の不適合の発生状況</p> <p>(e) 有効性レビューや是正処置が未実施の案件 等</p> <p>b. 事業者の評価結果を基本検査又は追加検査により特定した結果と比較すること。</p> <p>c. 年次検査のスケジュールが、半期レビューから6カ月以内に設定される場合、原子力規制事務所所属の検査官は、事業者のパフォーマンス劣化に係る情報を年次検査チームの検査対象に組み入れること。</p>	<p>記載の適正化(誤記)</p>
--	---	-------------------

d. 事業者の安全文化に係る不適切な事象（事業者がヒューマンエラーと判断した事象を含む。）をCAP等の情報を通じて入手した場合は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、事業者の安全文化における傾向を把握する。

(3) 年次検査

a. 計画立案

検査官は、計画を立案するにあたって、PI&R活動を管理する事業者の手順書等を確認する必要がある。これらの文書は、効果的かつ効率的な検査を行うため、レビューのみを行い、必要に応じて、事業者のプログラムやプロセスについて十分な情報を提供してもらう必要がある。

これに加え、前年の年次検査以降に発行されたCAP関連文書の一覧（例：作業依頼票、不適合管理、是正処置及び未然防止処置報告書等）、事業者の活動に関連するマネジメントレビューインプット・アウトプット等の自己評価資料（内部監査資料を含む）、パフォーマンスの指標及び事業者の安全文化の育成等の活動の報告等も確認すること。

b. 検査対象の選定

上記により立案した検査計画に基づき、検査官は、事業者のPI&R活動から検査対象を抽出すること。年次検査のチームリーダーは、日常観察及び半期検査から得られた情報も考慮しながら問題を選定し、事業者のPI&R活動の実効性を確認すること。また、事業者のCAPの中で文書化されている外部組織によるピアレビュー等の指摘事項、推奨事項、是正処置及び運転経験を参照することもできる。

(a) 検査対象には、「5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド」の必須項目（※の項目）に加え、事業者のパフォーマンスに応じて、同ガイドから広範囲な問題を含めることができる。例えば、検査対象として、配管の腐食、安全関連海水系の劣化、ホウ酸の蓄積、電子機器の経年劣化、設置環境等、その重要度が経年に依存する恐れがある問題を含めることができる。この検査では、5年間を対象としてチームが指定した項目について事業者に対し、CAP情報等の検索（コンピューター又はその他の手段により）を要求することができる。

(b) 検査期間中に事業者が安全文化に関する定期的な自己評価を実施している場合、その他の安全文化の弱点や強化すべき分野に関する自己評価とともに検査対象に含めなければならない。事業者が安全文化の育成等の活動に関する複数の自己評価（以下、「安全文化評価」という。）を実施している場合、これらの複合的な評価を1つの検査対象とみなすことができる。検査官は、安全文化の評価により特定された問題に対する事業者の評価と措置の適切性を確認すること。

(c) 事業者の活動状況を品質管理基準規則及び「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき評価するが、必ずしもすべての措置についてこれらに基づいて評価する必要はなく、品質に影響を及ぼさない問題については、従業員の気付き事項プログラムのようなその他の手段を通じて解決することがより適切という可能性がある。検査官は、評価方法や評価の適切性ではなく、評価結果に対する事業者の対応又は是正処置に主眼を置くこと。また、事業者が独立した外部組織による安全文化の評価を実施するように原子力規制委員会から要求された場合、検査官は事業者が行った当該評価についても確認すること。

(d) 検査官は、リスクの観点から1つ以上の重要な系統をサンプルとして選定してもよい。例えば、「B01020 設備の系統構成ガイド」の「包括的系統構成確認」に従って選択した系統の現場確認により、事業者のPI&R活動のあらゆる側面（問題の特定、優先順位付け、評価及び是正）の

d. 事業者の安全文化に係る不適切な事象（事業者がヒューマンエラーと判断した事象を含む。）をCAP等の情報を通じて入手した場合は、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、事業者の安全文化における傾向を把握する。

(3) 年次検査

a. 計画立案

検査官は、計画を立案するにあたって、PI&R活動を管理する事業者の手順書等を確認する必要がある。これらの文書は、効果的かつ効率的な検査を行うため、レビューのみを行い、必要に応じて、事業者のプログラムやプロセスについて十分な情報を提供してもらう必要がある。

これに加え、前年の年次検査以降に発行されたCAP関連文書の一覧（例：作業依頼票、不適合管理、是正処置及び未然防止処置報告書等）、事業者の活動に関連するマネジメントレビューインプット・アウトプット等の自己評価資料（内部監査資料を含む）、パフォーマンスの指標及び事業者の安全文化の育成等の活動の報告等も確認すること。

b. 検査対象の選定

上記により立案した検査計画に基づき、検査官は、事業者のPI&R活動から検査対象を抽出すること。年次検査のチームリーダーは、日常観察及び半期検査から得られた情報も考慮しながら問題を選定し、事業者のPI&R活動の実効性を確認すること。また、事業者のCAPの中で文書化されている外部組織によるピアレビュー等の指摘事項、推奨事項、是正処置及び運転経験を参照することもできる。

(a) 検査対象には、「5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド」の必須項目（※の項目）に加え、事業者のパフォーマンスに応じて、同ガイドから広範囲な問題を含めることができる。例えば、検査対象として、配管の腐食、安全関連海水系の劣化、ホウ酸の蓄積、電子機器の経年劣化、設置環境等、その重要度が経年に依存する恐れがある問題を含めることができる。この検査では、5年間を対象としてチームが指定した項目について事業者に対し、CAP情報等の検索（コンピューター又はその他の手段により）を要求することができる。

(b) 検査期間中に事業者が安全文化に関する定期的な自己評価を実施している場合、その他の安全文化の弱点や強化すべき分野に関する自己評価とともに検査対象に含めなければならない。事業者が安全文化の育成等の活動に関する複数の自己評価（以下、「安全文化評価」という。）を実施している場合、これらの複合的な評価を1つの検査対象とみなすことができる。検査官は、安全文化の評価により特定された問題に対する事業者の評価と措置の適切性を確認すること。

(c) 事業者の活動状況を品質管理基準規則及び「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき評価するが、必ずしもすべての措置についてこれらに基づいて評価する必要はなく、品質に影響を及ぼさない問題については、従業員の気付き事項プログラムのようなその他の手段を通じて解決することがより適切という可能性がある。検査官は、評価方法や評価の適切性ではなく、評価結果に対する事業者の対応又は是正処置に主眼を置くこと。また、事業者が独立した外部組織による安全文化の評価を実施するように原子力規制委員会から要求された場合、検査官は事業者が行った当該評価についても確認すること。

(d) 検査官は、リスクの観点から1つ以上の重要な系統をサンプルとして選定してもよい。例えば、「B01020 設備の系統構成ガイド」の「包括的系統構成確認」に従って選択した系統の現場確認により、事業者のPI&R活動のあらゆる側面（問題の特定、優先順位付け、評価及び是正）の

実施が十分であるかについて知見を得ることができる。ただし、検査対象の選定にこの方法が用いられる場合、重大事故等の監視領域及び放射線安全の監視領域における基本検査への適用を確実にするため、追加的な確認が必要となる場合がある。核燃料施設等については、「運転管理検査ガイド」等を参考にすること。

c. PI&R活動に対する洞察の深掘

検査チームは、十分な範囲の分野から十分な数のサンプルを評価することにより、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査の結果（外部監査が有れば含む。）を用いた事業者による問題の特定、評価及び解決に対する能力について考察を行うこと。検査官は、これらの結果をPI&R活動の事業者評価と比較することにより、事業者の評価がPI&R活動に関する検査官の評価と整合しているかを判断する。

本検査により、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査における事業者のパフォーマンスを確認し、パフォーマンス劣化の有無を確認する。パフォーマンス劣化が確認された場合には、その劣化の程度について評価を行う。

5.2 インタビュー時の留意事項（参考）

a. 職員等への聴取

検査期間中に事業者の職員及び協力企業の従業員に聴取を行う場合、検査官は、懸念事項の提起や問題の報告に消極的になる課題や状況が無いか注目する必要がある。事業者の職員及び協力企業の従業員への聴取により、プラントの運転や安全に影響を及ぼすおそれのある安全文化の実情を把握することができる。その際、事業者の職員からの安全文化に関する聴取の結果と、事業者の安全文化の評価結果との類似点及び相違点に注目すること。

インタビューは、検査手法の一つの手段であり、現場巡視や記録確認等を補完するものと位置付けられ、記録により確認できないものを対象としている。つまり、インタビューでの個々の回答及び回答をとりまとめた結果は、そのみで検査結果として取り扱わないが、インタビューで見つけた弱点等は、検査中に確認するか、確認できない場合には、その後の検査で確認すること。

また、インタビューでの個々の回答は、対象者が社内でも利益を受けるおそれがあるため、取扱いには注意する必要がある（b. NRC の取り組み等参照）。

b. NRC の取り組み等

- (a) NRC は、インタビュー対象者のリスト情報を事業者側の管理職のみが知ることに限定した上で、インタビューを受けるスタッフの上司に対して、インタビューの事前準備やインタビュー結果の報告を求めないことを要請。
- (b) インタビューの回答を理由に上司や管理職が当該スタッフに不利益な扱いをした場合、Allegation（NRC への内部告発制度）による申告が可能な旨をインタビュー時に伝え、当該対象者から申告を受ければ、NRC が事実関係を調査。
- (c) 日本の場合、上記 Allegation に該当する「原子力施設安全情報に係る申告制度」（原子力規制委員会ホームページの[トップページから「原子力の規制」を選択し、「原子力規制検査」の「申告制度」](#)を参照）があり、申告があった場合、これに基づき適切に対応する。

5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド

実施が十分であるかについて知見を得ることができる。ただし、検査対象の選定にこの方法が用いられる場合、重大事故等の監視領域及び放射線安全の監視領域における基本検査への適用を確実にするため、追加的な確認が必要となる場合がある。核燃料施設等については、「運転管理検査ガイド」等を参考にすること。

c. PI&R活動に対する洞察の深掘

検査チームは、十分な範囲の分野から十分な数のサンプルを評価することにより、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査の結果（外部監査が有れば含む。）を用いた事業者による問題の特定、評価及び解決に対する能力について考察を行うこと。検査官は、これらの結果をPI&R活動の事業者評価と比較することにより、事業者の評価がPI&R活動に関する検査官の評価と整合しているかを判断する。

本検査により、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査における事業者のパフォーマンスを確認し、パフォーマンス劣化の有無を確認する。パフォーマンス劣化が確認された場合には、その劣化の程度について評価を行う。

5.2 インタビュー時の留意事項（参考）

c. 職員等への聴取

検査期間中に事業者の職員及び協力企業の従業員に聴取を行う場合、検査官は、懸念事項の提起や問題の報告に消極的になる課題や状況が無いか注目する必要がある。事業者の職員及び協力企業の従業員への聴取により、プラントの運転や安全に影響を及ぼすおそれのある安全文化の実情を把握することができる。その際、事業者の職員からの安全文化に関する聴取の結果と、事業者の安全文化の評価結果との類似点及び相違点に注目すること。

インタビューは、検査手法の一つの手段であり、現場巡視や記録確認等を補完するものと位置付けられ、記録により確認できないものを対象としている。つまり、インタビューでの個々の回答及び回答をとりまとめた結果は、そのみで検査結果として取り扱わないが、インタビューで見つけた弱点等は、検査中に確認するか、確認できない場合には、その後の検査で確認すること。

また、インタビューでの個々の回答は、対象者が社内でも利益を受けるおそれがあるため、取扱いには注意する必要がある（b. NRC の取り組み等参照）。

d. NRC の取り組み等

- (d) NRC は、インタビュー対象者のリスト情報を事業者側の管理職のみが知ることに限定した上で、インタビューを受けるスタッフの上司に対して、インタビューの事前準備やインタビュー結果の報告を求めないことを要請。
- (e) インタビューの回答を理由に上司や管理職が当該スタッフに不利益な扱いをした場合、Allegation（NRC への内部告発制度）による申告が可能な旨をインタビュー時に伝え、当該対象者から申告を受ければ、NRC が事実関係を調査。
- (f) 日本の場合、上記 Allegation に該当する「原子力施設安全情報に係る申告制度」（原子力規制委員会ホームページの[上段「手続き・申請」中、「申告制度」](#)を参照）があり、申告があった場合、これに基づき適切に対応する。

5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド

記載の適正化（原子力規制委員会 HP の更新）

(1) 検査官は、年次検査の対象を選定する場合、実用炉の場合は、6つの監視領域（小分類：発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持、重大事故等対処及び大規模損壊対処、公衆に対する放射線安全、従業員に対する放射線安全）から、核燃料施設等については施設に応じた監視領域から幅広く選定すること。検査官は当該施設の問題、課題等の弱点、PI&R活動及び過去に検査した分野に精通している原子力規制事務所所属の検査官又は本庁の検査官との協議から、適切なサンプルを決定するための知見を入手すること。

また、年次検査のためのサンプル選定に当たっては、保全プログラムの二次文書や保全計画等の保全情報、事業者の最新リスク分析の結果又は評価、運転部門の保修依頼票やサーベランス試験結果等のプラント情報についても参考にする。

(2) 年次検査のサンプル選定に当たっては、以下の※が付いた項目を必須項目とし、それ以外の項目は、事業者のパフォーマンスに応じて追加することができる。

【必須項目】

a. ※事業者が特定した問題（内部監査又は自己評価により特定された問題及び事業者の不適合等の報告書を含む）。

事業者の不適合等に関するCAP情報のレビューは、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査での問題点に着目するなど、検査期間中の検査リソースを効果的に利用し、品質を大きく損なう事象に対する是正処置を優先的に検査対象とすること。事業者の是正処置（根本的な原因分析（Root Cause Analysis）を含む。以下「RCA」という。）について評価する際は、「原因分析に関するガイド」を参照して評価してもよい。

b. ※品質管理基準規則第18条～第20条（マネジメントレビュー関連）に関する自己評価の結果

事業者の自己評価の結果が、本検査で収集されたデータと一貫性があるかどうか、自己評価が問題を効果的に特定しているかどうかを判断すること。検査対象の評価の結果と過去に行われた評価の結果との間に存在する差異が合理的なものであることを検証すること。PI&R活動により特定した問題の解決にあたって、適時、適切に是正処置が実施されているかどうかを判断するため、事業者の自己評価をレビューすること。

c. ※内部監査

内部監査部門は、社長の代理として組織の監査を行う使命があり、社長の意向に沿って組織の問題、課題を特定し、組織の改善を促す重要な部門である。このことから、内部監査をレビューする場合、検査官は、その監査がQMSの分野における問題を適切に特定しているかどうかを判断するため、事業者のQMS及び監査計画書、監査報告書を理解する必要がある。

監査の結果と検査官の結論の間に矛盾点を見出した場合、当該分野について複数サイクルの監査をレビューし、品質管理基準規則第46条（内部監査）の要求事項に対して、十分な深みと範囲をもった適切な監査となっているかどうかを判断する必要がある。品質管理基準規則第46条（内部監査）に基づき定期的実施される内部監査の結果は、「被監査部門の活動がQMSや業務プロセスに適合し、QMSの実効性を維持しており、QMSの改善や被監査部門の業務プロセスの改善の機会となり組織の改善に役立っている」ものであることが求められる。検査官は、特定された矛盾点を評価し、内部監査が事業者の問題や課題を適切に特定し、組織の改善に役立っているかどうかを判断する必要がある。

d. ※健全な安全文化の育成と維持に関する活動の分析・評価

(1) 検査官は、年次検査の対象を選定する場合、実用炉の場合は、6つの監視領域（小分類：発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持、重大事故等対処及び大規模損壊対処、公衆に対する放射線安全、従業員に対する放射線安全）から、核燃料施設等については施設に応じた監視領域から幅広く選定すること。検査官は当該施設の問題、課題等の弱点、PI&R活動及び過去に検査した分野に精通している原子力規制事務所所属の検査官又は本庁の検査官との協議から、適切なサンプルを決定するための知見を入手すること。

