

令和 3 年度の原子力規制検査の運用実績等を踏まえた 運用改善のためのガイド等の改正

令和 4 年 6 月 8 日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、令和 3 年度の原子力規制検査の運用実績等を踏まえ、原子力規制検査等実施要領及び重要度評価に係るガイドの改正の了承について諮るとともに、その他のガイドの改正について報告するものである。

2. 原子力規制検査等実施要領及びガイドの改正（了承事項）

別紙 1-1「原子力規制検査等実施要領 新旧対照表」、別紙 1-2「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）」及び別紙 1-3「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド（新旧対照表）」のとおり改正することを了承いただきたい。主な改正内容は以下のとおり。

（1）原子力規制検査等実施要領（NPK001）

- ①原子力検査官が事業所等に立ち入るときの身分証明書の携帯及び管理に関する記載を加える。
- ②核燃料施設等の安全実績指標に係る重要度分類の名称について、事業者からの指摘¹を踏まえ、以下のように見直す。
改正前：「指摘事項（追加対応なし）」「指摘事項（追加対応あり）」
改正後：「追加対応なし」「追加対応あり」²

（2）原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007）

令和 3 年度第 65 回原子力規制委員会にて報告したウラン加工施設の重要度評価手法³について、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007）」の「附属書 10 核燃料施設等に係る重要度評価ガイド」を新たに設ける。

¹ 令和 4 年 3 月 29 日 第 8 回検査制度に関する意見交換会合 資料 1-2 事業者意見に対する対応方針（参考 1 を参照）

² 追加対応とは、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）第 3 条第 2 項に基づき行う追加検査など重要度を踏まえた原子力規制委員会による対応のことをいう。

³ 令和 4 年 2 月 16 日 令和 3 年度第 65 回原子力規制委員会 資料 4 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の検討結果の報告（参考 2 を参照）

(3) 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (GI0008)

令和3年度第62回原子力規制委員会にて了承された火災感知器に係る対応方針⁴を踏まえ、火災感知器の設置位置に関するパフォーマンス劣化の判断時に、消防法の運用上認められている措置があることを留意する記載を加える。

なお、これらの改正については、事業者等との検査制度に関する意見交換会合等でも議論し意見を反映したものであることを踏まえ、これまでと同様に、任意の意見募集を実施せず、原子力規制庁の内部決裁⁵により行うこととする。

3. その他のガイドの改正 (報告事項)

令和4年度より運用を開始した原子力規制検査における労働基準監督署との連携に関すること、検査指摘事項の発見者を検査報告書に明記すること等、別紙2に示す内容について、以下に示すガイドを改正することを報告する。

○主に運用の明確化の観点で改正するガイド

- ・ 共通事項に係る検査運用ガイド
- ・ 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
- ・ 原子力規制検査における規制措置に関するガイド
- ・ 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
- ・ 重要度評価等の事務手順運用ガイド
- ・ 基本検査運用ガイド 設計管理
- ・ 基本検査運用ガイド 動作可能性判断及び機能性評価
- ・ 基本検査運用ガイド 取替炉心の安全性
- ・ 基本検査運用ガイド 運転員能力
- ・ 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド

○主に記載の適正化の観点で改正するガイド

- ・ 安全実績指標に関するガイド
- ・ 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書1～4、6～9
- ・ 原子力規制検査における追加検査運用ガイド

⁴ 令和4年1月26日 令和3年度第62回原子力規制委員会 資料3 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

⁵ 令和元年12月18日 令和元年度第49回原子力規制委員会 資料5 新検査制度に係る内規類の決裁区分等について

- ・基本検査運用ガイド 定期事業者検査に対する監督
- ・基本検査運用ガイド 内部溢水防護
- ・基本検査運用ガイド 品質マネジメントシステムの運用
- ・基本検査運用ガイド 非該当使用者等

原子力規制検査に係るガイド類の今回の改正対象



(添付資料)

- 別紙 1-1 原子力規制検査等実施要領 新旧対照表
- 別紙 1-2 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)
附属書 10 核燃料施設等に係る重要度評価ガイド
- 別紙 1-3 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (新旧対照表)
- 別紙 2 報告対象ガイドの改正内容概要
- 参考 1 事業者意見に対する対応方針 (原子力規制庁) 第 8 回検査制度に関する意見交換会合資料 1-2 抜粋
- 参考 2 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の検討結果の報告 令和 3 年度第 65 回原子力規制委員会資料 4 抜粋
- 参考 3-1 共通事項に係る検査運用ガイド (新旧対照表)
- 参考 3-2 原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド (新旧対照表)
- 参考 3-3 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)
- 参考 3-4 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)
- 参考 3-5 重要度評価等の事務手順運用ガイド (新旧対照表)
- 参考 3-6 基本検査運用ガイド 設計管理 (新旧対照表)
- 参考 3-7 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)
- 参考 3-8 基本検査運用ガイド 取替炉心の安全性 (新旧対照表)
- 参考 3-9 基本検査運用ガイド 運転員能力 (新旧対照表)
- 参考 3-10 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド (新旧対照表)
- 参考 3-11 安全実績指標に関するガイド (新旧対照表)
- 参考 3-12 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 1~4、6~9 (新旧対照表)
- 参考 3-13 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)
- 参考 3-14 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)
- 参考 3-15 基本検査運用ガイド 内部溢水防護 (新旧対照表)
- 参考 3-16 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)
- 参考 3-17 基本検査運用ガイド 非該当使用者等 (新旧対照表)

(下線を付し、又は破線で囲んだ部分は改正部分)

改 正 後	改 正 前
<p>原子力規制検査等実施要領</p> <p>令和元年 12 月 原子力規制庁 (最終改正：令和 年 月 日)</p>	<p>原子力規制検査等実施要領</p> <p>令和元年 12 月 原子力規制庁 (最終改正：令和 3 年 7 月 30 日)</p>
<p>1 目的</p> <p>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<u>確認</u>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。</p> <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、関係者への質問</p>	<p>1 目的</p> <p>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<u>検査</u>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。</p> <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、関係者への質問</p>
<p>2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素</p> <p>(略)</p> <p>2.1 (略)</p> <p>2.2 安全実績指標等の確認・評価等</p> <p>(1) (略)</p> <p>(2) 核燃料施設等^{※6}の場合</p> <p>安全実績指標は表 4 に示す監視領域のうち放射線安全、核物質防護とし、規則第 5 条の規定に基づき事業者から報告を受理する。また、原子力検査官は、事業者が安全実績指標の値を取得・整理する状況を検査により適時確認する。そして、原子力検査官が行う検査により事業者の安全実績指標の値の取得・整理に問題がないことを確認の上、追加検査の要否等を判断するために、安全実績指標の値を表 5-2 に示すとおり <u>2 段階</u>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>2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素</p> <p>(略)</p> <p>2.1 (略)</p> <p>2.2 安全実績指標等の確認・評価等</p> <p>(1) (略)</p> <p>(2) 核燃料施設等^{※6}の場合</p> <p>安全実績指標は表 4 に示す監視領域のうち放射線安全、核物質防護とし、規則第 5 条の規定に基づき事業者から報告を受理する。また、原子力検査官は、事業者が安全実績指標の値を取得・整理する状況を検査により適時確認する。そして、原子力検査官が行う検査により事業者の安全実績指標の値の取得・整理に問題がないことを確認の上、追加検査の要否等を判断するために、安全実績指標の値を表 5-2 に示すとおり「<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>

(3) (略)

2.3 検査指摘事項の重要度評価

(1) 実用発電用原子炉施設の場合

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、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白、黄又は赤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。

重要度評価は表5-2に示すとおり2段階に分類して行う。

検査指摘事項の重要度評価により「追加対応^{※7}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。

※7 「追加対応」とは、追加の検査（原子力規制検査等に関する規則（令和二年原子力規制委員会規則第一号）第3条第2項の追加検査を含む）のことをいう。

(3) (略)

(3) (略)

2.3 検査指摘事項の重要度評価

(1) 実用発電用原子炉施設の場合

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、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) (略)

2.4 ～ 2.6 (略)

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^{※8}。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。

※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。

2.8 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。^{※9}

- 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

※9 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

2.4 ～ 2.6 (略)

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。

2.8 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か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白、黄又は赤としたもの、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

(略)

3.1 (略)

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、原子力規制検査等に関する規則第6条の規定による証明書を適切に管理する。原子力検査官は、基本検査、追加検査及び特別検査にあたり事業所等に立ち入るときは、当該証明書を携帯していることを確認する。

(1) ~ (5) (略)

(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^{※10}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^{※11}）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。

※10 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。

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か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

(略)

3.1 (略)

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) ~ (5) (略)

(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。

※11 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 (略)

4 (略)

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)

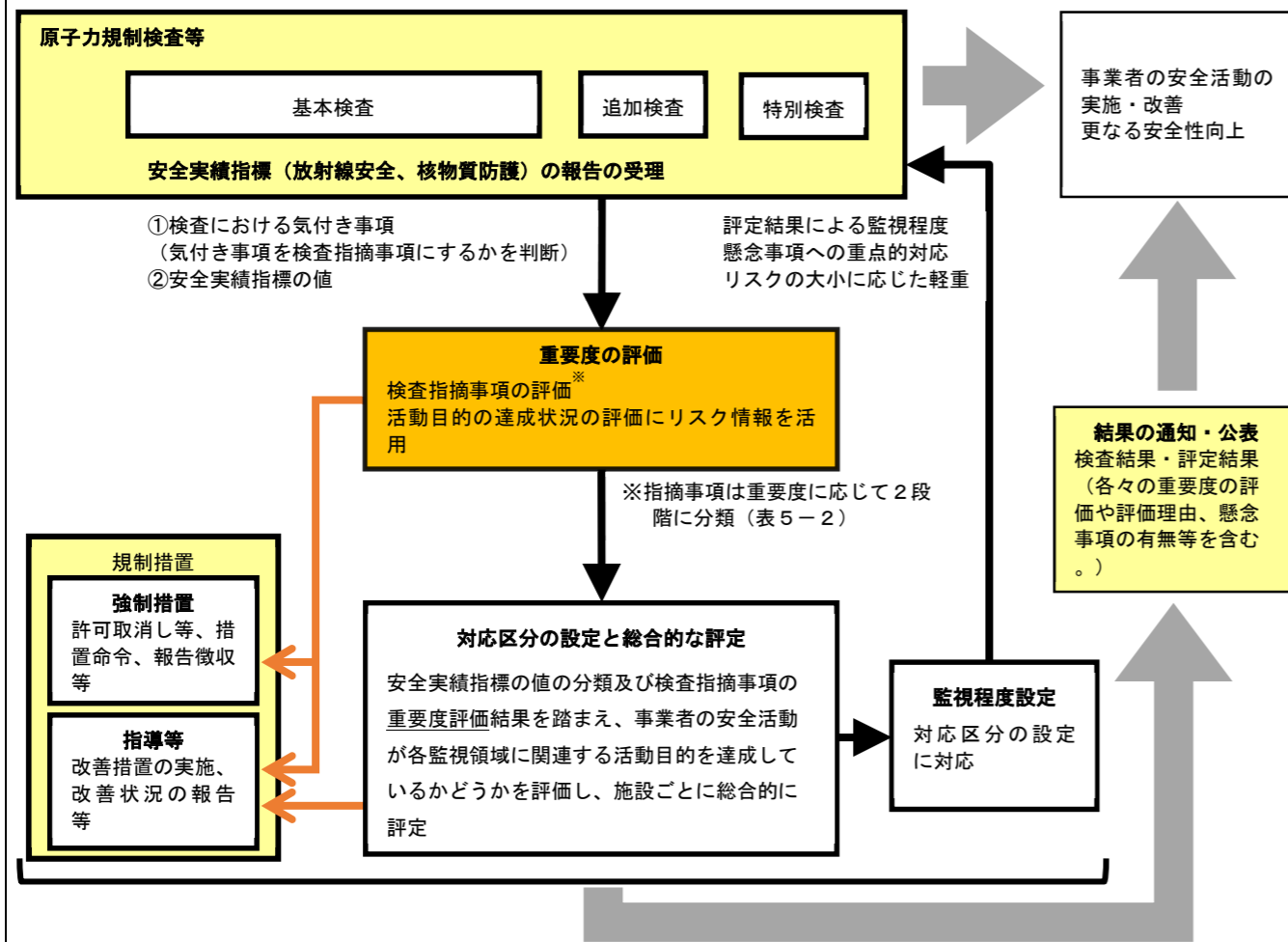


表1-2 原子力規制委員会の確認に関する原子力事業者等に共通する法律条文番号

廃棄に関する確認	法第58条第2項
運搬に関する確認	法第59条第2項
放射能濃度についての確認	法第61条の2第1項

※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 (略)