また、年次検査のためのサンプル選定に当たっては、保全プログラムの二次文書や保全計画等の保全情報、事業者の最新リスク分析の結果又は評価、運転部門の保修依頼票やサーベランス試験結果等のプラント情報についても参考にする。

(2) 年次検査のサンプル選定に当たっては、以下の※が付いた項目を必須項目とし、それ以外の項目は、事業者のパフォーマンスに応じて追加することができる。

【必須項目】

a. ※事業者が特定した問題（内部監査又は自己評価により特定された問題及び事業者の不適合等の報告書を含む）。

事業者の不適合等に関するCAP情報のレビューは、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査での問題点に着目するなど、検査期間中の検査リソースを効果的に利用し、品質を大きく損なう事象に対する是正処置を優先的に検査対象とすること。事業者の是正処置（根本的な原因分析（Root Cause Analysis）を含む。以下「RCA」という。）について評価する際は、「原因分析に関するガイド」を参照して評価してもよい。

b. ※品質管理基準規則第18条～第20条（マネジメントレビュー関連）に関する自己評価の結果

事業者の自己評価の結果が、本検査で収集されたデータと一貫性があるかどうか、自己評価が問題を効果的に特定しているかどうかを判断すること。検査対象の評価の結果と過去に行われた評価の結果との間に存在する差異が合理的なものであることを検証すること。PI&R活動により特定した問題の解決にあたって、適時、適切に是正処置が実施されているかどうかを判断するため、事業者の自己評価をレビューすること。

c. ※内部監査

内部監査部門は、社長の代理として組織の監査を行う使命があり、社長の意向に沿って組織の問題、課題を特定し、組織の改善を促す重要な部門である。このことから、内部監査をレビューする場合、検査官は、その監査がQMSの分野における問題を適切に特定しているかどうかを判断するため、事業者のQMS及び監査計画書、監査報告書を理解する必要がある。

監査の結果と検査官の結論の間に矛盾点を見出した場合、当該分野について複数サイクルの監査をレビューし、品質管理基準規則第46条（内部監査）の要求事項に対して、十分な深みと範囲をもった適切な監査となっているかどうかを判断する必要がある。品質管理基準規則第46条（内部監査）に基づき定期的実施される内部監査の結果は、「被監査部門の活動がQMSや業務プロセスに適合し、QMSの実効性を維持しており、QMSの改善や被監査部門の業務プロセスの改善の機会となり組織の改善に役立っている」ものであることが求められる。検査官は、特定された矛盾点を評価し、内部監査が事業者の問題や課題を適切に特定し、組織の改善に役立っているかどうかを判断する必要がある。

d. ※健全な安全文化の育成と維持に関する活動の分析・評価

<p>品質管理基準規則第4条第5項に基づき事業者が実施している安全文化の育成と維持活動の実施状況を確認し、経営責任者は、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して制定する方針に基づき活動計画が策定され、その計画に基づく活動が計画通りに行われ、計画に沿った効果が維持されていることを確認する。</p> <p>また、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、CAP等から得られる安全文化に関する問題に対し、事業者が適切に改善していること、安全文化に対する自己評価（内部監査含む）について確認する。</p> <p>e. ※基本検査、追加検査等で検査官が特定した問題</p> <p>他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、これまで確認していない「緑」を超える（核燃料施設等においては「追加対応あり」）検査指摘事項については、すべての是正処置を確認しなければならない。その際、是正処置が直接要因及び根本的な原因に対処しており、再発を防止するに十分であることを確認すること。</p> <p>また、他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、NCV（Non- Cited Violation：規制対応が不要な違反）が1つでも特定された場合、それらの監視領域（小分類）におけるNCVに対する事業者の対応についても確認すること。</p> <p>f. ※未然防止処置の対応</p> <p>事業者が原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び他の原子力施設（海外情報を含む。）から得られた知見並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認すること。</p> <p>【事業者のパフォーマンスに応じた追加項目】</p> <p>g. 事業者の本社組織の活動で把握された問題</p> <p>当該施設のCAP情報とは別に、事業者の本社等における問題、運転経験の情報、内部監査及びマネジメントレビューなどにおいて、事業者が問題を特定し改善すべきと判断した場合、それらの情報及びその改善状況を確認する必要がある。確認の結果、本社部門で改善すべき問題であった場合には、当該問題に対する本社の対応を確認すること。</p> <p>h. 保全の有効性評価に係る原因分析と是正処置の確認</p> <p>保全データ（点検手入れ前データ、状態監視データ、系統及び機器運転データ）を確認し、事業者の保全の有効性評価に係る是正処置及び未然防止処置がSSCの劣化傾向を特定し、是正できていたかを判断すること。</p> <p>i. 事業所内会議体（保安委員会、保安運営委員会等）又はその他の管理監視プロセスによって特定された横断的領域の問題及びその他の問題</p> <p>j. 検査以外の方法により特定された問題（申告制度等）</p> <p>申告された問題は、原子力規制委員会が定めるところにより適切に対応すること。</p> <p>k. 運転員のパフォーマンスに影響をもたらす問題（以下を含むが、これらに限定されない）</p> <p>運転員が職務を遂行するのに悪影響を与える問題、中央制御室の劣化、運転員の負担と課題、夜間勤務命令・服務規程、中央制御室及び機器の運転記録並びに長期的な問題に対処する作業要求・作業命令等について必要に応じて確認する必要がある。</p>	<p>品質管理基準規則第4条第5項に基づき事業者が実施している安全文化の育成と維持活動の実施状況を確認し、経営責任者は、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して制定する方針に基づき活動計画が策定され、その計画に基づく活動が計画通りに行われ、計画に沿った効果が維持されていることを確認する。</p> <p>また、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、CAP等から得られる安全文化に関する問題に対し、事業者が適切に改善していること、安全文化に対する自己評価（内部監査含む）について確認する。</p> <p>e. ※基本検査、追加検査等で検査官が特定した問題</p> <p>他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、これまで確認していない緑を超える指摘事項については、すべての是正処置を確認しなければならない。その際、是正処置が直接要因及び根本的な原因に対処しており、再発を防止するに十分であることを確認すること。</p> <p>また、他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、NCV（Non- Cited Violation：規制対応が不要な違反）が1つでも特定された場合、それらの監視領域（小分類）におけるNCVに対する事業者の対応についても確認すること。</p> <p>f. ※未然防止処置の対応</p> <p>事業者が原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び他の原子力施設（海外情報を含む。）から得られた知見並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認すること。</p> <p>【事業者のパフォーマンスに応じた追加項目】</p> <p>g. 事業者の本社組織の活動で把握された問題</p> <p>当該施設のCAP情報とは別に、事業者の本社等における問題、運転経験の情報、内部監査及びマネジメントレビューなどにおいて、事業者が問題を特定し改善すべきと判断した場合、それらの情報及びその改善状況を確認する必要がある。確認の結果、本社部門で改善すべき問題であった場合には、当該問題に対する本社の対応を確認すること。</p> <p>h. 保全の有効性評価に係る原因分析と是正処置の確認</p> <p>保全データ（点検手入れ前データ、状態監視データ、系統及び機器運転データ）を確認し、事業者の保全の有効性評価に係る是正処置及び未然防止処置がSSCの劣化傾向を特定し、是正できていたかを判断すること。</p> <p>i. 事業所内会議体（保安委員会、保安運営委員会等）又はその他の管理監視プロセスによって特定された横断的領域の問題及びその他の問題</p> <p>j. 検査以外の方法により特定された問題（申告制度等）</p> <p>申告された問題は、原子力規制委員会が定めるところにより適切に対応すること。</p> <p>k. 運転員のパフォーマンスに影響をもたらす問題（以下を含むが、これらに限定されない）</p> <p>運転員が職務を遂行するのに悪影響を与える問題、中央制御室の劣化、運転員の負担と課題、夜間勤務命令・服務規程、中央制御室及び機器の運転記録並びに長期的な問題に対処する作業要求・作業命令等について必要に応じて確認する必要がある。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
--	---	-------------------

また、検査官は、緊急かつ最終的にオペラビリティ評価※³（安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が、必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態か否かについての評価）に到った故障したSSCの是正処置についても確認すること。

※³ オペラビリティ評価は実用炉のみ。

l. 経年劣化に関する課題の確認

経年化に関連すると思われる劣化又は故障を検査する場合、検査官は、他の検査活動に加えて、そのSSCが高経年化対策に基づく計画によって管理されているかどうかを判断すること。また、保全する必要があると評価された場合、高経年化対策に基づく計画は経年劣化の影響を特定するに十分かどうか、事業者の是正処置は高経年化対策に基づく計画に対して十分かどうかを判断すること。

m. 調達管理における課題の確認

CAP等において、検査官が調達管理において懸念する事項を確認した場合は、事業者の調達管理活動における課題を確認すること。

5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性

検査官は、事業者の是正処置の実効性を評価する場合、問題の性質及び潜在的な重要度を考慮しなければならない。重要度を判断する場合、事業者は金銭面、プラントの稼働率及びその他の要因を考慮するかもしれないが、検査官は、原子力の安全とリスクに及ぼす潜在的影響を事業者の是正処置の分類と優先順位付けにおける最も重要な要素とすべきである。選択した問題の日常観察、半期検査及び年次検査期間中に考慮する項目を「表1 検査で考慮する項目」に示す。

検査官は、日常観察、半期検査期間中にフォローアップのために抽出した問題毎又は年次検査中に確認した問題毎にそれぞれの特性を評価する必要はなく、必要に応じて、最も効果的となるように事業者のパフォーマンスを評価すればよい。

表1 検査で考慮する項目

検査で考慮する項目	日常	半期	年次
<CAPインプット> 事業者において特定された問題や課題等が不足なく適切に、かつ、タイムリーにインプットされていること。	○	○	○
<オペラビリティ※ ⁴ の判断及び事故・故障報告> オペラビリティの判断及び事故・故障等の報告に関する問題が評価され、タイムリーに処理されていること。 ※ ⁴ オペラビリティ：安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態であること。	○	○	○
<水平展開としての是正処置> 自らの組織で発生した不適合等の課題を分析し、共通要因及びデータ分析から類似事象の発生を防止する処置がとられていること。	○	○	○
<重要度分類>	○	○	○

また、検査官は、緊急かつ最終的にオペラビリティ評価※³（安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が、必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態か否かについての評価）に到った故障したSSCの是正処置についても確認すること。

※³ オペラビリティ評価は実用炉のみ。

l. 経年劣化に関する課題の確認

経年化に関連すると思われる劣化又は故障を検査する場合、検査官は、他の検査活動に加えて、そのSSCが高経年化対策に基づく計画によって管理されているかどうかを判断すること。また、保全する必要があると評価された場合、高経年化対策に基づく計画は経年劣化の影響を特定するに十分かどうか、事業者の是正処置は高経年化対策に基づく計画に対して十分かどうかを判断すること。

m. 調達管理における課題の確認

CAP等において、検査官が調達管理において懸念する事項を確認した場合は、事業者の調達管理活動における課題を確認すること。

5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性

検査官は、事業者の是正処置の実効性を評価する場合、問題の性質及び潜在的な重要度を考慮しなければならない。重要度を判断する場合、事業者は金銭面、プラントの稼働率及びその他の要因を考慮するかもしれないが、検査官は、原子力の安全とリスクに及ぼす潜在的影響を事業者の是正処置の分類と優先順位付けにおける最も重要な要素とすべきである。選択した問題の日常観察、半期検査及び年次検査期間中に考慮する項目を「表1 検査で考慮する項目」に示す。

検査官は、日常観察、半期検査期間中にフォローアップのために抽出した問題毎又は年次検査中に確認した問題毎にそれぞれの特性を評価する必要はなく、必要に応じて、最も効果的となるように事業者のパフォーマンスを評価すればよい。

表1 検査で考慮する項目

検査で考慮する項目	日常	半期	年次
<CAPインプット> 事業者において特定された問題や課題等が不足なく適切に、かつ、タイムリーにインプットされていること。	○	○	○
<オペラビリティ※ ⁴ の判断及び事故・故障報告> オペラビリティの判断及び事故・故障等の報告に関する問題が評価され、タイムリーに処理されていること。 ※ ⁴ オペラビリティ：安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態であること。	○	○	○
<水平展開としての是正処置> 自らの組織で発生した不適合等の課題を分析し、共通要因及びデータ分析から類似事象の発生を防止する処置がとられていること。	○	○	○
<重要度分類>	○	○	○

<p>安全重要度に見合った問題解決の分類と優先順位付けがなされていること。</p>				<p>安全重要度に見合った問題解決の分類と優先順位付けがなされていること。</p>				<p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>＜適切な是正処置の確認＞ 発見された不適合の再発及び類似事象の発生を防止するため、原子力の安全に与える重要度の高いものに焦点を当て、適切な是正処置を明確にして処置されていること。また、これらの是正処置は、類似事象も含めて再発を防止するものであること。</p>	△	△	○	<p>＜適切な是正処置の確認＞ 発見された不適合の再発及び類似事象の発生を防止するため、原子力の安全に与える重要度の高いものに焦点を当て、適切な是正処置を明確にして処置されていること。また、これらの是正処置は、類似事象も含めて再発を防止するものであること。</p>	△	△	○	
<p>＜根本的な原因分析（RCA：Root Cause Analysis）＞ 根本的な原因が何であったのかが特定され、品質を大きく損なう事象に対する是正処置が文書化され、適切なマネジメントレベルまで報告がなされ、改善活動が行われていること。</p>	△	△	○	<p>＜根本的な原因分析（RCA：Root Cause Analysis）＞ 根本的な原因が何であったのかが特定され、品質を大きく損なう事象に対する是正処置が文書化され、適切なマネジメントレベルまで報告がなされ、改善活動が行われていること。</p>	△	△	○	
<p>＜暫定的な是正処置や補完的な処置＞ 恒久的な是正処置の実施に時間を要する場合、是正処置の期限の延長に問題がないことの確認を含め、当該措置が行われるまでの間、暫定的な是正処置や補完的な処置（例えば、火災報知器が故障した場合、見回りの頻度を増やす等）が、問題の最小化及びその影響の緩和のために特定され、実施されていること。</p>	△	△	○	<p>＜暫定的な是正処置や補完的な処置＞ 恒久的な是正処置の実施に時間を要する場合、是正処置の期限の延長に問題がないことの確認を含め、当該措置が行われるまでの間、暫定的な是正処置や補完的な処置（例えば、火災報知器が故障した場合、見回りの頻度を増やす等）が、問題の最小化及びその影響の緩和のために特定され、実施されていること。</p>	△	△	○	
<p>＜トレンド評価・分析＞ 潜在的に原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるパフォーマンス（人的な安全文化の弱点や強化すべき分野又は機器の劣化兆候等）に係る負のトレンドが特定されていること。</p>		○	○	<p>＜トレンド評価・分析＞ 潜在的に原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるパフォーマンス（人的な安全文化の弱点や強化すべき分野又は機器の劣化兆候等）に係る負のトレンドが特定されていること。</p>		○	○	
<p>＜未然防止処置＞ 自らの組織のCAP情報とは別に、国内外の他施設で発生した問題や運転経験の情報等が伝達され、当該問題に対して適切な対応がとられていること。</p>	○	○	○	<p>＜未然防止処置＞ 自らの組織のCAP情報とは別に、国内外の他施設で発生した問題や運転経験の情報等が伝達され、当該問題に対して適切な対応がとられていること。</p>	○	○	○	
<p>＜マネジメントレビュー及び内部監査等の自己評価結果＞ マネジメントレビュー及び内部監査（外部監査含む）等が問題の特定に際し、自己評価の観点から有効なものであること。また、その問題に対して重要度に見合った評価及び処置がなされていること。</p>			○	<p>＜マネジメントレビュー及び内部監査等の自己評価結果＞ マネジメントレビュー及び内部監査（外部監査含む）等が問題の特定に際し、自己評価の観点から有効なものであること。また、その問題に対して重要度に見合った評価及び処置がなされていること。</p>			○	
<p>＜検査官の<u>検査指摘事項</u>への対応＞ 検査官が指摘した事項に対して、指摘される前に当該問題を特定できた機会を見逃していなかったか、問題の解決に向けた試みが十分であったかについて評価されていること。</p>			○	<p>＜検査官の<u>指摘事項</u>への対応＞ 検査官が指摘した事項に対して、指摘される前に当該問題を特定できた機会を見逃していなかったか、問題の解決に向けた試みが十分であったかについて評価されていること。</p>			○	
<p>日常－日常観察 半期－半期検査（半年毎の傾向分析） 年次－年次検査（毎年の選定した問題に関する分析及び評価） ○－各検査において考慮する項目 △－年次検査でのフォローアップが可能な項目</p> <p>6 四半期報告書への反映</p>				<p>日常－日常観察 半期－半期検査（半年毎の傾向分析） 年次－年次検査（毎年の選定した問題に関する分析及び評価） ○－各検査において考慮する項目 △－年次検査でのフォローアップが可能な項目</p> <p>6 四半期報告書への反映</p>				

<p>本検査では、日常観察、半期検査及び年次検査における観察事項とその評価を四半期報告書に記載することとし、他の基本検査結果の記載とは異なる。</p> <p>(1) 日常観察 プラント状態の巡視に加え、本検査ガイド 4.1(1)及び 5.1(1)に基づき実施された日常観察により 検査指摘事項が確認された場合、その対象となる分野の検査ガイドに従い検査を行い、その検査結果を記載すること。 ただし、確認された 検査指摘事項に応じた適切な検査ガイドが無い場合には、本検査ガイドを用いて四半期の検査報告書に記載すること。</p> <p>(2) 半期検査 検査官が抽出・評価した事項が、5.4「表 1 検査で考慮する項目」に記載する安全性に有意な影響を与える可能性がある場合、検査を行い、その結果を半期に 1 回、該当する四半期の検査報告書に記載すること。</p> <p>(3) 年次検査 PI&R 活動の実効性の評価は、年次チーム検査期間中のみ行う。この評価では、事業者が原子炉等規制法の目的に影響を及ぼすおそれのある問題を効果的に検知し、事象の発生を未然に防止できること、不適合を除去した後に是正処置を施して当該不適合の再発を防止できることなど組織の継続的改善の実効性について検査で確認したことを検査官は簡潔に考察し、以下の項目等を参考にして該当する四半期の検査報告書に記載すること。その際、5.4「表 1 検査で考慮する項目」に関連したパフォーマンスの弱点が見つかった場合、当該事実情報を含めて記載すること。また、検査の対象とした資料について検査報告書の中に記載すること。</p> <p>a. 改善措置活動の実効性 (a) 問題の特定 問題の特定における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。 (b) 問題の重要度分類及び評価 問題の優先順位付け及び評価における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。 ① 評価及び技術の適切性（必要な場合は根本的な原因を含む） ② オペラビリティ及び事故・故障等の報告に関する適切な対応 ③ 問題解決のための優先順位付け又リスクの適切な評価 (c) 是正処置 事業者が行う効果的な是正処置の策定及び実施に関する評価を行う。品質に悪影響を与える重大な事象については、再発防止のためにとられた是正処置に関連する観察事項について記載する。</p> <p>b. 他施設における運転経験及び知見の活用 事業者が他施設の運転経験等の知見について、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らして適切な未然防止処置を明確にして、対策が取られていることを確認し、その実施状況を記載する。</p> <p>c. マネジメントレビュー等の自己評価及び内部監査</p>	<p>本検査では、日常観察、半期検査及び年次検査における観察事項とその評価を四半期報告書に記載することとし、他の基本検査結果の記載とは異なる。</p> <p>(1) 日常観察 プラント状態の巡視に加え、本検査ガイド 4.1(1)及び 5.1(1)に基づき実施された日常観察により 指摘事項が確認された場合、その対象となる分野の検査ガイドに従い検査を行い、その検査結果を記載すること。 ただし、確認された 指摘事項に応じた適切な検査ガイドが無い場合には、本検査ガイドを用いて四半期の検査報告書に記載すること。</p> <p>(2) 半期検査 検査官が抽出・評価した事項が、5.4「表 1 検査で考慮する項目」に記載する安全性に有意な影響を与える可能性がある場合、検査を行い、その結果を半期に 1 回、該当する四半期の検査報告書に記載すること。</p> <p>(3) 年次検査 PI&R 活動の実効性の評価は、年次チーム検査期間中のみ行う。この評価では、事業者が原子炉等規制法の目的に影響を及ぼすおそれのある問題を効果的に検知し、事象の発生を未然に防止できること、不適合を除去した後に是正処置を施して当該不適合の再発を防止できることなど組織の継続的改善の実効性について検査で確認したことを検査官は簡潔に考察し、以下の項目等を参考にして該当する四半期の検査報告書に記載すること。その際、5.4「表 1 検査で考慮する項目」に関連したパフォーマンスの弱点が見つかった場合、当該事実情報を含めて記載すること。また、検査の対象とした資料について検査報告書の中に記載すること。</p> <p>a. 改善措置活動の実効性 (a) 問題の特定 問題の特定における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。 (b) 問題の重要度分類及び評価 問題の優先順位付け及び評価における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。 ① 評価及び技術の適切性（必要な場合は根本的な原因を含む） ② オペラビリティ及び事故・故障等の報告に関する適切な対応 ③ 問題解決のための優先順位付け又リスクの適切な評価 (c) 是正処置 事業者が行う効果的な是正処置の策定及び実施に関する評価を行う。品質に悪影響を与える重大な事象については、再発防止のためにとられた是正処置に関連する観察事項について記載する。</p> <p>b. 他施設における運転経験及び知見の活用 事業者が他施設の運転経験等の知見について、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らして適切な未然防止処置を明確にして、対策が取られていることを確認し、その実施状況を記載する。</p> <p>c. マネジメントレビュー等の自己評価及び内部監査</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
---	---	-------------------------------------

事業者が実施した是正処置、保安活動の自己評価及び内部監査により、パフォーマンスが適切に評価されており、改善が必要な分野が特定され、改善のための活動が実施されていることを確認し、その実施状況について記載する。

d. 安全文化の育成と維持に関する活動

事業者の活動計画及び活動評価(マネジメントレビューの安全文化に関する事項、RCAを実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む)について確認し、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、以下の項目に関する評価を報告書に記載する。

- (a)安全文化育成と維持に関する活動に係る取組状況について
- (b)安全文化の弱点や強化すべき分野に係る評価の視点

○改正履歴

改正.	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①検査結果報告書の記載事項の明確化(6. 四半期報告書への反映) ②実用炉、再処理及び加工施設において、施設内のプラントが全号機長期停止の場合の検査頻度を明確化(表2 検査要件まとめ表) ③日常観察のCAPについて核物質防護を含むことを明確化(1 監視領域、2 検査目的、3.1 検査対象、4.1 検査実施、付録2 2.1 検査対象) ○記載の適正化	2021/07/21 表紙修正
<u>2</u>		<u>○記載の適正化</u>	

表2 検査要件まとめ表

本検査は発電所を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	半期毎	2	30	日常
03	年次検査	毎年*	1	205	チーム

※：施設内のプラントの全てが新規規制基準適合対応に伴う長期停止または廃止措置計画認可済み(準備中を含む)の場合は、検査頻度を3年とする。なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

事業者が実施した是正処置、保安活動の自己評価及び内部監査により、パフォーマンスが適切に評価されており、改善が必要な分野が特定され、改善のための活動が実施されていることを確認し、その実施状況について記載する。

d. 安全文化の育成と維持に関する活動

事業者の活動計画及び活動評価(マネジメントレビューの安全文化に関する事項、RCAを実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む)について確認し、「附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、以下の項目に関する評価を報告書に記載する。

- (a)安全文化育成と維持に関する活動に係る取組状況について
- (b)安全文化の弱点や強化すべき分野に係る評価の視点

○改正履歴

改正.	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①検査結果報告書の記載事項の明確化(6. 四半期報告書への反映) ②実用炉、再処理及び加工施設において、施設内のプラントが全号機長期停止の場合の検査頻度を明確化(表2 検査要件まとめ表) ③日常観察のCAPについて核物質防護を含むことを明確化(1 監視領域、2 検査目的、3.1 検査対象、4.1 検査実施、付録2 2.1 検査対象) ○記載の適正化	2021/07/21 表紙修正

(追加)

表2 検査要件まとめ表

本検査は発電所を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	半期毎	2	30	日常
03	年次検査	毎年*	1	205	チーム

※：施設内のプラントの全てが新規規制基準適合対応に伴う長期停止または廃止措置計画認可済み(準備中を含む)の場合は、検査頻度を3年とする。なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

改正に伴う修正

02 研開炉					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	2	30	日常
03	年次検査	毎年*	1	205	チーム

※：廃止措置計画認可済みの場合は、必要に応じて検査を実施する。

03 試験炉					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (熱出力500kw以上 ^{※1})	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査 (熱出力500kw以上 ^{※1})	半期毎	2	15	日常
03	年次検査 (熱出力500kw以上 ^{※1})	必要に応じて	1	—	チーム
04	日常観察 (熱出力500kw以上 ^{※2})	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
05	半期検査 (熱出力500kw以上 ^{※2})	半期毎	1	5	日常
06	年次検査 (熱出力500kw以上 ^{※2})	必要に応じて	1	—	チーム
07	日常観察 (熱出力500kw未満)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
08	半期検査 (熱出力500kw未満)	半期毎	1	5	日常
09	年次検査 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	1	—	チーム

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

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

04 再処理					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制

02 研開炉					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	2	30	日常
03	年次検査	毎年*	1	205	チーム

※：廃止措置計画認可済みの場合は、必要に応じて検査を実施する。

03 試験炉					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (熱出力500kw以上 ^{※1})	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査 (熱出力500kw以上 ^{※1})	半期毎	2	15	日常
03	年次検査 (熱出力500kw以上 ^{※1})	必要に応じて	1	—	チーム
04	日常観察 (熱出力500kw以上 ^{※2})	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
05	半期検査 (熱出力500kw以上 ^{※2})	半期毎	1	5	日常
06	年次検査 (熱出力500kw以上 ^{※2})	必要に応じて	1	—	チーム
07	日常観察 (熱出力500kw未満)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
08	半期検査 (熱出力500kw未満)	半期毎	1	5	日常
09	年次検査 (熱出力500kw未満)	必要に応じて	1	—	チーム

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

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

04 再処理					
ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制

01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	2	30	日常
03	年次検査	毎年*	1	205	チーム

※：新規規制基準適合対応中または廃止措置計画認可済み（準備中含む）の場合は、検査頻度を3年とする。
なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (MOX加工)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査 (MOX加工)	半期毎	2	30	日常
03	年次検査 (MOX加工)	毎年*	1	205	チーム
04	日常観察 (ウラン加工)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
05	半期検査 (ウラン加工)	半期毎	2	30	日常
06	年次検査 (ウラン加工)	必要に応じて	1	—	チーム

※：新規規制基準適合対応中の場合は、検査頻度を3年とする。なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	1	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5	日常

01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	2	30	日常
03	年次検査	毎年*	1	205	チーム

※：新規規制基準適合対応中または廃止措置計画認可済み（準備中含む）の場合は、検査頻度を3年とする。
なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (MOX加工)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査 (MOX加工)	半期毎	2	30	日常
03	年次検査 (MOX加工)	毎年*	1	205	チーム
04	日常観察 (ウラン加工)	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
05	半期検査 (ウラン加工)	半期毎	2	30	日常
06	年次検査 (ウラン加工)	必要に応じて	1	—	チーム

※：新規規制基準適合対応中の場合は、検査頻度を3年とする。なお、必要に応じて、3年以内に行うことがある。

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	1	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5	日常

				(各基本検査の10～15%)	
02	半期検査	半期毎	1	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	1	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	1	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

※本検査は、他の基本検査のような特定の設備や対象に対してサンプル、検査を実施するものではないため、一律的なサンプル数は設定していない。

附属書 1 安全文化の育成と維持に関するガイド

1 背景及び目的

安全文化は、IAEA によるチェルノブイリ事故報告書(INSAG-1)で言及されて以来、国際的に注目されており、IAEA、OECD/NEA 等の国際機関において、安全文化について規制対象とすることやその評価方法について長年議論されている。米国では、事業者の安全文化の育成及び維持に関する取組みについて、デービスベッセ事故の教訓として 2006 年より安全規制の対象として検査を行っている。

また、2016年に制定された IAEA Safety Standard GSR Part2「Leadership and Management for Safety」(以下「GSR Part2」という。)は、福島第一原子力発電所事故の教訓の反映として、安全文化をマネジメントシステムの枠組みに取り入れている。

我が国では、GSR Part2 の要求事項を取り入れた品質管理基準規則において、事業者に対して安全文化

				(各基本検査の10～15%)	
02	半期検査	半期毎	1	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	1	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	1	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	1	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	1	—	チーム

※本検査は、他の基本検査のような特定の設備や対象に対してサンプル、検査を実施するものではないため、一律的なサンプル数は設定していない。

附属書 1 安全文化の育成と維持に関するガイド

1 背景及び目的

安全文化は、IAEA によるチェルノブイリ事故報告書(INSAG-1)で言及されて以来、国際的に注目されており、IAEA、OECD/NEA 等の国際機関において、安全文化について規制対象とすることやその評価方法について長年議論されている。米国では、事業者の安全文化の育成及び維持に関する取組みについて、デービスベッセ事故の教訓として 2006 年より安全規制の対象として検査を行っている。

また、2016年に制定された IAEA Safety Standard GSR Part2「Leadership and Management for Safety」(以下「GSR Part2」という。)は、福島第一原子力発電所事故の教訓の反映として、安全文化をマネジメントシステムの枠組みに取り入れている。