4 (略)

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)

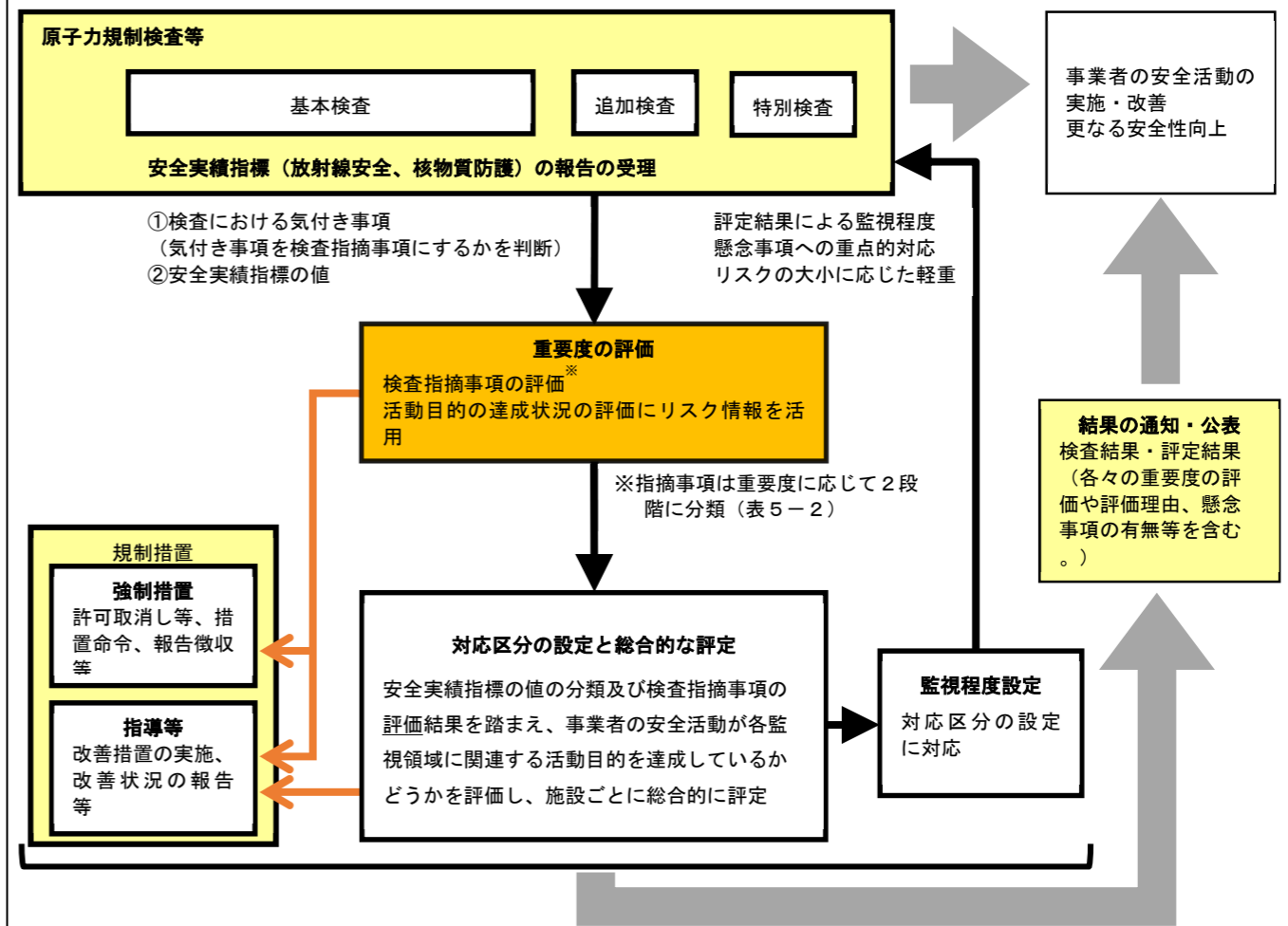


表1-2 原子力規制委員会の確認に関する原子力事業者等に共通する法律条文番号

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	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	第58 条第1 項、第 59条 第1項
加工事 業者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
試験研 究用等 原子炉 設置者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
外国原 子力船 運航者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
発電用 原子炉 設置者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
使用済 燃料貯 蔵事業 者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
再処理 事業者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
廃棄事 業者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
使用者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	第57 条の6 第2項	(略)	(略)	(略)	
核原料 物質を 使用す る者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)

※使用者は使用前検査

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）

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	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	第58 条第1 項、第 59条 第1項
加工事 業者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
試験研 究用等 原子炉 設置者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
外国原 子力船 運航者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
発電用 原子炉 設置者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
使用済 燃料貯 蔵事業 者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
再処理 事業者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
廃棄事 業者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	
使用者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	第57 条の7 第2項	(略)	(略)	(略)	
核原料 物質を 使用す る者	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)

※使用者は使用前検査

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）

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	次のいずれかに当たる水準 ・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

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	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
評価基準	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
検査対応	項目	(略)	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第1号に係る追加検査	(略)	(略)
	視点等	(略)	(略)	(略)	(略)

(略)

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
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「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			

表6-1 対応区分（実用発電用原子炉施設）

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
施設の状態	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
評価基準	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
検査対応	項目	(略)	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第1号に係る追加検査	(略)	(略)
	視点等	(略)	(略)	(略)	(略)

(略)

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

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項第1号に係る追加検査	(略)	(略)	
	視点等	(略)	(略)	(略)	(略)	

規則：原子力規制検査等に関する規則

- ※1 全ての安全実績指標に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。

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	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
加工の事業	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
試験研究用等原子炉の設置、運転等	(略)	法第36条第1項	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
発電用原子炉の設置、運転等	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
貯蔵の事業	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
再処理の事業	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
廃棄の事業	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
核燃料物質の使用等	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
核原料物質の使用	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)

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	核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)

検査対応	項目	・追加検査はなし	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第1号に係る追加検査	(略)	(略)	
	視点等	(略)	(略)	(略)	(略)	

規則：原子力規制検査等に関する規則

- ※1 全ての安全実績指標に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 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	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
加工の事業	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
試験研究用等原子炉の設置、運転等	(略)	法第36条第1項 法第36条の2第3項	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
発電用原子炉の設置、運転等	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
貯蔵の事業	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
再処理の事業	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
廃棄の事業	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
核燃料物質の使用等	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
核原料物質の使用	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)

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	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)

加工の事業	核燃料物質の加工の事業に関する規則	(略)	第3条の5、 第3条の6、 第3条の7	(略)	(略)	(略)	(略)	加工の事業	核燃料物質の加工の事業に関する規則	(略)	第3条の5・ 第3条の7	(略)	(略)	(略)	(略)
試験研究用等原子炉の設置、運転等	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	(略)	第3条の3、 第3条の4、 第3条の6	(略)	(略)	(略)	(略)	試験研究用等原子炉の設置、運転等	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	(略)	第3条の3 ～第3条の6	(略)	(略)	(略)	(略)
船舶に設置する原子炉（研究開発段階にあるものを除く。）の設置、運転等	船舶に設置する原子炉（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	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	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	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	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
発電用原子炉の設置、運転等	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	(略)	第15条、第17条、第21条	(略)	(略)	(略)	(略)	発電用原子炉の設置、運転等	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	(略)	第15条～第21条	(略)	(略)	(略)	(略)
	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	(略)	第15条、第17条、第21条	(略)	(略)	(略)	(略)		研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	(略)	(略)	第15条～第21条	(略)	(略)	(略)
貯蔵の事業	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	(略)	第7条、第8条、第10条	(略)	(略)	(略)	(略)	貯蔵の事業	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	(略)	第7条～第10条	(略)	(略)	(略)	(略)
再処理の事業	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	再処理の事業	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
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	第5条、第6条、第11条、第13条	第18条、第19条、第24条	(略)	第76条、第76条の2	(略)	(略)	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	第5、6、11、13条	第18条～第24条	(略)	第76条～第76条の2	(略)	(略)
	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4条、第5条、第7条、第9条	(略)	(略)	第22条の5の9、第22条の5の10	(略)	(略)		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4、5、7、9条	(略)	(略)	二	(略)	(略)
	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	(略)	第7条、第8条、第10条	(略)	(略)	(略)	(略)		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	(略)	(略)	第7条～第10条	(略)	(略)	(略)
核燃料物質の使用等	核燃料物質の使用等に関する規則	(略)	第2条の5～第2条の7	(略)	(略)	(略)	(略)	核燃料物質の使用等	核燃料物質の使用等に関する規則	(略)	第2条の3・第2条の4	(略)	(略)	(略)	(略)

核原料物質の使用	核原料物質の使用に関する規則	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
----------	----------------	-----	-----	-----	-----	-----	-----

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	(略)	(略)
運搬に関する確認	(略)	(略)
放射能濃度についての確認	工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則	第 3 条及び第 4 条

核原料物質の使用	核原料物質の使用に関する規則	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)	(略)
----------	----------------	-----	-----	-----	-----	-----	-----

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	(略)	(略)
運搬に関する確認等	(略)	(略)
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