我が国では、GSR Part2 の要求事項を取り入れた品質管理基準規則において、事業者に対して安全文化

<p>の育成及び維持に関する要求事項を規定しており、検査官は、安全文化の育成と維持に係る要求事項について実施状況を確認するため、本ガイド及び「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」を活用することができる。</p> <p>2 検査要件</p> <p>2.1 検査対象</p> <p>事業者の保安活動全般を検査対象とする。その際、事業者のCAP活動から得られる情報や検査官の巡視、検査等で確認された気づき事項等から安全文化の弱点や強化すべき分野と考えられる事象を対象とする。</p> <p>2.2 検査頻度</p> <p>本検査は、「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」の一環として、事業者の安全文化の側面に特化して確認するためのものであり、同検査ガイドにおける日常観察、半期検査及び年次検査に対応して行うものとする。</p> <p>3 検査手順</p> <p>3.1 情報収集</p> <p>以下の方法により、事業者の安全文化の育成及び維持活動の状況を把握すること。</p> <p>(1) 経営責任者が制定する安全文化の方針の確認</p> <p>経営責任者が制定する安全文化の方針を確認すること。この方針は、それ単独で制定される場合もあるが、品質方針に含めて制定されている場合もある。</p> <p>(2) 安全文化の育成及び維持に関する活動計画の確認</p> <p>事業者は、基本的に年度毎に活動計画を作成し、その計画に基づいて年間を通じて活動を行うため、活動計画の内容を確認すること。特に、昨年度の事業者評価や検査官からの気づき等改善すべき事項が今年度の活動計画に含まれていることを確認すること。</p> <p>また、事業者は活動計画において、弱点や強化すべき分野を間接的に評価する指標を独自に定めている場合は、その内容についても確認すること。</p> <p>(3) 安全文化の育成及び維持に関する活動の実施状況の確認</p> <p>活動計画どおりに安全文化の育成及び維持がなされていることを現場巡視に加え、事業者の会議体への陪席、事業者の自己評価の確認、関係者へのインタビュー等により確認すること。</p> <p>(4) CAP活動のうち安全文化に関わる案件の実施状況の確認</p> <p>事業者のCAP活動のうち安全文化に関わるものと判断される案件があれば、その内容及び実施状況について確認すること。</p> <p>3.2 検査の実施</p> <p>(1) 日常観察</p> <p>日々の事業者のCAP活動の情報及び検査官の巡視、検査等で確認された不適合等を含む気づき事項等から安全文化の弱点や強化すべき分野と考えられる事象等が見つければ、「別紙1 安全文化の特性」に基づき、どの特性に属するか分類すること。</p> <p>(2) 半期検査</p> <p>日常観察で確認された安全文化の弱点や強化すべき分野が複数認められる場合には、日常観察で分類した安全文化の特性に基づき傾向を分析し、分析結果を年次検査の参考情報として活用する。</p>	<p>の育成及び維持に関する要求事項を規定しており、検査官は、安全文化の育成と維持に係る要求事項について実施状況を確認するため、本ガイド及び「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」を活用することができる。</p> <p>2 検査要件</p> <p>2.1 検査対象</p> <p>事業者の保安活動全般を検査対象とする。その際、事業者のCAP活動から得られる情報や検査官の巡視、検査等で確認された気づき事項等から安全文化の弱点や強化すべき分野と考えられる事象を対象とする。</p> <p>2.2 検査頻度</p> <p>本検査は、「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」の一環として、事業者の安全文化の側面に特化して確認するためのものであり、同検査ガイドにおける日常観察、半期検査及び年次検査に対応して行うものとする。</p> <p>3 検査手順</p> <p>3.1 情報収集</p> <p>以下の方法により、事業者の安全文化の育成及び維持活動の状況を把握すること。</p> <p>(1) 経営責任者が制定する安全文化の方針の確認</p> <p>経営責任者が制定する安全文化の方針を確認すること。この方針は、それ単独で制定される場合もあるが、品質方針に含めて制定されている場合もある。</p> <p>(2) 安全文化の育成及び維持に関する活動計画の確認</p> <p>事業者は、基本的に年度毎に活動計画を作成し、その計画に基づいて年間を通じて活動を行うため、活動計画の内容を確認すること。特に、昨年度の事業者評価や検査官からの気づき等改善すべき事項が今年度の活動計画に含まれていることを確認すること。</p> <p>また、事業者は活動計画において、弱点や強化すべき分野を間接的に評価する指標を独自に定めている場合は、その内容についても確認すること。</p> <p>(3) 安全文化の育成及び維持に関する活動の実施状況の確認</p> <p>活動計画どおりに安全文化の育成及び維持がなされていることを現場巡視に加え、事業者の会議体への陪席、事業者の自己評価の確認、関係者へのインタビュー等により確認すること。</p> <p>(4) CAP活動のうち安全文化に関わる案件の実施状況の確認</p> <p>事業者のCAP活動のうち安全文化に関わるものと判断される案件があれば、その内容及び実施状況について確認すること。</p> <p>3.2 検査の実施</p> <p>(1) 日常観察</p> <p>日々の事業者のCAP活動の情報及び検査官の巡視、検査等で確認された不適合等を含む気づき事項等から安全文化の弱点や強化すべき分野と考えられる事象等が見つければ、「別紙1 安全文化の特性」に基づき、どの特性に属するか分類すること。</p> <p>(2) 半期検査</p> <p>日常観察で確認された安全文化の弱点や強化すべき分野が複数認められる場合には、日常観察で分類した安全文化の特性に基づき傾向を分析し、分析結果を年次検査の参考情報として活用する。</p>	
--	--	--

(3) 年次検査

半期検査での弱点や強化すべき分野の傾向分析も参考にしつつ、以下の安全文化の育成と維持に関する活動及び安全文化の弱点や強化すべき分野に関する全般的な項目(RCAを含む)について確認し、評価すること。その際、検査官の評価と事業者の評価結果について差が生じた場合には、事業者を確認すること。

- a. 活動計画の実施状況
- b. 自己評価等の内容(RCAを含む)
- c. 安全文化の弱点や強化すべき分野の指標の測定結果
- d. 関係者(管理責任者から協力会社社員まで)へのインタビュー又は現場巡視による安全文化活動の浸透状況
- e. 半期検査の傾向分析及び上記a.～d.の評価結果に基づく安全文化の育成及び維持の活動として取組みの強化が必要と考える項目の抽出
- f. 事業者の自己評価又はマネジメントレビューのインプット・アウトプットから抽出された弱点、課題と検査官が把握、分析した安全文化の弱点や強化すべき分野との比較

4 検査手引

4.1 安全文化の弱点や強化すべき分野を評価

安全文化の弱点や強化すべき分野を評価するにあたり、「別紙1 安全文化の特性」を参照すること。また、検査官が弱点や強化すべき分野と考えられる事象を確認したときは、この別紙1に基づいて特性を判断、決定する。

4.2 事業者の安全文化の育成と維持に関する活動の視点

検査官は、事業者の安全文化の育成と維持に関する総合的な評価と安全文化の弱点や強化すべき分野に関する評価について下記の例を参考にして判断する。

(1) 安全文化育成と維持に関する活動に係る取組状況について

- a. 取組が行われていない。
例:経営責任者の関与がない。
:具体的な活動計画が策定されていない。
:活動計画は策定されているが、評価指標が設定されていない。
:是正処置が行われておらず、不適合が再発している。
- b. 取組は行われているが、改善が見られない。
例:経営責任者の関与が不十分である。
:取組が一部の部署や特定の個人に留まっている。
:評価指標の測定値に改善が見られない。
:是正処置の内容が不十分なため、不適合が再発している。
- c. 計画に基づいた取組が行われ、改善傾向が見られる。
例:経営責任者の関与が認められる。
:活動計画通りに発電所全体として取組が実施されている。
:評価指標の測定値に改善傾向がみられる。

(3) 年次検査

半期検査での弱点や強化すべき分野の傾向分析も参考にしつつ、以下の安全文化の育成と維持に関する活動及び安全文化の弱点や強化すべき分野に関する全般的な項目(RCAを含む)について確認し、評価すること。その際、検査官の評価と事業者の評価結果について差が生じた場合には、事業者を確認すること。

- a. 活動計画の実施状況
- b. 自己評価等の内容(RCAを含む)
- c. 安全文化の弱点や強化すべき分野の指標の測定結果
- d. 関係者(管理責任者から協力会社社員まで)へのインタビュー又は現場巡視による安全文化活動の浸透状況
- e. 半期検査の傾向分析及び上記a.～d.の評価結果に基づく安全文化の育成及び維持の活動として取組みの強化が必要と考える項目の抽出
- f. 事業者の自己評価又はマネジメントレビューのインプット・アウトプットから抽出された弱点、課題と検査官が把握、分析した安全文化の弱点や強化すべき分野との比較

4 検査手引

4.1 安全文化の弱点や強化すべき分野を評価

安全文化の弱点や強化すべき分野を評価するにあたり、「別紙1 安全文化の特性」を参照すること。また、検査官が弱点や強化すべき分野と考えられる事象を確認したときは、この別紙1に基づいて特性を判断、決定する。

4.2 事業者の安全文化の育成と維持に関する活動の視点

検査官は、事業者の安全文化の育成と維持に関する総合的な評価と安全文化の弱点や強化すべき分野に関する評価について下記の例を参考にして判断する。

(1) 安全文化育成と維持に関する活動に係る取組状況について

- a. 取組が行われていない。
例:経営責任者の関与がない。
:具体的な活動計画が策定されていない。
:活動計画は策定されているが、評価指標が設定されていない。
:是正処置が行われておらず、不適合が再発している。
- b. 取組は行われているが、改善が見られない。
例:経営責任者の関与が不十分である。
:取組が一部の部署や特定の個人に留まっている。
:評価指標の測定値に改善が見られない。
:是正処置の内容が不十分なため、不適合が再発している。
- c. 計画に基づいた取組が行われ、改善傾向が見られる。
例:経営責任者の関与が認められる。
:活動計画通りに発電所全体として取組が実施されている。
:評価指標の測定値に改善傾向がみられる。

:是正処置が適切かつ確実に行われ、不適合の再発が無い。

d. 継続的な改善が行われている。

例:経営責任者の積極的な関与が認められる。

:発電所全体に共通する要因や問題点に関する知見が集積されている。

:継続的な改善のための取組みや評価指標の見直しが自発的に行われている。

(2) 安全文化の弱点や強化すべき分野に係る評価の視点

- a. 複数の安全文化属性について明らかな弱点や強化すべき分野が見られる。
- b. 特定の安全文化属性について弱点や強化すべき分野が見られる。
- c. 傾向を把握するために継続的な監視が必要。
- d. 改善傾向が見られるが、継続的な監視が必要。

:是正処置が適切かつ確実に行われ、不適合の再発が無い。

d. 継続的な改善が行われている。

例:経営責任者の積極的な関与が認められる。

:発電所全体に共通する要因や問題点に関する知見が集積されている。

:継続的な改善のための取組みや評価指標の見直しが自発的に行われている。

(2) 安全文化の弱点や強化すべき分野に係る評価の視点

- a. 複数の安全文化属性について明らかな弱点や強化すべき分野が見られる。
- b. 特定の安全文化属性について弱点や強化すべき分野が見られる。
- c. 傾向を把握するために継続的な監視が必要。
- d. 改善傾向が見られるが、継続的な監視が必要。

別紙 1 安全文化の特性

安全文化 10 特性	安全文化 43 属性	関連性が考えられる視点の番号
安全に関する責任 (Personal Accountability : PA)	PA.1 業務の理解と遵守 職員は、基準、プロセス、手順書及び作業指示の重要性について理解している。また、安全の確保に関して主体的に取り組むことの必要性を認識している。	視点 2-1 ①
	PA.2 当事者意識 職員は、原子力安全を支える活動や作業において「安全に関する責任」を持って業務を遂行している。	視点 2-1 ③
	PA.3 協働 職員及び作業集団は、安全を確実に維持するため、組織内及び横断して相互に連絡し活動を調整することで、お互いに目標を達成することを助け合っている。	視点 2-1 ①
常に問いかける姿勢 (Questioning Attitude : QA)	QA.1 リスクの認識 職員は、原子力と放射線の技術に関連した固有のリスクを理解している。また、原子力施設の技術は複雑であり不測の事態で機能喪失し、安全に重要な結果をもたらす可能性があることを理解している。	視点 2-1 ①
	QA.2 自己満足の回避 職員は、過去に成功体験がある場合でも、不測の事態の問題、過誤、潜在する問題、固有リスクの可能性を認識し、それに対応した計画の立案を行っている。	視点 2-1 ⑤
	QA.3 不明確なものへの問題視 職員は、不確実な状況に直面した時には立ち止まり、助言を求めている。	視点 2-1 ⑤
	QA.4 想定の問題視 職員は、何かが正しくないと感じた時、想定が正しかったか疑い、別の見方を提示している。	視点 1-2-4 視点 2-1 ⑤
コミュニケーション (Communication : CO)	CO.1 情報の自由な流れ 職員は、組織の上、下の双方に対して、また組織を横断して率直にコミュニケーションを取っている。	視点 2-1 ②
	CO.2 透明性 監督、監査、規制機関、地元住民や国民とのコミュニケーションは適切であり、専門性があり、正確である。	視点 1-2-3 視点 2-1 ②
	CO.3 決定の根拠 ・管理者は、安全に影響を及ぼす可能性のある意思決定を行う際に、誤った意思決定にならないように、関係する職員に確認を取っている。 ・管理者は、決定に至った根拠を適切な職員と速やかに認識の共有を図っている。	視点 1-2-3 視点 3-3
	CO.4 期待 管理者は、安全の確保が組織の優先事項とされる期待を	視点 2-1 ②

別紙 1 安全文化の特性

安全文化 10 特性	安全文化 43 属性	関連性が考えられる視点の番号
安全に関する責任 (Personal Accountability : PA)	PA.1 業務の理解と遵守 職員は、基準、プロセス、手順書及び作業指示の重要性について理解している。また、安全の確保に関して主体的に取り組むことの必要性を認識している。	視点 2-1 ①
	PA.2 当事者意識 職員は、原子力安全を支える活動や作業において「安全に関する責任」を持って業務を遂行している。	視点 2-1 ③
	PA.3 協働 職員及び作業集団は、安全を確実に維持するため、組織内及び横断して相互に連絡し活動を調整することで、お互いに目標を達成することを助け合っている。	視点 2-1 ①
常に問いかける姿勢 (Questioning Attitude : QA)	QA.1 リスクの認識 職員は、原子力と放射線の技術に関連した固有のリスクを理解している。また、原子力施設の技術は複雑であり不測の事態で機能喪失し、安全に重要な結果をもたらす可能性があることを理解している。	視点 2-1 ①
	QA.2 自己満足の回避 職員は、過去に成功体験がある場合でも、不測の事態の問題、過誤、潜在する問題、固有リスクの可能性を認識し、それに対応した計画の立案を行っている。	視点 2-1 ⑤
	QA.3 不明確なものへの問題視 職員は、不確実な状況に直面した時には立ち止まり、助言を求めている。	視点 2-1 ⑤
	QA.4 想定の問題視 職員は、何かが正しくないと感じた時、想定が正しかったか疑い、別の見方を提示している。	視点 1-2-4 視点 2-1 ⑤
コミュニケーション (Communication : CO)	CO.1 情報の自由な流れ 職員は、組織の上、下の双方に対して、また組織を横断して率直にコミュニケーションを取っている。	視点 2-1 ②
	CO.2 透明性 監督、監査、規制機関、地元住民や国民とのコミュニケーションは適切であり、専門性があり、正確である。	視点 1-2-3 視点 2-1 ②
	CO.3 決定の根拠 ・管理者は、安全に影響を及ぼす可能性のある意思決定を行う際に、誤った意思決定にならないように、関係する職員に確認を取っている。 ・管理者は、決定に至った根拠を適切な職員と速やかに認識の共有を図っている。	視点 1-2-3 視点 3-3
	CO.4 期待 管理者は、安全の確保が組織の優先事項とされる期待を	視点 2-1 ②

	頻繁に職員に伝え、職員の意識の強化を図っている。			頻繁に職員に伝え、職員の意識の強化を図っている。		
	CO.5 職場のコミュニケーション ・作業を遂行する上で、安全についてのコミュニケーションが常にとられている。 ・職員は安全に、かつ、効率的に作業を遂行する上で必要な情報を持っている。	視点 2-1-② ⑦		CO.5 職場のコミュニケーション ・作業を遂行する上で、安全についてのコミュニケーションが常にとられている。 ・職員は安全に、かつ、効率的に作業を遂行する上で必要な情報を持っている。	視点 2-1-② ⑦	
リーダーシップ (Leadership : LA)	LA.1 安全に関する戦略的関与 管理者は、安全の確保が組織の優先事項となるような優先順位を確立し、促進している。	視点 1-1-1 視点 1-1-2 視点 1-2-2		LA.1 安全に関する戦略的関与 管理者は、安全の確保が組織の優先事項となるような優先順位を確立し、促進している。	視点 1-1-1 視点 1-1-2 視点 1-2-2	
	LA.2 管理者の判断と行動 ・管理者は、所掌業務範囲における安全文化のあるべき姿について、部下に理解させるために自らの判断及び行動を実践している。 ・管理者は、安全に係る業務における「安全に関する責任」について、全ての職員に認識させるために、自らの判断及び行動を実践している。	視点 1-1-3 視点 1-2-1		LA.2 管理者の判断と行動 ・管理者は、所掌業務範囲における安全文化のあるべき姿について、部下に理解させるために自らの判断及び行動を実践している。 ・管理者は、安全に係る業務における「安全に関する責任」について、全ての職員に認識させるために、自らの判断及び行動を実践している。	視点 1-1-3 視点 1-2-1	
	LA.3 職員による参画 管理者は、職員が方針に基づいた活動や目標達成のための活動に参加するよう、職員の日常業務に対する意欲や姿勢の向上、モチベーションの高揚、労務環境の適正化等に取り組んでいる。また、職員に対して目標達成や改善活動等への関与を求めている。	視点 1-1-2 視点 1-2-2 視点 1-2-4 視点 1-2-5 視点 2-1		LA.3 職員による参画 管理者は、職員が方針に基づいた活動や目標達成のための活動に参加するよう、職員の日常業務に対する意欲や姿勢の向上、モチベーションの高揚、労務環境の適正化等に取り組んでいる。また、職員に対して目標達成や改善活動等への関与を求めている。	視点 1-1-2 視点 1-2-2 視点 1-2-4 視点 1-2-5 視点 2-1	
	LA.4 資源 管理者は、安全に関する方針や目標を達成する上で必要になる、装置、手順、その他の資源が確実に利用できるようにしている。	視点 1-1-2 視点 1-2-2 視点 1-2-4 視点 1-2-5		LA.4 資源 管理者は、安全に関する方針や目標を達成する上で必要になる、装置、手順、その他の資源が確実に利用できるようにしている。	視点 1-1-2 視点 1-2-2 視点 1-2-4 視点 1-2-5	
	LA.5 現場への影響力 管理者は、作業や施設の状況等を頻繁に視察している。職員に積極的に質問するなどコミュニケーションを取り、指導している。また、基準からの逸脱や職員の懸念について改善するなどの活動に、主体的に関与している。	視点 1-2-2 視点 1-2-5		LA.5 現場への影響力 管理者は、作業や施設の状況等を頻繁に視察している。職員に積極的に質問するなどコミュニケーションを取り、指導している。また、基準からの逸脱や職員の懸念について改善するなどの活動に、主体的に関与している。	視点 1-2-2 視点 1-2-5	
	LA.6 報奨と処罰 管理者は、職員の態度や行いに対して報奨・処罰することを通して、職員の安全への意識を高めている。	視点 1-1-2 視点 1-2-2 視点 1-2-4 視点 1-2-5		LA.6 報奨と処罰 管理者は、職員の態度や行いに対して報奨・処罰することを通して、職員の安全への意識を高めている。	視点 1-1-2 視点 1-2-2 視点 1-2-4 視点 1-2-5	
	LA.7 変更管理 管理者は、設備や運用に変更がある場合には、変更後も安全が維持または向上されるように努めている。変更による安全への影響についても評価している。	視点 1-1-2 視点 1-1-4 視点 1-2-2 視点 1-2-3 視点 1-2-5 視点 2-1 視点 3-3		LA.7 変更管理 管理者は、設備や運用に変更がある場合には、変更後も安全が維持または向上されるように努めている。変更による安全への影響についても評価している。	視点 1-1-2 視点 1-1-4 視点 1-2-2 視点 1-2-3 視点 1-2-5 視点 2-1 視点 3-3	
	LA.8 権限、役割、及び責任	視点 1-1-		LA.8 権限、役割、及び責任	視点 1-1-	

	経営責任者は、安全に係る業務における各職員の権限、役割、責任について明確に定めている。	3			経営責任者は、安全に係る業務における各職員の権限、役割、責任について明確に定めている。	3			
意思決定 (Decision making : DM)	DM.1 体系的な取組 職員は、意思決定において一貫して体系的なアプローチを使用しており、それにはリスクの視点も含まれている。	視点2-1④		意思決定 (Decision making : DM)	DM.1 体系的な取組 職員は、意思決定において一貫して体系的なアプローチを使用しており、それにはリスクの視点も含まれている。	視点2-1④			
	DM.2 安全を考慮した判断 職員は、単純な作業に対しても慎重な選択を実施している。作業は、安全でないことが判明するまで継続するのではなく、作業開始前に安全であると判断している。	視点2-1④			DM.2 安全を考慮した判断 職員は、単純な作業に対しても慎重な選択を実施している。作業は、安全でないことが判明するまで継続するのではなく、作業開始前に安全であると判断している。	視点2-1④			
	DM.3 決定における明確な責任 意思決定における権限と責任が明確に定められている。	視点1-1-4			DM.3 決定における明確な責任 意思決定における権限と責任が明確に定められている。	視点1-1-4			
	DM.4 予期しない状況への準備 慎重な意思決定が常に行われている。適用される手順書や計画がない予期しない状況に対応できる能力を身につける訓練を行っている。	視点2-1④			DM.4 予期しない状況への準備 慎重な意思決定が常に行われている。適用される手順書や計画がない予期しない状況に対応できる能力を身につける訓練を行っている。	視点2-1④			
尊重しあう職場環境 (Respectful Work Environment : WE)	WE.1 職員への尊重 全ての職員は尊厳、尊敬を持って扱われ、組織への貢献が認められる。	視点2-1②		尊重しあう職場環境 (Respectful Work Environment : WE)	WE.1 職員への尊重 全ての職員は尊厳、尊敬を持って扱われ、組織への貢献が認められる。	視点2-1②			
	WE.2 意見の尊重 職員は質問すること、懸念を声に出すこと、そして提案することが奨励される。異なる意見は求められ尊重される。	視点2-1②			WE.2 意見の尊重 職員は質問すること、懸念を声に出すこと、そして提案することが奨励される。異なる意見は求められ尊重される。	視点2-1②			
	WE.3 信頼の育成 信頼は、組織を通して職員及び作業集団間で育成され維持されている。	視点2-1②			WE.3 信頼の育成 信頼は、組織を通して職員及び作業集団間で育成され維持されている。	視点2-1②			
	WE.4 衝突の解決 職員間における意見等の衝突は、公正で透明性ある方法を使用して速やかに解決されている。	視点2-1②			WE.4 衝突の解決 職員間における意見等の衝突は、公正で透明性ある方法を使用して速やかに解決されている。	視点2-1②			
	WE.5 施設を大事にする意識 整理・整頓が継続的に行われ、施設は生産的な作業環境になっている。	視点2-1②			WE.5 施設を大事にする意識 整理・整頓が継続的に行われ、施設は生産的な作業環境になっている。	視点2-1②			
継続的学習 (Continuous Learning : CL)	CL.1 自己評価・独立評価 ・組織は、自らの規定通り、活動に対して自己評価や独立評価を実施している。 ・安全文化は定期的に評価され、結果は全ての職員に共有され、安全文化のあるべき姿の見直しや健全な安全文化の育成と維持に活用されている。	視点3-1① ② 視点3-3		継続的学習 (Continuous Learning : CL)	CL.1 自己評価・独立評価 ・組織は、自らの規定通り、活動に対して自己評価や独立評価を実施している。 ・安全文化は定期的に評価され、結果は全ての職員に共有され、安全文化のあるべき姿の見直しや健全な安全文化の育成と維持に活用されている。	視点3-1① ② 視点3-3			
	CL.2 経験からの学習 ・組織内における安全を向上させる提案や、安全に影響を及ぼすおそれのある問題の報告から得られた教訓を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。 ・自社及び国内外の事故から得られた経験を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。	視点2-1⑤			CL.2 経験からの学習 ・組織内における安全を向上させる提案や、安全に影響を及ぼすおそれのある問題の報告から得られた教訓を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。 ・自社及び国内外の事故から得られた経験を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。	視点2-1⑤			
	CL.3 訓練 組織は、知識・技術などを継続的に向上させるため効果的な訓練を行い、職員の能力の開発を行っている。また、知識の伝承を図っている。	視点2-1 視点2-1⑤ 視点3-1① ② 視点3-2 視点4-1			CL.3 訓練 組織は、知識・技術などを継続的に向上させるため効果的な訓練を行い、職員の能力の開発を行っている。また、知識の伝承を図っている。	視点2-1 視点2-1⑤ 視点3-1① ② 視点3-2 視点4-1			
	CL.4 リーダーシップの開発 組織は有能なリーダーを訓練等を通して育成している。	視点2-1⑤			CL.4 リーダーシップの開発 組織は有能なリーダーを訓練等を通して育成している。	視点2-1⑤			
	CL.5 ベンチマーキング 組織は、知識・技術等を継続的に向上させるために、他の産業を含めた他の組織の実践から学んでいる。	視点1-2-4 視点2-1⑤			CL.5 ベンチマーキング 組織は、知識・技術等を継続的に向上させるために、他の産業を含めた他の組織の実践から学んでいる。	視点1-2-4 視点2-1⑤			
問題の把握と解決 (Problem Identification and Resolution : PI)	PI.1 特定 組織は、軽微なものを含め問題を収集するための方法を確立している。また、適時問題を特定している。問題を報告することが奨励され、評価されている。	視点2-1⑥		問題の把握と解決 (Problem Identification and Resolution : PI)	PI.1 特定 組織は、軽微なものを含め問題を収集するための方法を確立している。また、適時問題を特定している。問題を報告することが奨励され、評価されている。	視点2-1⑥			
	PI.2 評価 ・報告された安全に影響を及ぼすおそれのある問題について、それぞれの問題の内容に応じて適切な時間内で評価されている。	視点2-1⑥			PI.2 評価 ・報告された安全に影響を及ぼすおそれのある問題について、それぞれの問題の内容に応じて適切な時間内で評価されている。	視点2-1⑥			

	・安全の重要性に対して確実に対処できるよう問題を評価している。	
	PI.3 解決 ・組織は、特性された問題について適切な時期に是正処置を講じている。問題に十分に対応されたことを確認するために、是正処置の有効性が評価されている。 ・解決された問題については、関係する職員に結果が共有されている。また、重要な教訓については周知されている。	視点2-1⑥
	PI.4 傾向 組織は、是正処置プロセスやその他の評価において得られた情報などを定期的に分析し、共通原因やその傾向等を評価している。	視点2-1⑥
作業プロセス (Work Processes : WP)	WP.1 作業管理 組織は、原子力安全が最優先となるような作業活動の計画、管理、実施のプロセスを実行している。	視点2-1 視点3-1
	WP.2 安全裕度 組織は、安全裕度内で機器の保守等の作業プロセスを運用し維持している。	視点2-1①
	WP.3 文書化 組織は、完全で正確で最新の文書を作成し維持している。	視点2-1
問題提起できる環境 (Environment for Raising Concerns : RC)	RC.1 問題提起できる制度 組織にとって望ましくないと思われるような人・組織に関する問題についても忌憚なく提起・報告できるような制度を運用している。また、安全に関する懸念を提起するという職員の権利と責任を支援するような環境を整えている。	視点1-2-4 視点2-1⑥
	RC.2 問題提起の代替手段 職員が安全に関する問題を直属の部門管理者の影響から独立したプロセスで提起することができる手段が確定されている。	視点1-2-4 視点2-1⑥

附属書2 業務遂行能力に関するガイド

1 背景及び目的

原子力施設における運転管理、保守等の各種業務においては、それぞれ固有の専門的な知識、技能及び経験を有し、職務に応じた業務遂行能力を付与された要員が配置され、その力量が維持されていることが重要である。

また、業務を適切に遂行するためには、これら業務に従事する要員の能力に起因するトラブル又は業務を実施する組織とその活動に起因するトラブル等の不適合に対して、原因を分析し、適切な再発防止策を講じることが重要であり、その能力を維持することが必要である。

本ガイドは、検査官が事業者の要員(事業者の協力企業を含む。)の業務遂行能力に関し気付き事項があった場合に、必要な要員が適切な方法により業務遂行に必要な力量の付与、及び定められた職責を確実に遂行できる条件などを有しているかどうかについて確認するためのものである。

2 検査要件

2.1 検査対象

他の検査ガイドに基づいて行った個別業務に対する検査において検出された**検査気付き事項、検査指摘事項**又は不適合のうち、要員の力量不足等ヒューマンエラーに起因すると思われる不適合を対象として、本ガイドを活用して確認を行う。それらのうち、原子力安全又は核物質防護に影響を及ぼすと判断されるもの、類似の不適合事象が繰り返されているもの、組織的な要因により発生したものについては、原因分析の実施

	・安全の重要性に対して確実に対処できるよう問題を評価している。	
	PI.3 解決 ・組織は、特性された問題について適切な時期に是正処置を講じている。問題に十分に対応されたことを確認するために、是正処置の有効性が評価されている。 ・解決された問題については、関係する職員に結果が共有されている。また、重要な教訓については周知されている。	視点2-1⑥
	PI.4 傾向 組織は、是正処置プロセスやその他の評価において得られた情報などを定期的に分析し、共通原因やその傾向等を評価している。	視点2-1⑥
作業プロセス (Work Processes : WP)	WP.1 作業管理 組織は、原子力安全が最優先となるような作業活動の計画、管理、実施のプロセスを実行している。	視点2-1 視点3-1
	WP.2 安全裕度 組織は、安全裕度内で機器の保守等の作業プロセスを運用し維持している。	視点2-1①
	WP.3 文書化 組織は、完全で正確で最新の文書を作成し維持している。	視点2-1
問題提起できる環境 (Environment for Raising Concerns : RC)	RC.1 問題提起できる制度 組織にとって望ましくないと思われるような人・組織に関する問題についても忌憚なく提起・報告できるような制度を運用している。また、安全に関する懸念を提起するという職員の権利と責任を支援するような環境を整えている。	視点1-2-4 視点2-1⑥
	RC.2 問題提起の代替手段 職員が安全に関する問題を直属の部門管理者の影響から独立したプロセスで提起することができる手段が確定されている。	視点1-2-4 視点2-1⑥

附属書2 業務遂行能力に関するガイド

1 背景及び目的

原子力施設における運転管理、保守等の各種業務においては、それぞれ固有の専門的な知識、技能及び経験を有し、職務に応じた業務遂行能力を付与された要員が配置され、その力量が維持されていることが重要である。

また、業務を適切に遂行するためには、これら業務に従事する要員の能力に起因するトラブル又は業務を実施する組織とその活動に起因するトラブル等の不適合に対して、原因を分析し、適切な再発防止策を講じることが重要であり、その能力を維持することが必要である。

本ガイドは、検査官が事業者の要員(事業者の協力企業を含む。)の業務遂行能力に関し気付き事項があった場合に、必要な要員が適切な方法により業務遂行に必要な力量の付与、及び定められた職責を確実に遂行できる条件などを有しているかどうかについて確認するためのものである。

2 検査要件

2.1 検査対象

他の検査ガイドに基づいて行った個別業務に対する検査において検出された**気付き事項、指摘事項**又は不適合のうち、要員の力量不足等ヒューマンエラーに起因すると思われる不適合を対象として、本ガイドを活用して確認を行う。それらのうち、原子力安全又は核物質防護に影響を及ぼすと判断されるもの、類似の不適合事象が繰り返されているもの、組織的な要因により発生したものについては、原因分析の実施結果が是正

記載の適正化(誤記)

結果が是正処置等に反映されていることを確認する。

2.2 実施時期

他の検査において、本検査の対象となる事象が検出された場合、日常観察により当該事象を確認した後、検出された時期の翌四半期など適切な時期に年次検査を実施することができる。

その際、対象となる事象の不適合処理が検査を実施しようとする時期までに完了していない場合には、是正処置が完了した時点、また、原因分析を実施する場合は、当該分析の計画書作成時や報告書完了時等のタイミングを捉えて随時実施するものとする。