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007_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 <u>重要度評価区分</u>の考え方 4</p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順 5</p> <p>添付1 検査指摘事項の初期評価 9</p> <p>添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領 16</p> <p>添付3 重要度評価の申立て制度 19</p> <p>添付4 リスク評価担当者に求められる役割 23</p> <p>附属書1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</p> <p>附属書2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</p> <p>附属書7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書8 メンテナンスの際のリスク評価に関する<u>重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド</p> <p><u>附属書10 核燃料施設等における重要度評価ガイド</u></p> <p>1 目的 本ガイドは、原子力規制検査によって事業者が行う安全活動に、いずれかの監視領域に関連する検査指摘事項を確認した場合に、追加検査の可否等を判断するために、当該検査指摘事項の<u>重要度評価区分</u>の考え方</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 (GI0007_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 <u>安全重要度評価区分</u>の考え方 4</p> <p>4 検査指摘事項の重要度評価手順 5</p> <p>添付1 検査指摘事項の初期評価 9</p> <p>添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領 16</p> <p>添付3 重要度評価の申立て制度 19</p> <p>添付4 リスク評価担当者に求められる役割 23</p> <p>附属書1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</p> <p>附属書2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド</p> <p>附属書7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド</p> <p>附属書8 メンテナンスの際のリスク評価に関する<u>安全重要度評価ガイド</u></p> <p>附属書9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド (新設)</p> <p>1 目的 本ガイドは、原子力規制検査によって事業者が行う安全活動に、いずれかの監視領域に関連する検査指摘事項を確認した場合に、追加検査の可否等を判断するために、当該検査指摘事項の<u>安全重要度評価区分</u>の考</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（安全重要度評価を重要度評価に統一。以下同じ。）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>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>

及びその手順について定めたものである。

2 適用範囲

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

3 重要度評価区分の考え方

3.1 実用発電用原子炉施設の場合

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

- (1) 赤：安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

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

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

- (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、原子炉施設の通常のリスクからの増加分を評価しているものである。検査指摘事項の定量的な重要度の説明図を別紙 1 に示す。

- (1) 赤：安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

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

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

- (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

記載の適正化（誤記）

記載の適正化（誤記）

<p>を図るべき水準</p> <p>$10^{-6} < \Delta CDF \leq 10^{-5}$ (10⁻⁶から10⁻⁵までの範囲)</p> <p>$10^{-7} < \Delta CFF \leq 10^{-6}$ (10⁻⁷から10⁻⁶までの範囲)</p> <p>(4) 緑：安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準</p> <p>$\Delta CDF \leq 10^{-6}$ (10⁻⁶以下)</p> <p>$\Delta CFF \leq 10^{-7}$ (10⁻⁷以下)</p> <p>3.2 核燃料施設等の場合</p> <p>原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、<u>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」</u>の2区分で評価する。<u>実際の重要度評価は、添付1及び本ガイドの附属書により行う。</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</u>原子力検査官及び<u>担当部門</u>が検査評価室と協議の上、<u>初期評価</u>を行う。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「<u>追加対応あり</u>」の<u>可能性がある</u>と判断された場合については、添付2の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成されるSERPにおいて重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って深刻度や規制措置についても検討を行う。</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> <p>$10^{-6} < \Delta CDF \leq 10^{-5}$ (10⁻⁶から10⁻⁵までの範囲)</p> <p>$10^{-7} < \Delta CFF \leq 10^{-6}$ (10⁻⁷から10⁻⁶までの範囲)</p> <p>(4) 緑：安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準</p> <p>$\Delta CDF \leq 10^{-6}$ (10⁻⁶以下)</p> <p>$\Delta CFF \leq 10^{-7}$ (10⁻⁷以下)</p> <p>3.2 核燃料施設等の場合</p> <p>原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、<u>重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）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</u>」に基づき、<u>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、</u>原子力検査官及び<u>核燃料施設等監視部門</u>が検査評価室と協議の上、<u>初期評価（追加対応の程度の評価）</u>を行う。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「<u>追加対応あり</u>」と判断された場合については、添付2の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成されるSERPにおいて重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って深刻度や規制措置についても検討を行う。</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

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

¹添付 4 参照。

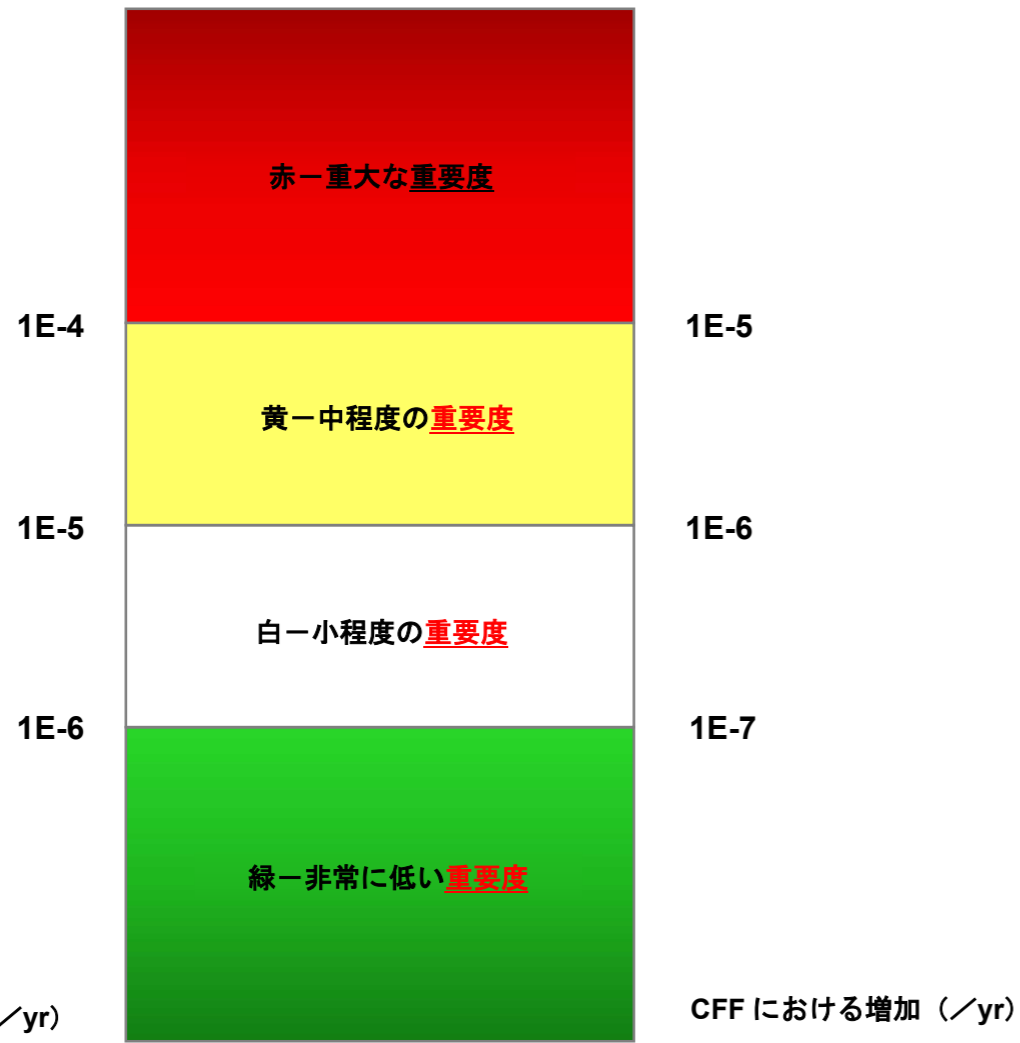
5 留意事項

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。

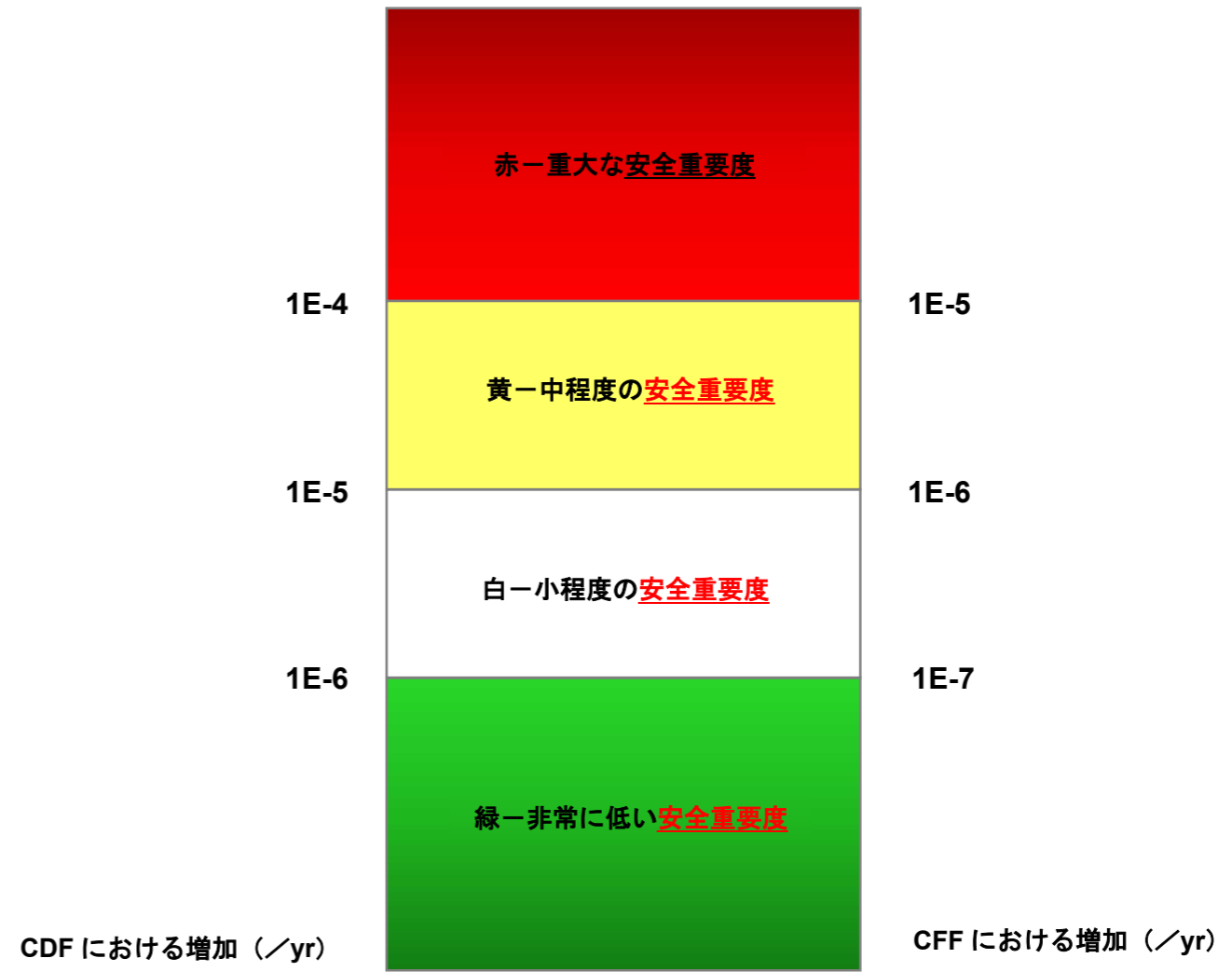
記載の適正化

別紙1 検査指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）



注記：全ての監視領域及び重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない

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 重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件

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

2 重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価

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

2.1 検査指摘事項についての総合的な情報の収集、整理

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

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

2.2 監視領域（小分類）の特定（表2）

(1) 実用発電用原子炉施設の場合

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

(2) 核燃料施設等の場合

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

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。

記載の適正化

2.3 適用する**重要度評価手法**（附属書）の選定（表3）

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

表1 検査指摘事項の総合的な情報シート
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：

記載の適正化

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 checked="" type="checkbox"/> A. <u>燃料被覆管の健全性</u> <input type="checkbox"/> 反応度管理 (例: 許可されている出力限度の超過、制御棒の誤動作、不注意による原子炉冷却系の希釈又は冷水の注入) <input type="checkbox"/> 異物排除プログラムの管理に係る失敗 (例: ルースパーツ) <input type="checkbox"/> B. プラントの擾乱に対する緩和機能としての原子炉冷却系 (RCS) バウンダリ (例: 加圧熱衝撃など) 注意: 漏えいなど、このほかの全ての RCS バウンダリに関する事項は、発生防止の監視領域において考慮される。 <input type="checkbox"/> C. 原子炉格納容器の閉じ込め <input type="checkbox"/> 実際の破損又はバイパス (例: 貫通部シール、ISLOCA に関する隔離弁、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 <u>使用済燃料</u>
<input type="checkbox"/> B. 過渡事象の起因となる事象 (例: <u>原子炉/タービン・トリップ</u> 、 <u>外部電源喪失</u> 、主蒸気/給水配管の劣化、内部火災、内部溢水など)	<input type="checkbox"/> B. 外部事象影響緩和系 (例: 地震/火災/溢水/異常気象の防護機能の劣化)	<input type="checkbox"/> C. サポート系統に係る起因事象 (例: <u>外部電源喪失</u> 、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"/> C. サポート系統に係る起因事象 (例: <u>直流電源喪失</u> 、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"/> C. <u>原子炉保護系</u>	<input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象
<input type="checkbox"/> D. 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 checked="" type="checkbox"/> A. <u>燃料被覆管の健全性</u> <input type="checkbox"/> 反応度管理 (例: 許可されている出力限度の超過、制御棒の誤動作、不注意による原子炉冷却系の希釈又は冷水の注入) <input type="checkbox"/> 異物排除プログラムの管理に係る失敗 (例: ルースパーツ) <input type="checkbox"/> B. プラントの擾乱に対する緩和機能としての原子炉冷却系 (RCS) バウンダリ (例: 加圧熱衝撃など) 注意: 漏えいなど、このほかの全ての RCS バウンダリに関する事項は、発生防止の監視領域において考慮される。 <input type="checkbox"/> C. 原子炉格納容器の閉じ込め <input type="checkbox"/> 実際の破損又はバイパス (例: 貫通部シール、ISLOCA に関する隔離弁、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 <u>使用済燃料</u>
<input type="checkbox"/> B. 過渡事象の起因となる事象 (例: <u>原子炉/タービン・トリップ</u> 、 <u>主蒸気/給水配管の劣化</u> 、内部火災、内部溢水など)	<input type="checkbox"/> B. 外部事象影響緩和系 (例: 地震/火災/溢水/異常気象の防護機能の劣化)	<input type="checkbox"/> C. サポート系統に係る起因事象 (例: <u>外部電源喪失</u> 、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"/> C. サポート系統に係る起因事象 (例: <u>外部電源喪失</u> 、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"/> C. <u>原子炉保護系</u>	<input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象
<input type="checkbox"/> D. 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 (発生防止の例にある外部電源喪失を C. から B. 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)

	□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 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. 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。 3. 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。
(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. 公衆に対する放射線安全の監視領域の場合は、附属書4に進むこと。 2. 従業員に対する放射線安全の監視領域の場合は、附属書3に進むこと。 3. <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。

規制の適正化（誤記）

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

2.2 評価結果の通知

- (1) SERPにおける重要度評価の結果、「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超えると判断した場合には、暫定的な重要度等の評価結果を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で事業者に対し書面で通知するとともに、必要に応じて最終的に重要度等を評価するための追加情報を要求する。
- (2) その際、以下についても併せて事業者に対し通知する。
 - ✓ 当該重要度評価結果に対して公開の意見聴取会又は書面にて意見を述べるができること
 - ✓ 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ことができる。

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

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）

<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 最終的な評価結果の通知</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等の通知を行うべく、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月から施行された改正法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制委員会は、施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、原子力事業者に対する追加検査の要否等を判断することとなる。</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>記載の適正化 （SERPの会合名称を整理）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>読み替え規定を追記</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>」の可能性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) <u>重要度評価等</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>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>追加対応のある</u>検査指摘事項の重要度評価及び<u>深刻度</u></p> <p>(2) <u>重要度評価</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>記載の適正化</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>重要度等の評価結果</u>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>重要度等の評価</u>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<u>重要度評価等</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として判断。</p> <p>(2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な<u>重要度評価ガイド</u>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>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>重要度評価結果</u>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<u>安全重要度評価</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として判断。</p> <p>(2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な<u>安全重要度評価ガイド</u>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>記載の適正化（既に定義済み）</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、最終的な重要度等の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>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>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</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>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>記載の適正化</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>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>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。</p> <p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">申立てに対する判定会合の開催について</p> <p>1 設置の趣旨</p> <p>原子力規制庁が最終評価した検査指摘事項の重要度について、事業者は原子力規制委員会に対し申立てを行うことができる。</p> <p>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。</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) 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</p> <p>(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</p> <p>(3) その他</p> <p>3 会合の構成員</p> <p>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。</p> <p>○構成員</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p style="text-align: center;">添付4 リスク評価担当者に求められる役割</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">申立てに対する判定会合の開催について</p> <p>1 設置の趣旨</p> <p>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。</p> <p>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。</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) 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</p> <p>(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</p> <p>(3) その他</p> <p>3 会合の構成員</p> <p>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。</p> <p>○構成員</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p style="text-align: center;">添付4 リスク評価担当者に求められる役割</p> <p>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。</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>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、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>	<p>記載の適正化</p>
--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------

(案)

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

(GI0007_附属書 10_r1)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

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、加工施設のうち、プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質のいずれも取扱いを行わないもの（以下「ウラン加工施設」という。）に係る場合は4.1、ウラン加工施設以外に係る場合は4.2に進む。

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。

具体的な初期境界評価に用いるスクリーニング手順は次のとおり。

【留意点】

○事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故及び臨界、また、ふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

4.1.1 事業（変更）許可における設計基準事故か

検査指摘事項に関連して、加工施設の事業（変更）許可申請書における設計基準事故（設備損傷による閉じ込め機能の不全、火災による閉じ込め機能の不全、爆発による閉じ込め機能の不全、排気設備停止による閉じ込め機能の不全）が発生した場合は 4.1.3 に進み、発生していない場合は 4.1.2 に進む。なお、事業（変更）許可申請書における設計基準事故の類似事象の場合は 4.1.2 に進む。

【解説】

○ウラン加工施設の初期評価にあたっては、加工の事業の許可の審査において、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づき、加工施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものを設計基準事故として掲げ、それに対して放射性物質を限定された区域に閉じ込める機能を講ずることにより、一般公衆に対し過度の放射線被ばくを及ぼさないことが確認されていることから、検査指摘事項の評価にあたってこの考え方を参考とした。

4.1.2 安全機能は喪失したか

検査指摘事項に関連して、加工施設の安全機能が喪失した場合（例えば、熱的制限値や負圧管理値の超過）は 4.1.3 に進み、喪失していない場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.4 に進む。

【留意点】

○安全機能とは、加工施設の通常時又は設計基準事故時において、加工施設の安全性を確保するために必要な機能をいう。

○安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断し Yes に進む。なお、保安規定の下位文書は事業者等の自主的な活動に係る部分もあることから、本評価には用いない。

4.1.3 事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策の残りが 1 以下であったか

検査指摘事項に関連して、事業（変更）許可における閉じ込めのための防護策（例えば、粉末缶、第 1 種管理区域の壁及び扉、給排気設備）の残りが 1 以下であった場合

は、4.3のSERPにおける評価に進む。閉じ込めのための防護策の残りが2以上であった場合は評価結果を「追加対応なし」とし、4.4に進む。

【留意点】

- 粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めのための防護策が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 SERPにおける評価

以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、総合的に考慮した上で検査指摘事項の安全重要度を評価する。

- a. 原子力施設の深層防護に対する影響
- b. 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度
- c. パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲
- d. 劣化状態の継続期間
- e. 事業者等の対応処置による影響緩和の程度及び可能性
- f. 劣化状態に対する事業者等の検出能力
- g. 事業者等の是正処置及び未然防止処置の有効性
- h. 化学物質の漏えいに伴う操作に関わる作業員への影響
- i. その他考慮すべき情報

4.4 評価根拠の文書化

前述4.1～4.3の評価結果については、評価の根拠となった全ての情報を文書化し、SERPにおいて提示する。

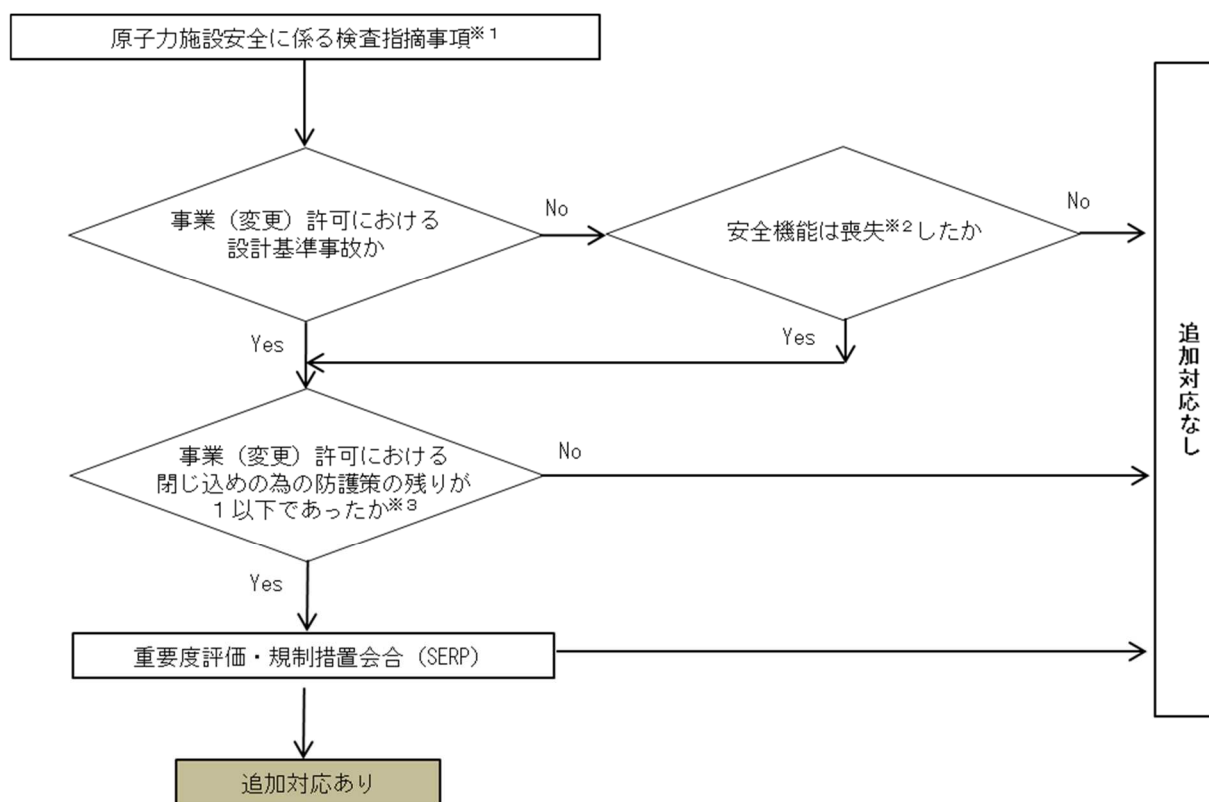
なお、本附属書による評価結果が「追加対応なし」となった場合においても、評価の根拠となった全ての情報を報告書に記載する。