これらの処置又は報告書のとりまとめに時間を要すると判断される場合には、いたずらに時期を待つことなく、随時実施するものとする。

また、当該不適合等の水平展開やフォローアップが必要なもの、有効性の評価が行われるものについては、別途不適合管理の実施状況として監視していくものとする。

3 検査手順

3.1 検査の準備

検査対象となる業務、作業に係る次の資料について、事前に調査し確認する。

- (1) 業務に従事する要員に対する教育訓練に係る基準及び実施要領
- (2) 要員の力量管理表
- (3) 力量付与及び力量維持のために行った教育訓練の実施記録、教育資料
- (4) 対象業務(作業)の体制表、従業員等の保有資格に関する提出書類
- (5) 不適合管理、是正処置、未然防止処置の実施に係る基準及び実施要領
- (6) 不適合管理台帳、当該不適合に係る不適合報告書及び是正処置報告書等
- (7) 原因分析を行った場合は、当該原因分析の報告書等

3.2 検査の実施

(1) 要員の力量管理に係る規定類等の仕組みに関する事項

- a. 組織機能及びその責任を定めた規定類により、各業務に必要な力量が明確になっていることを確認する。その業務を実施する組織の構成員の各職責とその職責に応じた業務が割り当てられていることを確認する。
- b. 組織構成員の職責に応じて求められる力量を設定し、その評価基準、記録管理等の要領が規定類に定められていることを確認する。
- c. 業務毎に必要な教育カリキュラムが作成されていることを確認し、教育内容が要員に要求する職務に合致していることを確認する。

(2) 教育訓練の実施に関する事項

- a. 実施されている教育内容が、要員に求められる力量に見合った内容であることを教育訓練実施記録、使用された教材等により確認する。
- b. 教育訓練の結果、要員の力量が要求されるレベルに到達し、力量が認定されていることを教育・訓練の記録により確認する。
- c. 力量を認定した後、それらが実際に有効であったことの確認をどのように行っているかを確認する。有効性の評価に係る記録が作成され、維持されていることを確認する。

(3) 再認定、要求される所要能力の変更を伴う場合に関する事項

- a. 力量の再評価 業務を一時的又は長期間離れた後、当該業務に復帰する要員に対する力量の再評価に関する合理的な基準が定められ、その基準に基づき評価していることを確認する。

処置等に反映されていることを確認する。

2.2 実施時期

他の検査において、本検査の対象となる事象が検出された場合、日常観察により当該事象を確認した後、検出された時期の翌四半期など適切な時期に年次検査を実施することができる。

その際、対象となる事象の不適合処理が検査を実施しようとする時期までに完了していない場合には、是正処置が完了した時点、また、原因分析を実施する場合は、当該分析の計画書作成時や報告書完了時等のタイミングを捉えて随時実施するものとする。

これらの処置又は報告書のとりまとめに時間を要すると判断される場合には、いたずらに時期を待つことなく、随時実施するものとする。

また、当該不適合等の水平展開やフォローアップが必要なもの、有効性の評価が行われるものについては、別途不適合管理の実施状況として監視していくものとする。

3 検査手順

3.1 検査の準備

検査対象となる業務、作業に係る次の資料について、事前に調査し確認する。

- (1) 業務に従事する要員に対する教育訓練に係る基準及び実施要領
- (2) 要員の力量管理表
- (3) 力量付与及び力量維持のために行った教育訓練の実施記録、教育資料
- (4) 対象業務(作業)の体制表、従業員等の保有資格に関する提出書類
- (5) 不適合管理、是正処置、未然防止処置の実施に係る基準及び実施要領
- (6) 不適合管理台帳、当該不適合に係る不適合報告書及び是正処置報告書等
- (7) 原因分析を行った場合は、当該原因分析の報告書等

3.2 検査の実施

(1) 要員の力量管理に係る規定類等の仕組みに関する事項

- a. 組織機能及びその責任を定めた規定類により、各業務に必要な力量が明確になっていることを確認する。その業務を実施する組織の構成員の各職責とその職責に応じた業務が割り当てられていることを確認する。
- b. 組織構成員の職責に応じて求められる力量を設定し、その評価基準、記録管理等の要領が規定類に定められていることを確認する。
- c. 業務毎に必要な教育カリキュラムが作成されていることを確認し、教育内容が要員に要求する職務に合致していることを確認する。

(2) 教育訓練の実施に関する事項

- a. 実施されている教育内容が、要員に求められる力量に見合った内容であることを教育訓練実施記録、使用された教材等により確認する。
- b. 教育訓練の結果、要員の力量が要求されるレベルに到達し、力量が認定されていることを教育・訓練の記録により確認する。
- c. 力量を認定した後、それらが実際に有効であったことの確認をどのように行っているかを確認する。有効性の評価に係る記録が作成され、維持されていることを確認する。

(3) 再認定、要求される所要能力の変更を伴う場合に関する事項

- a. 力量の再評価 業務を一時的又は長期間離れた後、当該業務に復帰する要員に対する力量の再評価に関する合理的な基準が定められ、その基準に基づき評価していることを確認する。

- b. 力量の維持、再認定 力量を認定された要員がその力量を維持していること及び再認定の基準について確認する。定められた要領等がある場合は、その要領及び記録を確認する。
- c. 一時的に新たな業務、又は作業に従事させようとする場合、既に認定されている力量により遂行できるものであるか否かについて判断し、要すれば新たな業務に要求される知識、技能等を付与するための措置を講じていることを確認する。
- d. 組織に新たな業務が追加又は変更され、追加教育等が必要な場合、力量評価基準の見直しや教育訓練の内容変更が検討され、規定類が適正に改定されていることを確認する。また、これにより要員の力量評価が適切に実施されていることを確認する。

(4) 実作業の管理状況

- a. 特定の業務(作業等)に着目し、その業務を遂行するために編成されたグループに、当該業務を的確に実施するために必要な能力を有する要員が確保されていることを作業の体制表、作業者(公的資格者)名簿等により確認する。
- b. 協力企業の従業員の力量については、調達元が調達先に対する要求事項の中で明確にしていることを仕様書及び関連記録により確認する。
- c. 可能な場合、実際に実施されている任意の作業に立会し、現に実施されている体制と承認され現場に掲示されている体制に齟齬がないことを確認する。

(5) 人的要因、組織的要因に係る原因分析が行われている場合に関する事項

- a. 要員の力量不足等が原因と推定される不適合に対して、原因分析を実施している場合、「原因分析に関するガイド」の視点を参照して確認する。
- b. 原因分析の結果とられた対策、是正処置について、安全上重要な「人的要因」に対応したものであり、適切なものであることを確認する。
- c. 人的資源の充当に係る人事、教育・訓練及び資機材、並びにそれらに係る予算措置等、本店を含むマネジメント層が関与すべき責任において、何らかの改善が必要な場合、所要の措置が図られていることを確認する。
また、それらの課題に係る処置の実績があれば、それらの仕組みが適切に機能していることを記録により確認する。

4 検査の手引

(1) 要員の力量管理に係る視点

a. トップマネジメントの関与及び資源の確保

必要な資源が適切に提供されていることの確認は、人的資源の配分においてトップマネジメントが現状を的確に把握し、必要な人員、教育・訓練等に必要な予算等の配分を計画し、問題点があれば必要な対策を講じることができる仕組みを規定類により確認する。

また、個別具体的な案件については、それらが規定類に定める手続きに従って適切に運用されていること、また、必要に応じてマネジメントレビューにおけるインプットデータ等の活動記録から評価する。

b. 組織機能と要員の業務上の職責

要員の組織内における職位と適用業務の関連性において、要求される力量がその責任に見合う適切なレベルであること、組織及びその構成員によるチームとしての職務遂行能力を担保していることに留意する。

c. 要員に要求される力量と到達(認定)基準

要員に要求される力量は、要員の職位に応じたものであり、遂行する職務の難易度と責任の度合に合致し又は矛盾のないものであること、要求及び評価レベルの設定は、力量が認定された後の要員の経験

- b. 力量の維持、再認定 力量を認定された要員がその力量を維持していること及び再認定の基準について確認する。定められた要領等がある場合は、その要領及び記録を確認する。
- c. 一時的に新たな業務、又は作業に従事させようとする場合、既に認定されている力量により遂行できるものであるか否かについて判断し、要すれば新たな業務に要求される知識、技能等を付与するための措置を講じていることを確認する。
- d. 組織に新たな業務が追加又は変更され、追加教育等が必要な場合、力量評価基準の見直しや教育訓練の内容変更が検討され、規定類が適正に改定されていることを確認する。また、これにより要員の力量評価が適切に実施されていることを確認する。

(4) 実作業の管理状況

- a. 特定の業務(作業等)に着目し、その業務を遂行するために編成されたグループに、当該業務を的確に実施するために必要な能力を有する要員が確保されていることを作業の体制表、作業者(公的資格者)名簿等により確認する。
- b. 協力企業の従業員の力量については、調達元が調達先に対する要求事項の中で明確にしていることを仕様書及び関連記録により確認する。
- c. 可能な場合、実際に実施されている任意の作業に立会し、現に実施されている体制と承認され現場に掲示されている体制に齟齬がないことを確認する。

(5) 人的要因、組織的要因に係る原因分析が行われている場合に関する事項

- a. 要員の力量不足等が原因と推定される不適合に対して、原因分析を実施している場合、「原因分析に関するガイド」の視点を参照して確認する。
- b. 原因分析の結果とられた対策、是正処置について、安全上重要な「人的要因」に対応したものであり、適切なものであることを確認する。
- c. 人的資源の充当に係る人事、教育・訓練及び資機材、並びにそれらに係る予算措置等、本店を含むマネジメント層が関与すべき責任において、何らかの改善が必要な場合、所要の措置が図られていることを確認する。
また、それらの課題に係る処置の実績があれば、それらの仕組みが適切に機能していることを記録により確認する。

4 検査の手引

(1) 要員の力量管理に係る視点

a. トップマネジメントの関与及び資源の確保

必要な資源が適切に提供されていることの確認は、人的資源の配分においてトップマネジメントが現状を的確に把握し、必要な人員、教育・訓練等に必要な予算等の配分を計画し、問題点があれば必要な対策を講じることができる仕組みを規定類により確認する。

また、個別具体的な案件については、それらが規定類に定める手続きに従って適切に運用されていること、また、必要に応じてマネジメントレビューにおけるインプットデータ等の活動記録から評価する。

b. 組織機能と要員の業務上の職責

要員の組織内における職位と適用業務の関連性において、要求される力量がその責任に見合う適切なレベルであること、組織及びその構成員によるチームとしての職務遂行能力を担保していることに留意する。

c. 要員に要求される力量と到達(認定)基準

要員に要求される力量は、要員の職位に応じたものであり、遂行する職務の難易度と責任の度合に合致し又は矛盾のないものであること、要求及び評価レベルの設定は、力量が認定された後の要員の経験

と能力の向上に応じ、上位の職位・職務に対する到達目標を明示する継続性をもったものであることが望ましい。

d. 教育訓練及び評価の記録

要員の力量付与に際して実施した教育・訓練、保有する技能・資格及び経験について、適切な記録を維持していること。

要員の教育・訓練の有効性を評価するため、試験又は日常的な試問を行うなど具体的な措置を講じており、その評価を記録等により確認できることが望ましい。

e. 管理職の力量評価

管理職の力量評価については、事業者の人事考課による総合的な判断を経て発令されていることを考慮し、被評価者の当該職務に関連する主要な職務経歴等を聞き取り等により確認することとどめ、評価者が被評価者をどのような視点で力量認定したか、評価者の力量をみる視点で評価の根拠等を確認する。

また、必要に応じ当該管理職に対してインタビュー等により、具体的な個別案件における判断プロセス等について聞き取りを行い、職務に要求される見識・指導力等が組織活動に適切に反映されていることを確認する。

f. 力量の継続的な維持

力量が認定された要員について、業務を遂行する上で必要な力量を維持していることを継続して確認するための具体的な方法について、規定類に定められている場合は、その仕組みを確認し、有効に機能していることを確認する。

評価は記録され、要求される力量の要件を満足していることが客観的に把握できるものでなければならない。管理職等(評価者)が観察により評価している場合は、必要に応じてインタビュー等により、具体的な評価要領(必ずしも規定されたものでなくともよい)を確認し、評価者の評価する力量に着目して判断するとともに、これらの評価が客観的な指標を伴って適切に記録されていることを確認する。

g. 業務の追加・変更に伴う見直し

新たな業務が加わるなど、当該業務に係る基準及び要領等が追加、変更された場合、それに伴う要員の力量に対する要求の見直しの必要性について、検討、評価していることを確認する。

また、追加、変更された業務に従事する前までに必要な教育訓練が追加実施されていることを記録により確認するとともに、変更があった業務を担当する要員にインタビューして、変更箇所の理解が適切であることを確認することも有用である。

h. チーム及びチームを構成する要員としての力量

チームにより業務を実施する場合、要員個々の力量に関する評価の視点に加え、チームとしての業務遂行能力が妥当であり、要求を満足するものであることが必要である。

そのため、個々の要員に部分的又は個別的な力量不足がある場合は、力量の不足する要員を指導監督できる上位の力量を有する要員の管理下で業務が適切に遂行できる状態であることを確認し、チームとしての力量が適切に確保されていることを確認する。

i. 協力企業の従業員に対する力量の確認

協力企業の従業員の力量管理は、事業者の調達先に対する要求事項として、仕様書等で明確に示されていること、事業者は調達に伴い調達先から提出される要領書・作業手順書等の承認図書、工事記録等により、これらを確認していること、必要に応じて事業者が直接調達先の作業に立会い、監査その他の方法により力量を確認していることを確認する。

(2) 実作業等の観察における留意事項

必要に応じて、要員が行う具体的な作業手順の中から客観的な評価が可能なものを選定して観察し、

と能力の向上に応じ、上位の職位・職務に対する到達目標を明示する継続性をもったものであることが望ましい。

d. 教育訓練及び評価の記録

要員の力量付与に際して実施した教育・訓練、保有する技能・資格及び経験について、適切な記録を維持していること。

要員の教育・訓練の有効性を評価するため、試験又は日常的な試問を行うなど具体的な措置を講じており、その評価を記録等により確認できることが望ましい。

e. 管理職の力量評価

管理職の力量評価については、事業者の人事考課による総合的な判断を経て発令されていることを考慮し、被評価者の当該職務に関連する主要な職務経歴等を聞き取り等により確認することとどめ、評価者が被評価者をどのような視点で力量認定したか、評価者の力量をみる視点で評価の根拠等を確認する。

また、必要に応じ当該管理職に対してインタビュー等により、具体的な個別案件における判断プロセス等について聞き取りを行い、職務に要求される見識・指導力等が組織活動に適切に反映されていることを確認する。

f. 力量の継続的な維持

力量が認定された要員について、業務を遂行する上で必要な力量を維持していることを継続して確認するための具体的な方法について、規定類に定められている場合は、その仕組みを確認し、有効に機能していることを確認する。

評価は記録され、要求される力量の要件を満足していることが客観的に把握できるものでなければならない。管理職等(評価者)が観察により評価している場合は、必要に応じてインタビュー等により、具体的な評価要領(必ずしも規定されたものでなくともよい)を確認し、評価者の評価する力量に着目して判断するとともに、これらの評価が客観的な指標を伴って適切に記録されていることを確認する。

g. 業務の追加・変更に伴う見直し

新たな業務が加わるなど、当該業務に係る基準及び要領等が追加、変更された場合、それに伴う要員の力量に対する要求の見直しの必要性について、検討、評価していることを確認する。