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

○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及び臨界、また、ふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

※2 安全機能が喪失したかの判断は、保安規定を参照の上行う。保安規定から判断できない場合は保守的に判断し Yes に進む。

※3 粉末缶、第1種管理区域の壁及び扉、給排気設備等においてそれぞれで閉じ込めの機能が確保されていることが明らかな場合は、当該機能1つ当たり、閉じ込めの為の防護策が1あるとする。詳細な検討を要する場合は、保守的に判断し Yes に進む。

参考資料 過去事例及び仮想事例に対するスクリーニング手順の適用結果

添付 1 に示すウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順を策定するに当たり、過去事例及び仮想事例に本スクリーニング手順を適用した結果を以下に示す。なお、本適用結果はあくまで参考であり、過去事例及び仮想事例と類似の事象が発生した場合においても、事象発生時の施設の状況を踏まえて初期境界評価を実施する必要がある。

1. 配管点検口からのウラン粉末の室内漏えい

【事例概要】

第 1 種管理区域内の二酸化ウランペレットを製造する成型機において、成型作業中に微量のウランの飛散が確認された。飛散したウラン量は約 9.9×10^5 Bq（二酸化ウラン粉末で約 8 g）であり、報告の目安値 3.7×10^5 Bq を超過した。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業（変更）許可における設計基準事故か：No

安全機能は喪失したか：Yes

事業（変更）許可における閉じ込めの為の防護策の残りが 1 以下であったか：No

以上の結果、「追加対応なし」と判断した。

2. 焼結炉の過加熱防止インターロックの作動

【事例概要】

操業中のガドリニア焼結炉 B 号機の温度調節器に故障が発生した。故障警報確認後、温度制御盤のリセットボタンを押したが正常状態に復帰しなかったため、停止中のガドリニア焼結炉 A 号機から同型の温度調節器を取り外し、B 号機に取付けたところ、警報発報とともに当該焼結炉ヒータの電源が遮断した。その後、復旧のためにヒータ電源の投入操作を行ったが再度遮断する事象が 4 回繰り返され、全警報が解除されるまでの間、計 5 回ヒータ電源遮断及び投入が繰り返された後、焼結炉内の温度が正常値に復帰した。事象分析を行ったところ、前記 5 回のヒータ電源遮断の内過加熱防止インターロックが 3 回作動、内 2 回は炉内温度が熱的制限値（ $1,800^{\circ}\text{C}$ ）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. 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. 燃料棒加工室の負圧異常

【事例概要】

燃料棒加工室の負圧警報検査を実施した。

検査前 : 燃料棒加工室の圧力の異常を模擬し、負圧警報の発報を確認するため、給気ダクトの可変バルブを固定した。(圧力異常時に給気ダクトの可変バルブを閉じるインターロックが働き圧力の異常を模擬できないため)

検査後 : 給気ダクトの可変バルブの固定を解除したところ、燃料棒加工室の負圧警報が発報した。

原因 : 給気ダクトの可変バルブを最大開の状態に固定したため、復旧時に燃料棒加工室への給気流量が過大となり、負圧が維持できなくなった。

その他 : 燃料棒加工室では核燃料物質の取扱いは行っていなかった。

【評価結果】

初期境界評価の結果は次のとおり。

事業 (変更) 許可における設計基準事故か : No

安全機能は喪失したか : Yes

事業 (変更) 許可における閉じ込めの為の防護策の残りが 1 以下であったか : Yes

以上の結果、「SERP で評価」と判断した。

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="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>	改正に伴う修正
<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>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>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><u>検査気付き事項</u>として懸念される状況においてパフォーマンス劣化があるかどうかを判断するに当たっては、原子力検査官は以下の点に留意して調査・分析を行い、パフォーマンス劣化がある場合には、次のステップに進むものとする。なお、パフォーマンス劣化ではないとしても、新知見等として</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 (新設)</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><u>なお、検査気付き事項</u>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（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> <p>記載の適正化</p>
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------

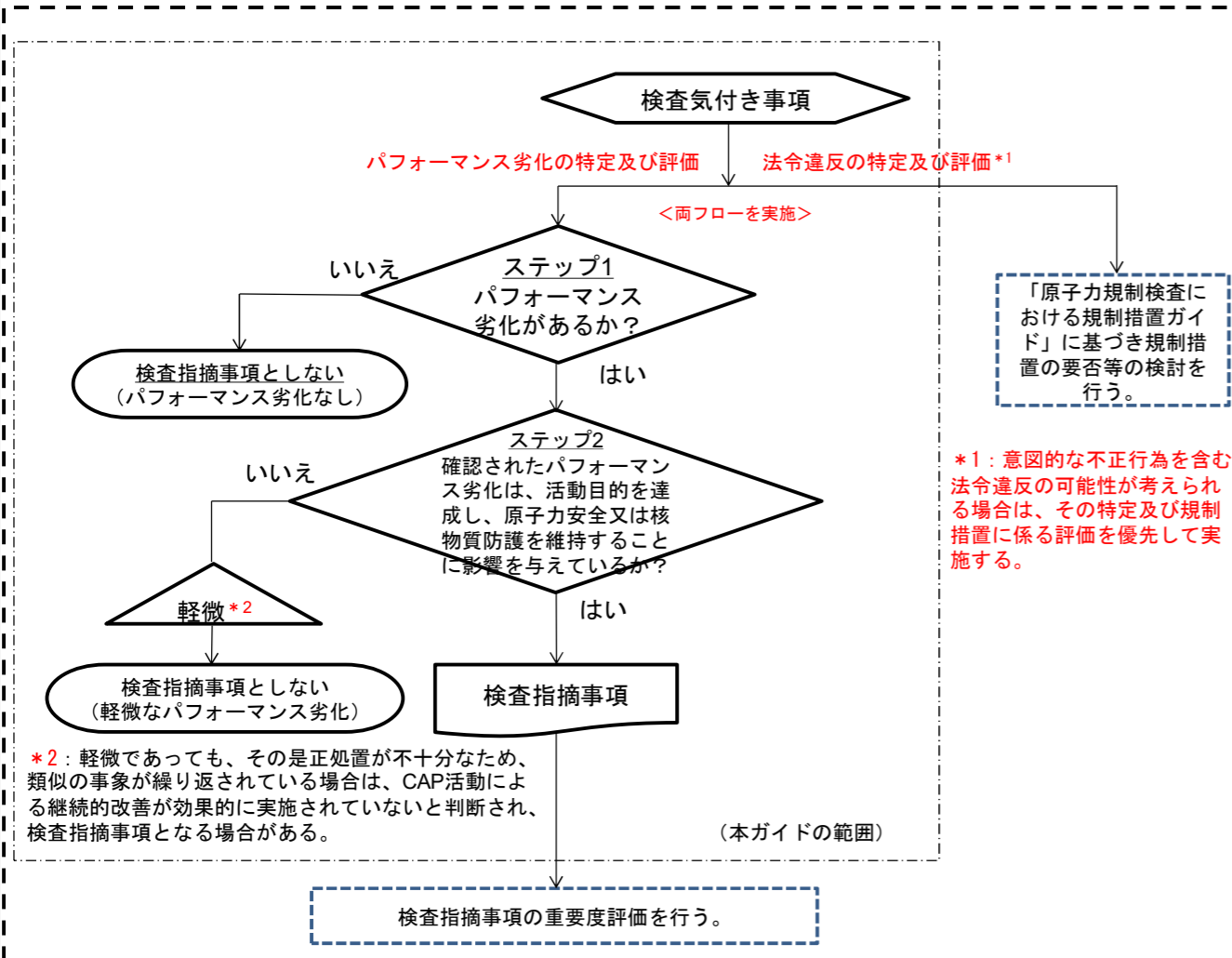
<p>事業者の安全活動の改善が望まれるものについては、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認して、対応を終了する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査気付き事項に関連する事業者の活動について、原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図している内容を確認し、その企図に即して実施できているか。また、あらかじめ決められた方法や計画どおりではないにしても、事業者が規制要求を許容可能な方法で満たしているか。 ・原子力安全又は核物質防護の維持、確保の観点から、事業者が企図している内容が、規制要求に対して十分なものになっているか。この判断に当たっては、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。 ・<u>発電用原子炉施設に設置される火災感知器は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）の2.2.1(1)②において、消防法施行規則（昭和36年自治省令第6号）第23条第4項に従って設置することが要求されているが、消防法の運用において、実務上、火災予防上支障ないと認められる方法で設置されたものについては、当該審査基準に適合しているものと取り扱うこととしている。詳細は「発電用原子炉施設に設置される火災感知器に係る火災防護審査基準の適用方針（令和4年1月26日 令和3年度第62回原子力規制委員会資料3）」参照のこと。</u> <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あるか。 <p>(削る)</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</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>(新設)</p> <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あるか。 <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</p>	<p>運用の明確化（火災感知器の設置位置は、消防法の運用上認められている措置があることをパフォーマンス劣化判断時に留意するよう追記）</p> <p>運用の明確化（検査指摘事項とするための質問項目を適正化）</p>
-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------

CAP 活動による継続的改善が効果的に実施されていないと判断されることから、検査指摘事項となる場合がある。

上述の検討の参考として、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。



○ 改正履歴

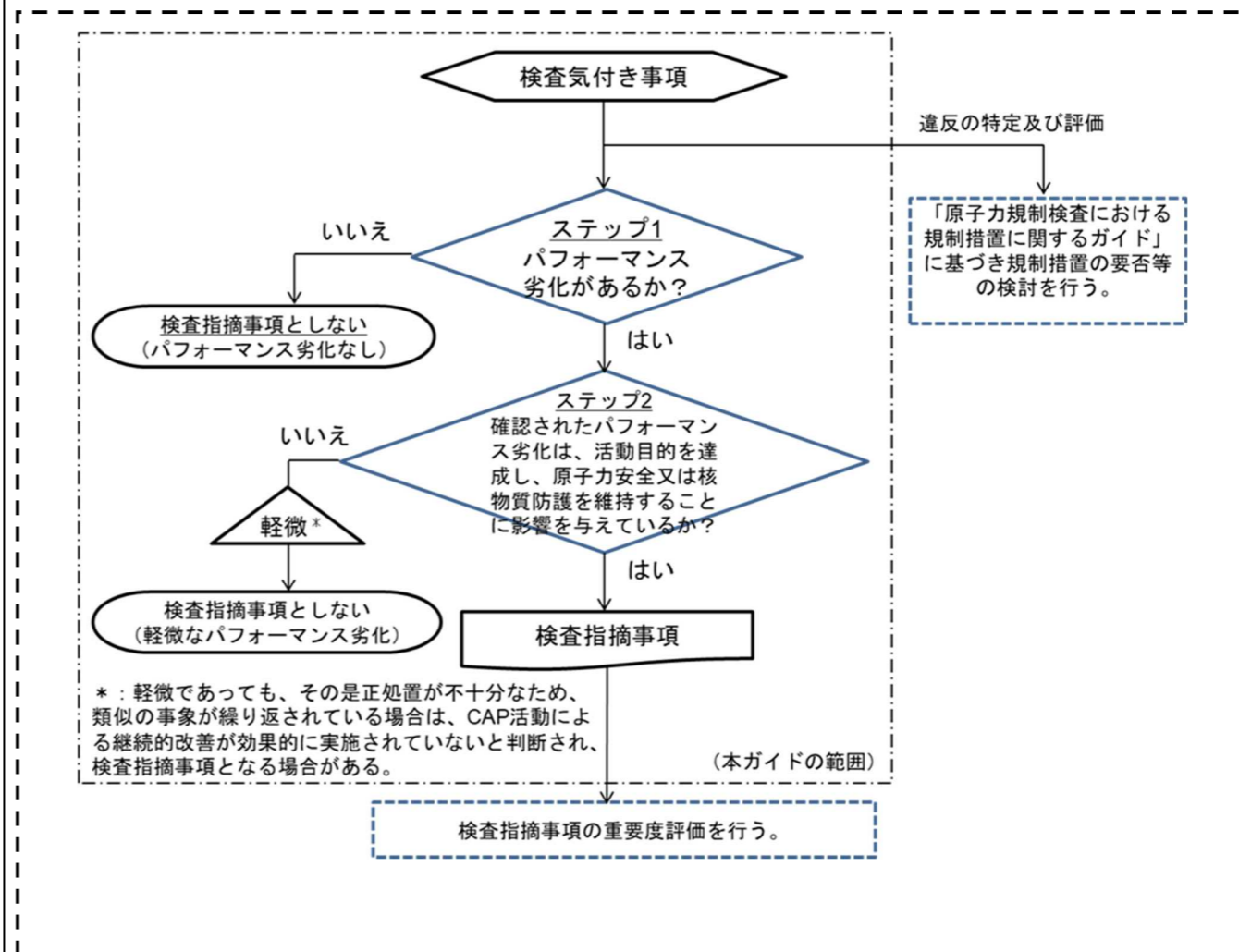
改正	改正日	改正の概要	備考

CAP 活動による継続的改善が効果的に実施されていないと判断されることから、検査指摘事項となる場合がある。

上述の検討の参考として、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。



○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考

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）

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）
（略）

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）
（略）

添付1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）
（略）

添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）

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

監視領域 （小分類）	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	望ましくない結果を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能

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）
（略）

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）
（略）

添付1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）
（略）

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

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

改正に伴う修正

記載の適正化（見直しの結果、プルトニウムを取り扱う加工施設と通常の加工施設の記載内容が同じになるため）

	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)	原子力施設安全ー閉じ込めの維持
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

	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)	原子力施設安全ー閉じ込めの維持
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）

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）

(削る)

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

記載の適正化（見直しの結果、プルトリウムを取り扱う加工施設と通常の加工施設の記載内容が同じになるため）

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

添付 1－6 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）
（略）

添付 1－7 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）
（略）

添付 1－8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）
（略）

添付 1－9 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）
（略）

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））
（略）

添付 1－7 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）
（略）

添付 1－8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）
（略）

添付 1－9 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）
（略）

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）
（略）

<p>添付1 - 1.0 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護） （略）</p> <p>参考資料 軽微事例集</p> <p>（略）</p>	<p>添付1 - 1.1 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護） （略）</p> <p>参考資料 軽微事例集</p> <p>（略）</p>	
----------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------	--

報告対象ガイドの改正内容概要

○主に運用の明確化の観点で改正するガイド

(1) 共通事項に係る検査運用ガイド (GI0001)

- ①原子力検査官の身分証明書の携帯及び発行管理等について運用の明確化 (2.1 関係者の役割) ※別紙1 (1) ②と同じ
- ②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)
- 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 (図2 ほか) ※別紙1 (1) ①と同じ
- ④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)
- ⑤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)
- ⑥「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) 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) ※別紙1 (1) ①と同じ
- ②検査指摘事項を誰が発見したか明記するなど、報告書の記載内容を適正化かつ統一感のあるものとするため報告書作成要領等の見直し (別添2 : 原子力規制検査報告書様式、別添3 : 原子力規制検査報告書記載要領、別添4 : 原子力規制検査報告書作成時チェックシート)
- ③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) 原子力規制検査における規制措置に関するガイド (GI0004)

- ①法令違反について深刻度評価を行うことの明確化 (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)

(4) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007) 附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド

- ①火災防護に係る検査指摘事項について、劣化評価指針を用いて高劣化／低劣化を判断する運用の明確化 (附属書5 3.1 概要)
- ②最新の NRC の検査ガイドを反映し、火災の影響軽減に関する質問事項において可燃物の量を考慮することを明記 (附属書5 ステップ1.4.4)

(5) 重要度評価等の事務手順運用ガイド (GI0009)

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

(6) 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)

(7) 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、調査対象の具体例を追記 (4.1 検査対象の選定)

(8) 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、事業者があらかじめ妥当性を確認したものを使用できることを明確化し、またその場合は検査において事業者が実施した妥当性確認の適切性を確認する旨を追加 (4.2 取替炉心設計の前提条件ほか)

(9) 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)

(10) 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド

- ①SERP の予備会合等の名称を SERP に統一 (2 SERP による重要度評価の検討手順ほか) ※ (4) ②と同じ

○記載の適正化の観点で改正するガイド

- (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 1～4、6
～9
- (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)

4 核燃料施設等の安全実績指標の分類に関するご意見

参考：第7回 検査制度に関する意見交換会合 議事録

【ご意見】核燃料施設等の安全実績指標の分類が分かりにくい

総合的な評価の書き方について、分かりやすくしていただきたい。検査指摘事項がなかった場合の記載が、現状、「指摘事項（追加対応なし）」となっており、文字だけを読むと、一体どういうことなのということが分かりにくい。分かりやすい日本語を検討頂きたい。（日立製作所より発言）

引用：株式会社日立製作所王禅寺センタのHTR 令和2年度 原子力規制検査の総合的な評価について

2. 総合的な評価

令和2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「指摘事項（追加対応なし）」であった。

【対応方針】

- 核燃料施設等に対する安全実績指標の分類名称について、検査指摘事項がなかった場合であっても「指摘事項」の表記があり、検査指摘事項の有無が分かりにくいことから、原子力規制検査等実施要領の表5-2を以下のように見直す。合わせて、他の検査ガイドも反映する。

改正前

指摘事項 (追加対応なし)
指摘事項 (追加対応あり)



改正後（案）

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

原子力規制検査等実施要領 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）

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の 検討結果の報告

令和4年2月16日
原子力規制庁

1. 経緯及び概要

令和3年6月30日の第17回原子力規制委員会において、加工施設に係る検査指摘事項の重要度評価手法の検討状況について報告した（参考）。同委員会での、現場が分かりやすく、シンプルなものが良い等との意見を踏まえ、ウラン加工施設を有する設置者（以下「設置者」という。）と事例検討会を開催し、具体的な事故・トラブル事例を適用してその妥当性について検討を行ってきた。

今般、令和4年1月28日に開催した第7回検査制度に関する意見交換会合において、ウラン加工施設における検査指摘事項（原子力施設安全）のスクリーニング手順（以下「スクリーニング手順」という。）について設置者の合意が得られたことから、その内容と今後の対応について報告する。

2. スクリーニング手順

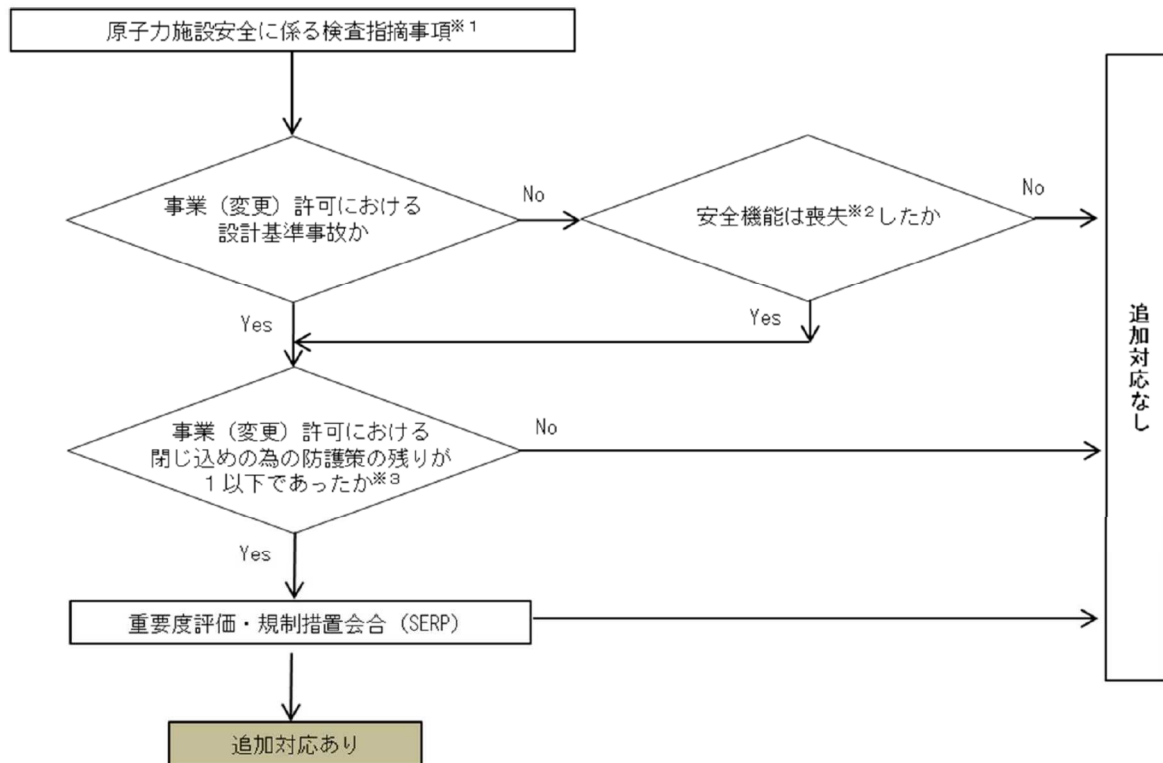
スクリーニング手順を別添1に示す。

3. 今後の対応

- (1) 関係する検査ガイドの改正及び施行（令和4年5月頃）
- (2) 再処理施設、MOX燃料加工施設、試験研究炉等のスクリーニング手順の検討

以上

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 で詳細評価を実施する。

※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。

【スクリーニング手順の適用例】

事象 火災によりウラン粉末缶が損傷し、第1種管理区域内にウラン粉末が飛散した。

- ✓ 火災による閉じ込め機能の不全に伴うウランの漏えいに該当するため、本事象は設計基準事故に該当する。
- ✓ 第1種管理区域の壁及び扉は健全であり、給排気設備は正常に作動し放射性物質の除去等の必要な機能を果たしていたため閉じ込めの為の防護策は2であった。