また、追加、変更された業務に従事する前までに必要な教育訓練が追加実施されていることを記録により確認するとともに、変更があった業務を担当する要員にインタビューして、変更箇所の理解が適切であることを確認することも有用である。

h. チーム及びチームを構成する要員としての力量

チームにより業務を実施する場合、要員個々の力量に関する評価の視点に加え、チームとしての業務遂行能力が妥当であり、要求を満足するものであることが必要である。

そのため、個々の要員に部分的又は個別的な力量不足がある場合は、力量の不足する要員を指導監督できる上位の力量を有する要員の管理下で業務が適切に遂行できる状態であることを確認し、チームとしての力量が適切に確保されていることを確認する。

i. 協力企業の従業員に対する力量の確認

協力企業の従業員の力量管理は、事業者の調達先に対する要求事項として、仕様書等で明確に示されていること、事業者は調達に伴い調達先から提出される要領書・作業手順書等の承認図書、工事記録等により、これらを確認していること、必要に応じて事業者が直接調達先の作業に立会い、監査その他の方法により力量を確認していることを確認する。

(2) 実作業等の観察における留意事項

必要に応じて、要員が行う具体的な作業手順の中から客観的な評価が可能なものを選定して観察し、

作業の指導者及び要員の基本動作、作業における理解の度合をみて総合的に評価する。この場合、個別業務(作業)に係る検査ガイドがある場合はそれを活用し、当該検査の結果を参考にする。

また、観察による評価に際しては、作業手順書等の写しをあらかじめ準備し、それらが最新版であることを確認の上、次の点に留意する。

- a. 業務実施前にチーム内において、責任の分担や手順内容の確認を実施していること、また、指揮者等は、要員の健康状態及び作業負荷の配分等を把握しており、確認していること
- b. 定められた最新版の手順書に従って作業を実施していること、また、指導者等は必要に応じて、次の手順に移る前に要員に周知するなど手順を確かなものとすることに注意を払っていること
- c. 不適切な用具、装備が見過ごされていないこと
- d. 指揮命令系統が明確になっており、実作業で厳守されていること
- e. 指示、復唱、復命等の基本的な動作が的確に実施され、指揮者等との意思疎通が適切に図られていること
- f. 不確かさが検出されたとき、質問、応答等が的確に行われ、問題を解決するプロセスを確認して作業を進めていること
- g. シフト等の交代要員が管理され、要員の疲労に対して適切に対応できていること
- h. 指導者等が要員の動作を把握し、また、作業の中で要員の力量を適切に確認し評価していること
- i. 注意力、集中力の低下、欠如がなく、作業の中断及び頻繁なやり直しがないこと

5 参考資料

5.1 法令、基準等

- (1) 原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則

5.2 技術資料等

- (1) 「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」
- (2) 「原因分析に関するガイド」

作業の指導者及び要員の基本動作、作業における理解の度合をみて総合的に評価する。この場合、個別業務(作業)に係る検査ガイドがある場合はそれを活用し、当該検査の結果を参考にする。

また、観察による評価に際しては、作業手順書等の写しをあらかじめ準備し、それらが最新版であることを確認の上、次の点に留意する。

- a. 業務実施前にチーム内において、責任の分担や手順内容の確認を実施していること、また、指揮者等は、要員の健康状態及び作業負荷の配分等を把握しており、確認していること
- b. 定められた最新版の手順書に従って作業を実施していること、また、指導者等は必要に応じて、次の手順に移る前に要員に周知するなど手順を確かなものとすることに注意を払っていること
- c. 不適切な用具、装備が見過ごされていないこと
- d. 指揮命令系統が明確になっており、実作業で厳守されていること
- e. 指示、復唱、復命等の基本的な動作が的確に実施され、指揮者等との意思疎通が適切に図られていること
- f. 不確かさが検出されたとき、質問、応答等が的確に行われ、問題を解決するプロセスを確認して作業を進めていること
- g. シフト等の交代要員が管理され、要員の疲労に対して適切に対応できていること
- h. 指導者等が要員の動作を把握し、また、作業の中で要員の力量を適切に確認し評価していること
- i. 注意力、集中力の低下、欠如がなく、作業の中断及び頻繁なやり直しがないこと

5 参考資料

5.1 法令、基準等

- (1) 原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則

5.2 技術資料等

- (1) 「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」
- (2) 「原因分析に関するガイド」

基本検査運用ガイド
非該当使用者等
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 非該当使用者等 (BZ2010_2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」「放射線安全」 小分類：「閉じ込めの維持」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」 検査分野：「施設管理」「運転管理」「放射線管理」「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第61条の2の2の規定に基づき、法第52条第1項の許可を受けた者のうち、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。）第41条各号に該当する核燃料物質を使用しない者（以下「非該当使用者」という。）に対して、法第61条の2の2第1項第4号ロに規定されている事項（保安のために必要な措置）に係る実施状況を確認する。法第57条の5第2項の認可を受けている事業者に対しては、法第61条の2の2第1項第3号ハで規定されている事項（廃止措置計画）の実施状況を確認する。 また、法第57条の7第1項の規定に基づき核原料物質の使用の届出をした者（以下「核原料物質使用者」という。）に対して、法第61条の2の2第1項第2号ロに規定されている事項（技術上の基準の遵守）に係る実施状況を確認する。 これらの確認対象とする非該当使用者の保安のために必要な措置（品質管理、管理区域への立入制限等、線量等に関する措置、放射性物質による汚染の状況等の測定、使用施設等の施設管理、非該当使用者の設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置、核燃料物質の使用、工場又は事業所内において行われる運搬、貯蔵施設における貯蔵並びに工場又は事業所内において行われる廃棄）については、関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 核燃料物質又は核原料物質（以下「核燃料物質等」という。）の使用の場所に係る事務所又は工場若しくは事業所（以下「検査対象施設」という。）に立ち入り、次の項目について関係者へ質問及び帳簿、書類その他必要な物件を検査することにより行う。検査対象施設の選定に当たっては、核燃料物質等の使用及びこれまでの検査結果等の最新状況を勘案する。</p> <p>3.2 検査体制、頻度及びサンプル数</p>	<p style="text-align: center;">基本検査運用ガイド 非該当使用者等 (BZ2010_1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」「放射線安全」 小分類：「閉じ込めの維持」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」 検査分野：「施設管理」「運転管理」「放射線管理」「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第61条の2の2の規定に基づき、法第52条第1項の許可を受けた者のうち、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。）第41条各号に該当する核燃料物質を使用しない者（以下「非該当使用者」という。）に対して、法第61条の2の2第1項第4号ロに規定されている事項（保安のために必要な措置）に係る実施状況を確認する。法第57条の5第2項の認可を受けている事業者に対しては、法第61条の2の2第1項第3号ハで規定されている事項（廃止措置計画）の実施状況を確認する。 また、法第57条の7第1項の規定に基づき核原料物質の使用の届出をした者（以下「核原料物質使用者」という。）に対して、法第61条の2の2第1項第2号ロに規定されている事項（技術上の基準の遵守）に係る実施状況を確認する。 これらの確認対象とする非該当使用者の保安のために必要な措置（品質管理、管理区域への立入制限等、線量等に関する措置、放射性物質による汚染の状況等の測定、使用施設等の施設管理、非該当使用者の設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置、核燃料物質の使用、工場又は事業所内において行われる運搬、貯蔵施設における貯蔵並びに工場又は事業所内において行われる廃棄）については、関連する検査運用ガイドの適用も踏まえて確認する。</p> <p>3 検査要件 3.1 検査対象 核燃料物質又は核原料物質（以下「核燃料物質等」という。）の使用の場所に係る事務所又は工場若しくは事業所（以下「検査対象施設」という。）に立ち入り、次の項目について関係者へ質問及び帳簿、書類その他必要な物件を検査することにより行う。検査対象施設の選定に当たっては、核燃料物質等の使用及びこれまでの検査結果等の最新状況を勘案する。</p> <p>3.2 検査体制、頻度及びサンプル数</p>	<p>改正に伴う変更</p>

<p>(1) 検査の頻度 検査対象施設は、核燃料物質等の使用の方法やこれまでの検査結果を考慮しつつ、約10年に1回の頻度で実施することとし、年度ごとに計画を策定する。また、廃止措置の終了に関する事項については、廃止措置の終了の確認の申請があった場合に計画を策定する。</p> <p>(2) 所要時間 検査の所要時間については、1施設当たり3時間程度を目安とし、本庁及び原子力規制事務所の検査官が協力し、日常検査として実施する。廃止措置の終了の確認に関する事項については、1日程度を目安とし、チーム検査として実施する。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>(1) 法令に記載された核燃料物質等の使用に関する事項を確認する。確認事項の具体例としては、核燃料物質の使用許可申請書、核原料物質の使用の届出に係る文書等が挙げられる。また、これまでの検査対象施設の検査実績の内容を確認する。</p> <p>(2) 検査対象施設とした核燃料物質の使用等に係る施設管理の最新情報等を事前に入手しておく。</p> <p>4.2 検査実施</p> <p>(1) 検査項目 非該当使用者に対しては、法第61条の2の2第1項第4号ロに規定されている事項(保安のために必要な措置)に係る実施状況を、核原料物質使用者に対しては、法第61条の2の2第1項第2号ロに規定されている事項(技術上の基準の遵守)に係る実施状況を重視して確認する。</p> <p>別紙1「非該当使用者に係る項目」 別紙2「核原料物質使用者に係る項目」 別紙3「廃止措置の終了の確認に係る項目」</p> <p>(2) 検査実施手順</p> <p>a. 現場確認前の聴取 現場確認の前に、現状の施設の運用状況及び保安に関する事項(許可事項、規則に基づく要求事項(施設管理(設計想定事象含む)、直近の施設運転状況等)、検査対象施設の保安活動の状況等について事前に聴取を行う。</p> <p>b. 現場確認 現場確認においては、主に検査対象施設の日常の保安活動により安全が確保されているか、及び法令要求、許可事項等に適合しているかという2つの観点で、以下の状況について現場を確認する。</p> <p>(a) 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設並びに設備の整理・整頓状況 (b) 管理区域の入退域に係る従事者等の行動等(特に、退域時における汚染検査、作業着及び防護具の着脱、汚染検査装置、除染器具等の配置等) (c) フード、グローブボックス等周りの養生状態及び内部の状況(核燃料物質及び核燃料物質で汚染されたもの又は核原料物質及び核原料物質で汚染されたものを放置していないか、不適切な取扱いの痕跡がないか等)</p> <p>c. 現場確認を踏まえた書類確認 現場確認後に、改めて検査対象施設の許可事項への適合性及び保安活動の状況を、記録等に基づいて確認する。</p>	<p>(1) 検査の頻度 検査対象施設は、核燃料物質等の使用の方法やこれまでの検査結果を考慮しつつ、約10年に1回の頻度で実施することとし、年度ごとに計画を策定する。また、廃止措置の終了に関する事項については、廃止措置の終了の確認の申請があった場合に計画を策定する。</p> <p>(2) 所要時間 検査の所要時間については、1施設当たり3時間程度を目安とし、本庁及び原子力規制事務所の検査官が協力し、日常検査として実施する。廃止措置の終了の確認に関する事項については、1日程度を目安とし、チーム検査として実施する。</p> <p>4 検査手順</p> <p>4.1 検査前準備</p> <p>(1) 法令に記載された核燃料物質等の使用に関する事項を確認する。確認事項の具体例としては、核燃料物質の使用許可申請書、核原料物質の使用の届出に係る文書等が挙げられる。また、これまでの検査対象施設の検査実績の内容を確認する。</p> <p>(2) 検査対象施設とした核燃料物質の使用等に係る施設管理の最新情報等を事前に入手しておく。</p> <p>4.2 検査実施</p> <p>(1) 検査項目 非該当使用者に対しては、法第61条の2の2第1項第4号ロに規定されている事項(保安のために必要な措置)に係る実施状況を、核原料物質使用者に対しては、法第61条の2の2第1項第2号ロに規定されている事項(技術上の基準の遵守)に係る実施状況を重視して確認する。</p> <p>別紙1「非該当使用者に係る項目」 別紙2「核原料物質使用者に係る項目」 別紙3「廃止措置の終了の確認に係る項目」</p> <p>(2) 検査実施手順</p> <p>a. 現場確認前の聴取 現場確認の前に、現状の施設の運用状況及び保安に関する事項(許可事項、規則に基づく要求事項(施設管理(設計想定事象含む)、直近の施設運転状況等)、検査対象施設の保安活動の状況等について事前に聴取を行う。</p> <p>b. 現場確認 現場確認においては、主に検査対象施設の日常の保安活動により安全が確保されているか、及び法令要求、許可事項等に適合しているかという2つの観点で、以下の状況について現場を確認する。</p> <p>(a) 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設並びに設備の整理・整頓状況 (b) 管理区域の入退域に係る従事者等の行動等(特に、退域時における汚染検査、作業着及び防護具の着脱、汚染検査装置、除染器具等の配置等) (c) フード、グローブボックス等周りの養生状態及び内部の状況(核燃料物質及び核燃料物質で汚染されたもの又は核原料物質及び核原料物質で汚染されたものを放置していないか、不適切な取扱いの痕跡がないか等)</p> <p>c. 現場確認を踏まえた書類確認 現場確認後に、改めて検査対象施設の許可事項への適合性及び保安活動の状況を確認する。</p>	<p>記載の適正化</p>
---	--	---------------

<p>(3) 検査<u>気付き事項等に関する対応</u></p> <p>検査担当職員は、検査気付き事項が確認された場合、使用者等と事実関係について認識共有を行った上で、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、当該検査気付き事項が指摘事項あるいは軽微となるのかの判断を行い、使用者等へ通知する。</p> <p>また、意図的な不正行為や原子力規制委員会の規制監視機能遂行に影響を与える行為を含む法令違反等が確認された場合は、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき、事案の深刻度の評価及び処置の検討を行う。</p> <p>(4) 報告書への記載</p> <p>検査担当職員は、法第61条の2の2第2項及び原子力規制検査等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第1号）第3条第1項に基づく検査の結果を取りまとめ、報告書を作成する。なお、検査気付き事項のうち指摘事項と判断したものについては、当該報告書にその内容を記載する。</p> <p>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官が巡視等で確認した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5 検査手引</p> <p>現場確認及び現場確認を踏まえた書類確認時の着眼点を以下に示す。 (現場確認時の着眼点)</p> <p>(1) 管理区域への出入管理に関する管理状況を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 管理区域への入域前に注意事項の説明を受けたか。 入退域手続きが適切か。 管理区域への入域時に、防護装備（専用の作業衣、作業靴等）、個人線量計等の着用を求められたか。 管理区域入口に注意事項等が掲示されているか。 放射線監視盤にて、排気モニタ、ダストモニタ等の記録が取られているか。 管理区域からの退域時に、検査担当職員自身の汚染検査が実施されたか。 管理区域からの退域時に、持ち込み物品（書類、カメラ等）の汚染検査が実施されたか。 <p>(2) 施設の管理状況を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の設備等が許可申請書通りに施設されていること（無許可で設備等の改造、廃棄をしていないこと）、及び許可申請書に記載されていない設備等で核燃料物質等が使われていないか。 施設及び機器の巡視及び点検は実施されているか（点検内容、頻度、記録等）。 <p>(3) 核燃料物質等の取扱い状況を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 作業エリアは整理・整頓されているか（設備内に核燃料物質等が放置されていないか）。 作業者が必要とされる装備をしているか。 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。 	<p>(3) 検査<u>実施手順</u></p> <p>検査担当職員は、検査気付き事項が確認された場合、使用者等と事実関係について認識共有を行った上で、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、当該検査気付き事項が指摘事項あるいは軽微となるのかの判断を行い、使用者等へ通知する。</p> <p>また、意図的な不正行為や原子力規制委員会の規制監視機能遂行に影響を与える行為を含む法令違反等が確認された場合は、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき、事案の深刻度の評価及び処置の検討を行う。</p> <p>(4) 報告書への記載</p> <p>検査担当職員は、法第61条の2の2第2項及び原子力規制検査等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第1号）第3条第1項に基づく検査の結果を取りまとめ、報告書を作成する。なお、検査気付き事項のうち指摘事項と判断したものについては、当該報告書にその内容を記載する。</p> <p>4.3 問題点の特定と解決に関する確認</p> <p>(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。</p> <p>(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。</p> <p>(3) 検査官が巡視等で確認した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。</p> <p>5 検査手引</p> <p>現場確認及び現場確認を踏まえた書類確認時の着眼点を以下に示す。 (現場確認時の着眼点)</p> <p>(1) 管理区域への出入管理に関する管理状況を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 管理区域への入域前に注意事項の説明を受けたか。 入退域手続きが適切か。 管理区域への入域時に、防護装備（専用の作業衣、作業靴等）、個人線量計等の着用を求められたか。 管理区域入口に注意事項等が掲示されているか。 放射線監視盤にて、排気モニタ、ダストモニタ等の記録が取られているか。 管理区域からの退域時に、検査担当職員自身の汚染検査が実施されたか。 管理区域からの退域時に、持ち込み物品（書類、カメラ等）の汚染検査が実施されたか。 <p>(2) 施設の管理状況を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の設備等が許可申請書通りに施設されていること（無許可で設備等の改造、廃棄をしていないこと）、及び許可申請書に記載されていない設備等で核燃料物質等が使われていないか。 施設及び機器の巡視及び点検は実施されているか（点検内容、頻度、記録等）。 <p>(3) 核燃料物質等の取扱い状況を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 作業エリアは整理・整頓されているか（設備内に核燃料物質等が放置されていないか）。 作業者が必要とされる装備をしているか。 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。 	<p>記載の適正化（誤記）</p>
--	--	-------------------