以上より、本事象は「追加対応なし」となる。

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、原子力規制検査等に関する規則第6条の規定による証明書の発行、抹消・破棄、所在の確認等の管理を行う。

※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。

※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。
- ・(新設)

※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。

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）

- ・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。

・核セキュリティ部門及び事務所の検査官に対し、原子力規制検査等に関する規則第6条の規定による証明書の発行、抹消・破棄、所在の確認等の管理を行う。

- ・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。

運用の明確化

・検査官の身分証

<p>(5) 事務所</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度</p> <p>(1) 検査で確認する範囲</p> <p>a. 直接的な確認対象</p> <p>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。</p> <p>(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<u>状況</u></p> <p>(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<u>状況</u></p> <p>(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<u>状況</u></p> <p>(d) 防護措置の実施<u>状況</u></p> <p>(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<u>状況</u></p> <p>(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<u>状況</u></p> <p>b. 間接的な確認対象</p> <p>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。</p> <p>(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<u>活動</u></p> <p>(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）<u>]</u></p> <p>(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）<u>]</u></p>	<p>(5) 事務所</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>2.2 検査で確認する範囲及び検査官の関与する程度</p> <p>(1) 検査で確認する範囲</p> <p>a. 直接的な確認対象</p> <p>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。</p> <p>(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<u>状況（日常検査及びチーム検査）</u></p> <p>(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<u>状況（日常検査及びチーム検査）</u></p> <p>(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<u>状況（日常検査及びチーム検査）</u></p> <p>(d) 防護措置の実施<u>状況（チーム検査）</u></p> <p>(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<u>状況（日常検査及びチーム検査）</u></p> <p>(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<u>状況（日常検査及びチーム検査）</u></p> <p>b. 間接的な確認対象</p> <p>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。</p> <p>(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<u>活動（日常検査及びチーム検査）</u></p> <p>(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）<u>（日常検査及びチーム検査）</u></p> <p>(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）<u>（日常検査及びチーム検査）</u></p>	<p>明書の携帯及び発行管理等について運用の明確化</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>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

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

(解説1)

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

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

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

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

(解説2)

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

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

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

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

(例3) 労働安全（特に従業員被ばく）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

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

(解説1)

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

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

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

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

(解説2)

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

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

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

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

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

(例4) 事業所外運搬に係る安全上の問題（国土交通省／海上保安庁）

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

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

原子力規制庁原子力規制部検査グループ検査監督総括課長、原子力規制庁原子力規制部規制企画課火災対策室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所と

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

の連携について（依頼）」（原規規発第 1906205 号 令和元年 6 月 20 日）
 消防庁特殊災害室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携について」（消防特第 26 号 令和元年 6 月 21 日）

※5 厚生労働省との間で以下の文書のやり取りをしている。

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

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

の連携について（依頼）」（原規規発第 1906205 号 令和元年 6 月 20 日）
 消防庁特殊災害室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携について」（消防特第 26 号 令和元年 6 月 21 日）

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

(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。

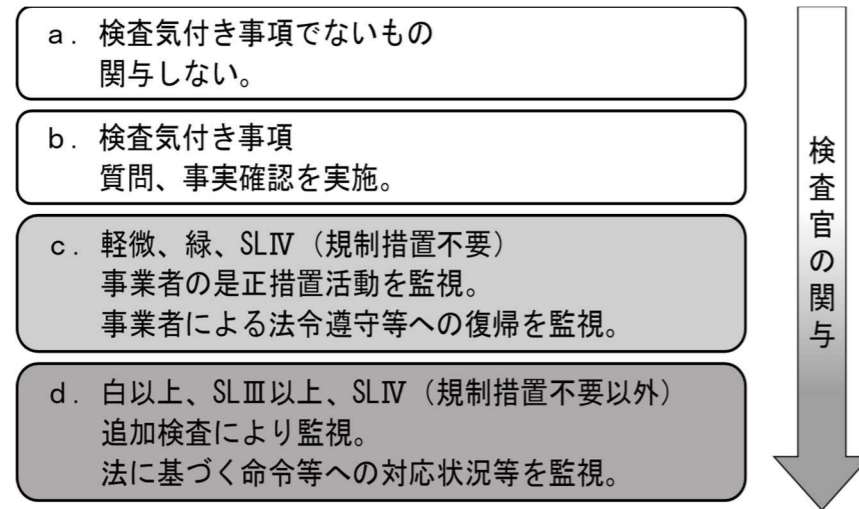


図 1 検査の深さ（実用発電用原子炉施設）

(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。

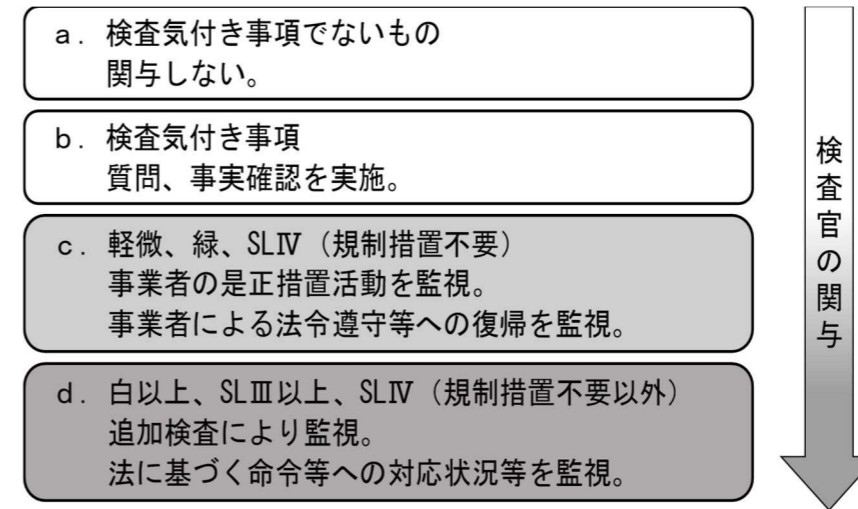
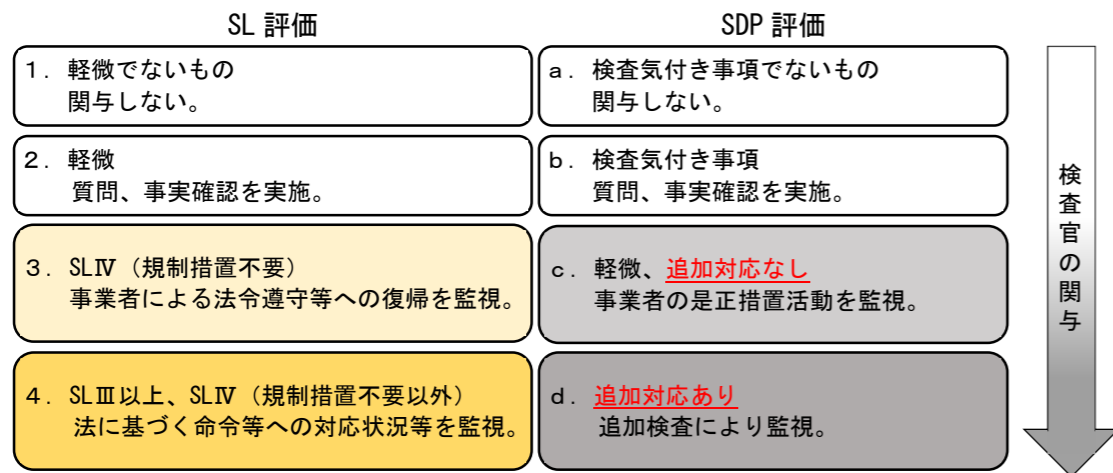


図 1 検査の深さ（実用発電用原子炉施設）



※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

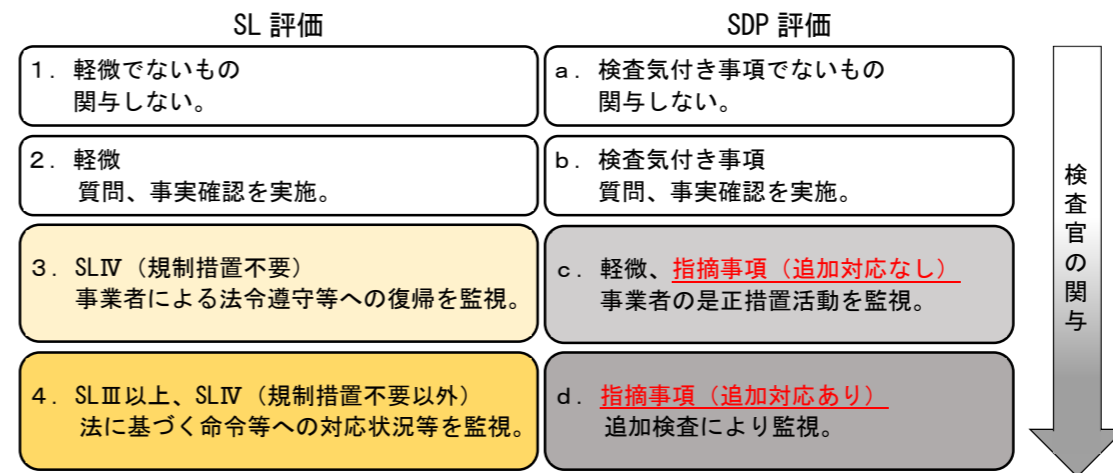
検査気付き事項については、検査指摘事項に該当するかどうか判定するに当たって、事業者等に事実確認等を行う。事実確認等は、できるだけ当該事項に関係する図面や規程類、点検記録、現場写真などを用いることで、客観的な事実に基づき確認し、認識の齟齬が生じないようにする。

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 (例2) 残業時間が所内ルールを上回った (例3) インフルエンザ対策(うがい、手洗い)が徹底されていない</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 (例2) 残業時間が所内ルールを上回った (例3) インフルエンザ対策(うがい、手洗い)が徹底されていない</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、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>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>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>(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定を踏まえて検査計画を定める際に、各施設の **状況及び当該施設を担当している事務所の意見** も勘案して設定する。ただし、日常検査については、施設の状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定を踏まえて検査計画を定める際に、各施設の **状況** も勘案して設定する。ただし、日常検査については、施設の状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（被規制者等に対して作為及び不作為を要請するものを除く）は、「被規制者向け情報通知文書」発出要領（原規規発第2203017号令和4年3月1日原子力規制庁長官決定）に基づき、当該情報を文書で発出する。

付録1 用語の定義

（略）

付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視

（略）

付録3 動作可能性の確認

（略）

付録4 事前調整の妥当性確認

（略）

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○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	

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

（略）

付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視

（略）

付録3 動作可能性の確認

（略）

付録4 事前調整の妥当性確認

（略）

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/04/21	○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	