<p>d. 部屋又は設備での制限値（核燃料物質の種類、取扱い可能量）に係る表示があり、その範囲内で取り扱われているか。</p> <p>e. 保管廃棄施設で保管廃棄する前の廃棄物の管理状況（金属製容器への収納、分別等）。</p> <p>(4) 核燃料物質等の貯蔵状況を確認する。</p> <p>a. 貯蔵庫が適切に施錠管理されているか。</p> <p>b. 貯蔵に係る注意事項が掲示されているか。</p> <p>c. 貯蔵エリアは整理・整頓されているか（危険物等が近くにないこと）。</p> <p>d. 作業が必要とされる装備をしているか。</p> <p>e. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。</p> <p>f. 部屋又は設備での取扱制限値（核燃料物質の種類、取扱可能量）に係る表示があり、その範囲内で管理されているか。</p> <p>g. 核燃料物質等の持出及び返却を記録しているか。</p> <p>(5) 放射性廃棄物の管理状況を確認する。</p> <p>a. 保管廃棄施設が適切に施錠管理されているか。</p> <p>b. 保管廃棄に係る注意事項が掲示されているか。</p> <p>c. 作業エリアは整理・整頓されているか。</p> <p>d. 作業が必要とされる装備をしているか。</p> <p>e. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。</p> <p>f. 保管廃棄施設での管理は適正か（最大貯蔵可能容量に対する在庫量、今後の発生見込み等は把握しているか）。</p> <p>g. ドラム缶等について規則で定められた記録があるか。</p> <p>(6) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。</p> <p>a. 管理区域境界は、壁、柵等の区画物により区画されているか。また、標識が設けられているか。</p> <p>b. 周辺監視区域は、人の居住を禁止しているか。また柵又は標識により業務上立ち入る者以外の立ち入りを制限しているか。</p> <p>(現場確認を踏まえた書類確認時の着眼点)</p> <p>(1) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。</p> <p>a. 許可申請書等の図面と現場で確認した設備を照合する。</p> <p>b. 使用状況が、許可申請書等の目的に適合していることを、聴取及び帳簿や書類等の物件で確認する。</p> <p>c. 基準に合致していることを確認する。</p> <p>(a) 閉じ込めの機能</p> <p>(b) 遮蔽</p> <p>(c) 火災等による損傷の防止</p> <p>(d) 立ち入りの防止</p> <p>(e) 自然現象による影響の考慮</p> <p>(f) 貯蔵施設</p> <p>(g) 廃棄施設</p> <p>(h) 汚染を検査するための設備</p> <p>(2) 規則で要求されている記録が、記録すべき頻度で記録され、定められた期間保存されていることについて、主に以下の事項を確認する。</p>	<p>d. 部屋又は設備での制限値（核燃料物質の種類、取扱い可能量）に係る表示があり、その範囲内で取り扱われているか。</p> <p>e. 保管廃棄施設で保管廃棄する前の廃棄物の管理状況（金属製容器への収納、分別等）。</p> <p>(4) 核燃料物質等の貯蔵状況を確認する。</p> <p>a. 貯蔵庫が適切に施錠管理されているか。</p> <p>b. 貯蔵に係る注意事項が掲示されているか。</p> <p>c. 貯蔵エリアは整理・整頓されているか（危険物等が近くにないこと）。</p> <p>d. 作業が必要とされる装備をしているか。</p> <p>e. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。</p> <p>f. 部屋又は設備での取扱制限値（核燃料物質の種類、取扱可能量）に係る表示があり、その範囲内で管理されているか。</p> <p>g. 核燃料物質等の持出及び返却を記録しているか。</p> <p>(5) 放射性廃棄物の管理状況を確認する。</p> <p>a. 保管廃棄施設が適切に施錠管理されているか。</p> <p>b. 保管廃棄に係る注意事項が掲示されているか。</p> <p>c. 作業エリアは整理・整頓されているか。</p> <p>d. 作業が必要とされる装備をしているか。</p> <p>e. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。</p> <p>f. 保管廃棄施設での管理は適正か（最大貯蔵可能容量に対する在庫量、今後の発生見込み等は把握しているか）。</p> <p>g. ドラム缶等について規則で定められた記録があるか。</p> <p>(6) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。</p> <p>a. 管理区域境界は、壁、柵等の区画物により区画されているか。また、標識が設けられているか。</p> <p>b. 周辺監視区域は、人の居住を禁止しているか。また柵又は標識により業務上立ち入る者以外の立ち入りを制限しているか。</p> <p>(現場確認を踏まえた書類確認時の着眼点)</p> <p>(1) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。</p> <p>a. 許可申請書等の図面と現場で確認した設備を照合する。</p> <p>b. 使用状況が、許可申請書等の目的に適合していることを、聴取及び帳簿や書類等の物件で確認する。</p> <p>c. 基準に合致していることを確認する。</p> <p>(a) 閉じ込めの機能</p> <p>(b) 遮蔽</p> <p>(c) 火災等による損傷の防止</p> <p>(d) 立ち入りの防止</p> <p>(e) 自然現象による影響の考慮</p> <p>(f) 貯蔵施設</p> <p>(g) 廃棄施設</p> <p>(h) 汚染を検査するための設備</p> <p>(2) 規則で要求されている記録が、記録すべき頻度で記録され、定められた期間保存されていることについて、主に以下の事項を確認する。</p>	
---	---	--

a. 放射線管理記録

- (a) 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の濃度
- (b) 管理区域及び周辺監視区域境界における線量当量率
- (c) 放射線業務従事者の被ばく線量
- (d) 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線作業の経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの履歴
- (e) 工場又は事業所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路

(削る)

b. 品質管理規則に関する記録

- (a) 保安に係る計画、実施、評価及び改善に関する実績

6 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 使用許可申請書、届出等
- (2) 使用施設等に係る廃止措置計画申請書

(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	○記載の適正化	
<u>2</u>		<u>○記載の適正化</u>	

表1 核燃料物質の使用等に関する規則の規定条項

第2条の11の3	品質マネジメントシステム
第2条の11の4	管理区域への立入制限等
第2条の11の5	線量等に関する措置
第2条の11の6	放射性物質による汚染の状況等の測定
第2条の11の7	使用施設等の施設管理
第2条の11の8	設計想定事象又は多量の放射性物質等を放出する事故に係る使用施設等の保全に関する措置
第2条の11の9	核燃料物質の使用
第2条の11の10	工場又は事業所において行われる運搬

a. 放射線管理記録

- (a) 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の濃度
- (b) 管理区域及び周辺監視区域境界における線量当量率
- (c) 放射線業務従事者の被ばく線量
- (d) 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線作業の経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの履歴
- (e) 工場又は事業所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路

b. 保安に係る教育記録

- (a) 保安に係る教育の実施計画
- (b) 保安に係る教育の実施日時及び項目
- (c) 保安に係る教育を受けた者の氏名

c. 品質管理規則に関する記録

- (a) 保安に係る計画、実施、評価及び改善に関する実績

6 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 使用許可申請書、届出等
- (2) 使用施設等に係る廃止措置計画申請書

(削る)

○改正履歴

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

(新設)

表1 核燃料物質の使用等に関する規則の規定条項

第2条の11の3	品質マネジメントシステム
第2条の11の4	管理区域への立入制限等
第2条の11の5	線量等に関する措置
第2条の11の6	放射性物質による汚染の状況等の測定
第2条の11の7	使用施設等の施設管理
第2条の11の8	設計想定事象又は多量の放射性物質等を放出する事故に係る使用施設等の保全に関する措置
第2条の11の9	核燃料物質の使用
第2条の11の10	工場又は事業所において行われる運搬

記載の適正化（記載位置の移動）※
検査根拠の明確化

改正に伴う変更

第2条の11の11	貯蔵
第2条の11の12	工場又は事業所において行われる廃棄
第6条の7	廃止措置の終了の確認の基準

表2 核原料物質の使用に関する規則の規定条項

第2条	技術上の基準
-----	--------

別紙1

非該当使用者に係る項目

以下に示す「法」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。）をいい、「規則」とは、核燃料物質の使用等に関する規則（昭和32年総理府令第84号。）をいう。

1 核燃料物質使用の基準に従って講じる保安のための必要な措置の状況

- (1) 品質マネジメントシステムに関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の3]
- (2) 管理区域への立入制限等に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の4]
- (3) 線量等に関する措置に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の5]
- (4) 放射性物質による汚染の状況等の測定に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の6]
- (5) 使用施設等の施設管理に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の7]
- (6) 設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の8]
- (7) 核燃料物質の使用に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の9]
- (8) 工場又は事業所において行われる運搬に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の10]
- (9) 貯蔵に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の11]
- (10) 工場又は事業所において行われる廃棄に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の12]

2 その他保安のために必要な事項

- (1) 核燃料物質使用許可申請書等との整合
 - a. 予定使用期間及び年間予定使用量
 - b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備 等
 - c. 核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書のうち、保安教育・訓練の実施状況

第2条の11の11	貯蔵
第2条の11の12	工場又は事業所において行われる廃棄
第6条の7	廃止措置の終了の確認の基準

表2 核原料物質の使用に関する規則の規定条項

第2条	技術上の基準
-----	--------

別紙1

非該当使用者に係る項目

以下に示す「法」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。）をいい、「規則」とは、核燃料物質の使用等に関する規則（昭和32年総理府令第84号。）をいう。

1 核燃料物質使用の基準に従って講じる保安のための必要な措置の状況

- (1) 品質マネジメントシステムに関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の3]
- (2) 管理区域への立入制限等に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の4]
- (3) 線量等に関する措置に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の5]
- (4) 放射性物質による汚染の状況等の測定に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の6]
- (5) 使用施設等の施設管理に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の7]
- (6) 設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の8]
- (7) 核燃料物質の使用に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の9]
- (8) 工場又は事業所において行われる運搬に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の10]
- (9) 貯蔵に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の11]
- (10) 工場又は事業所において行われる廃棄に関すること
[法第56条の3第1項及び規則第2条の11の12]

2 その他保安のために必要な事項

- (1) 核燃料物質使用許可申請書等との整合
 - a. 予定使用期間及び年間予定使用量
 - b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備 等

5 検査手引（現場確認を踏まえた書

<p>(2)核燃料物質使用に関する記録の管理状況 (3)譲渡し及び譲受けの制限に関すること</p> <p style="text-align: right;">別紙 2</p> <p style="text-align: center;">核原料物質使用者に係る項目</p> <p>以下に示す「法」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。）をいい、「原料使用規則」とは、核原料物質の使用に関する規則（昭和 43 年総理府令第 46 号。）をいう。</p> <p>1 核原料物質使用に関する技術上の基準 [原料使用規則第 2 条] (1)使用及び使用上の注意事項について [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 1 号及び第 2 号] (2)管理区域、周辺監視区域への立入制限等に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 3 号及び第 4 号] (3)線量等に関する措置に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 5 号、第 6 号、第 7 号] (4)放射性物質による汚染の状況等の測定に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 8 号、第 9 号] (5)換気設備、放射線測定器及び非常用設備の維持管理に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 10 号] (6)核原料物質の廃棄に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 11 号及び第 2 条 11 の 2 号] (7)核原料物質の運搬に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 12 号] (8)核原料物質の貯蔵に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 13 号]</p> <p>2 その他保安のために必要な事項 (1)核原料物質使用届等との整合 a. 予定使用期間及び年間予定使用量並びに核原料物質在庫報告 b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備 等 c. 核原料物質の譲渡及び譲受の状況 (2)核原料物質使用に関する記録の管理状況</p>	<p>(2)核燃料物質使用に関する記録の管理状況 (3)譲渡し及び譲受けの制限に関すること</p> <p style="text-align: right;">別紙 2</p> <p style="text-align: center;">核原料物質使用者に係る項目</p> <p>以下に示す「法」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。）をいい、「原料使用規則」とは、核原料物質の使用に関する規則（昭和 43 年総理府令第 46 号。）をいう。</p> <p>1 核原料物質使用に関する技術上の基準 [原料使用規則第 2 条] (1)使用及び使用上の注意事項について [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 1 号及び第 2 号] (2)管理区域、周辺監視区域への立入制限等に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 3 号及び第 4 号] (3)線量等に関する措置に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 5 号、第 6 号、第 7 号] (4)放射性物質による汚染の状況等の測定に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 8 号、第 9 号] (5)換気設備、放射線測定器及び非常用設備の維持管理に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 10 号] (6)核原料物質の廃棄に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 11 号及び第 2 条 11 の 2 号] (7)核原料物質の運搬に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 12 号] (8)核原料物質の貯蔵に関すること [法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 13 号]</p> <p>2 その他保安のために必要な事項 (1)核原料物質使用届等との整合 a. 予定使用期間及び年間予定使用量並びに核原料物質在庫報告 b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備 等 c. 核原料物質の譲渡及び譲受の状況 (2)核原料物質使用に関する記録の管理状況</p>	<p>類確認時の着眼点) (2)b. からの移動</p>
---	---	------------------------------

別紙 3

廃止措置の終了の確認に係る項目

核原料物質の使用に関する規則（昭和 43 年総理府令第 6 号。）

第 6 条の 7 法第 57 条の 5 第 3 項において準用する法第 12 条の 6 第 8 項の原子力規制委員会規則で定める基準は、次の各号に掲げるとおりとする。

- 1 核燃料物質の譲渡しが完了していること。
- 2 廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設が放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること。
- 3 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄が終了していること。
- 4 第 2 条の 11 第 1 項に規定する放射線管理記録の同条第 5 項の原子力規制委員会が指定する機関への引渡しが完了していること。

別紙 3

廃止措置の終了の確認に係る項目

核原料物質の使用に関する規則（昭和 43 年総理府令第 6 号。）

第 6 条の 7 法第 57 条の 5 第 3 項において準用する法第 12 条の 6 第 8 項の原子力規制委員会規則で定める基準は、次の各号に掲げるとおりとする。

- 1 核燃料物質の譲渡しが完了していること。
- 2 廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設が放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること。
- 3 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄が終了していること。
- 4 第 2 条の 11 第 1 項に規定する放射線管理記録の同条第 5 項の原子力規制委員会が指定する機関への引渡しが完了していること。