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）

		<p>案等について、速やかに委員長等への報告する手続を明確化（2.1関係者の役割）</p> <p>②締めくくり会議における会議形態の調整などの手続を明確化（4.7会議の開催）</p> <p>③サンプル数の数え方として、異なる視点でのカウントに加え、異なる区域でのカウントを例示として追加（4.5サンプル数）</p> <p>④チーム検査の計画において、同一の施設に対して関連する検査を連続して実施する場合などに、同一のチーム長及びチーム員となるように配慮することを明確化（3.検査の計画）</p> <p>⑤日常検査においてチーム検査に係る検査項目の一部または全部について検査を実施することができる運用を明確化（4.2検査運用ガイド活用の考え方）</p> <p>⑥フリーアクセスにおける機密情報の取扱いに関する注意事項について、日常巡視の注意事項と整合（4.3フリーアクセス）</p> <p>⑦検査監督総括課による検査官会議や資格制度の運用を明確化（2.1関係者の役割）</p> <p>⑧事務所からの報告のうち検査の実施状況（特に検査気付き事項）について、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内に共有する運用を明確化（2.1関係者の役割）</p> <p>⑨事務所の役割として、チーム検査や日常巡視において核物質防護に関する事項も含め、核セキュリティ部門と連携する運用を明確化（2.1関係者の役割、付録2）</p> <p>○記載の適正化</p>				<p>案等について、速やかに委員長等への報告する手続を明確化（2.1関係者の役割）</p> <p>②締めくくり会議における会議形態の調整などの手続を明確化（4.7会議の開催）</p> <p>③サンプル数の数え方として、異なる視点でのカウントに加え、異なる区域でのカウントを例示として追加（4.5サンプル数）</p> <p>④チーム検査の計画において、同一の施設に対して関連する検査を連続して実施する場合などに、同一のチーム長及びチーム員となるように配慮することを明確化（3.検査の計画）</p> <p>⑤日常検査においてチーム検査に係る検査項目の一部または全部について検査を実施することができる運用を明確化（4.2検査運用ガイド活用の考え方）</p> <p>⑥フリーアクセスにおける機密情報の取扱いに関する注意事項について、日常巡視の注意事項と整合（4.3フリーアクセス）</p> <p>⑦検査監督総括課による検査官会議や資格制度の運用を明確化（2.1関係者の役割）</p> <p>⑧事務所からの報告のうち検査の実施状況（特に検査気付き事項）について、原子力規制庁原子力規制部検査グループ内に共有する運用を明確化（2.1関係者の役割）</p> <p>⑨事務所の役割として、チーム検査や日常巡視において核物質防護に関する事項も含め、核セキュリティ部門と連携する運用を明確化（2.1関係者の役割、付録2）</p> <p>○記載の適正化</p>			
2	2021/07/21	<p>○運用の明確化</p> <p>①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（7.1 基本検査結果の報告等）</p> <p>②核物質防護に関する資料の情報管理について、注意事項に明記（4.3 フリーアクセス、付録1）</p> <p>○記載の適正化</p>		2		<p>○運用の明確化</p> <p>①事業者から検査報告書の案に対する事実誤認に関する申出を受ける場合の手続を明確化（7.1 基本検査結果の報告等）</p> <p>②核物質防護に関する資料の情報管理について、注意事項に明記（4.3 フリーアクセス、付録1）</p> <p>○記載の適正化</p>			
<u>3</u>				(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 本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）について、原子力規制庁（以下「本庁」という。）が取りまとめる検査計画及び検査結果の報告書（以下単に「報告書」という。）の作成について定めたものである。</p> <p>2 適用範囲 本ガイドは、検査のうち基本検査に係る検査計画の立案及び報告書の作成について適用し、追加検査及び特別検査に係るものについては適用しない。特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）については、担当部門が、核物質防護に係る報告書を別途作成するが、様式は同様のものを使用する。</p> <p>3 検査計画及び実施 法第 61 条の 2 の 2 第 2 項及び原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。）第 3 条第 1 項に基づき検査を実施するため、次年度開始までに検査計画を策定する。</p> <p>3.1 日常検査の検査計画 日常検査の検査計画は、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が法第 57 条の 8 で規定されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の安全活動の状況に応じて原子力規制検査等実施要領（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 本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）について、原子力規制庁（以下「本庁」という。）が取りまとめる検査計画及び検査結果の報告書（以下単に「報告書」という。）の作成について定めたものである。</p> <p>2 適用範囲 本ガイドは、検査のうち基本検査に係る検査計画の立案及び報告書の作成について適用し、追加検査及び特別検査に係るものについては適用しない。特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）については、担当部門が、核物質防護に係る報告書を別途作成するが、様式は同様のものを使用する。</p> <p>3 検査計画及び実施 法第 61 条の 2 の 2 第 2 項及び原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。）第 3 条第 1 項に基づき検査を実施するため、次年度開始までに検査計画を策定する。</p> <p>3.1 日常検査の検査計画 日常検査の検査計画は、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が法第 57 条の 8 で規定されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の安全活動の状況に応じて原子力規制検査等実施要領（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にチーム検査の日程、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>」)まで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<u>試験研究用等原子炉施設、廃止措置施設、廃棄物管理施設及び使用施設</u>の検査を実施した<u>場合等は</u>、まとめて報告書を作成することができる。</p> <p>本庁担当部門が実施した非該当使用者等の検査については、当該本庁担当部門が報告書を作成する。事</p>	<p>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にチーム検査の日程、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>」<u>又は核燃料施設等においては「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<u>原子力発電所及び非該当使用者等の施設</u>の検査を実施した<u>場合</u>、まとめて報告書を作成することができる。</p> <p>本庁担当部門が実施した非該当使用者等の検査については、当該本庁担当部門が報告書を作成する。事</p>	<p>記載の適正化</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>具体例の適正化</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>務所が非該当使用者等に係る検査を実施した場合は、非該当使用者等の本庁担当部門にも報告する。</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>(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>場合は、報告書を確定する前に「GI0009 <u>重要度評価等の</u>事務手順運用ガイド」に定めるとおり、本庁担当部門が事業者へ通知するとともに関係する事務所に連絡する。</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>又は深刻度が「SLIV（通知なし）」である場合は、当該案件の概要を含めて四半期における原子力規制検査等の実施結果として原子力規制委員会に報告し、その後、報告書を事業者へ通知するとともに、原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。</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>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>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）」</u>若しくは深刻度が「SLIV（通知なし）」と評価した場合、報告書に記載する。</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「GI0009 <u>安全重要度評価等に係る</u>事務手順運用ガイド」に定めるとおり、本庁担当部門が事業者へ通知するとともに関係する事務所に連絡する。</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>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>和文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 欧文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 数字フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 用紙：A4用紙、縦方向 句読点：「。」 「、」 マージン：上端30mm/下端30mm/左端26mm/右端26mm</p> <p>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 <u>原子力施設安全及び放射線安全に係る報告書</u>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 <u>原子力施設安全及び放射線安全に係る報告書</u>の記載要領を別添3として示す。</p> <p>別添4 <u>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>和文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 欧文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 数字フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント 用紙：A4用紙、縦方向 句読点：「。」 「、」 マージン：上端30mm/下端30mm/左端26mm/右端26mm</p> <p>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 <u>報告書</u>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 <u>報告書</u>の記載要領を別添3として示す。</p> <p>(新設)</p>	<p>記載の適正化 ・報告書の対象を明確化</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>																																				
<p>○ 改正履歴</p> <table border="1" data-bbox="103 1033 1077 1938"> <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>○ 改正履歴</p> <table border="1" data-bbox="1371 1033 2344 1892"> <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>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</p> <p>検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者の実際の保安活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。</p> <p>第〇四半期は、以下のとおりである。</p> <p>3.1 <u>検査指摘事項等</u></p> <p><u>重要度</u>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。 詳細は、別添1参照</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="121 1289 1308 1524"> <thead> <tr> <th>件名</th> <th> </th> </tr> </thead> <tbody> <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>事象の概要</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>		事象の概要		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</p> <p>検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者(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。</p> <p>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></p> <p><u>重要度</u>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</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="1391 1289 2597 1524"> <thead> <tr> <th>件名</th> <th> </th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>検査運用ガイド</td> <td> </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></p> <p><u>重要度</u>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。</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		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>配置の適正化</p> <p>本文 3.1 で定義済</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> <ul style="list-style-type: none"> ・検査種別の明確化 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査継続案件と同じであるため、削除 <p>記載の適正化 (誤</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>																																																						
事象の概要																																																						
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																																																						
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. <u>2</u> 検査継続案件 検査で<u>パフォーマンス劣化</u>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</u>検査を継続している<u>案件</u>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><u>検査開始時期</u></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 <u>資料名</u></p> <p>5.2 チーム検査</p> <p>(1)ガイド名 検査項目 検査対象 <u>資料名</u></p>	件名		検査運用ガイド		<u>検査開始時期</u>		事象の概要		<p>3. <u>3</u> 検査継続案件 検査で<u>パフォーマンスの劣化</u>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</u>、検査を継続している<u>事案</u>は、以下のとおりである。</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="1389 390 2576 663"> <tr><td>件名</td><td></td></tr> <tr><td>検査運用ガイド</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 <u>検査項目</u> <u>検査対象</u></p> <p>4.2 チーム検査</p> <p>(1)ガイド名 <u>検査項目</u> <u>検査対象</u></p> <p>5. 確認資料</p> <p>5.1 日常検査</p> <p>(1)ガイド名 <u>検査項目</u> <u>検査対象</u> 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>	件名		検査運用ガイド		事象の概要		<p>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>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																
<u>検査開始時期</u>																
事象の概要																
件名																
検査運用ガイド																
事象の概要																

別添1 検査指摘事項等の詳細

(1)

件名	
監視領域(小分類)	
検査運用ガイド 検査項目 検査対象	
<u>検査種別</u>	
<u>検査指摘事項等</u> の重要度／深刻度	
<u>検査指摘事項等</u> の概要	
事象の説明	
<u>検査指摘事項</u> の重要度評価等	
規制措置	
(削る) 整理番号	

別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細

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

別添1 指摘事項の詳細

(1)

件名	
監視領域(小分類)	
検査運用ガイド 検査項目 検査対象	
<u>指摘事項</u> の重要度／深刻度	
<u>指摘事項等</u> の概要	
事象の説明	
<u>指摘事項</u> の重要度評価等	
規制措置	
<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

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	

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

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> <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 2. 運転等の状況..... 2 3. 検査結果..... 3 4. 検査内容..... 4 5. 確認資料..... 7 別添1 <u>検査指摘事項等</u>の詳細..... 別添 1-1 別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細..... 別添 2-1</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 2. 運転等の状況..... 2 3. 検査結果..... 3 4. 検査内容..... 4 5. 確認資料..... 7 別添1 <u>指摘事項</u>の詳細..... 別添 1-1 別添2 品質マネジメントシステムの運用年次検査の詳細..... 別添 2-1</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>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</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 ○○ ○○ ○○ ○○ ○○ ○○ ○○ ○○ 原子力規制部検査グループ実用炉監視部門 ○○ ○○</p> <p>検査補助者⁹: ○○原子力規制事務所 ○○ ○○</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>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 ○○ ○○ ○○ ○○ ○○ ○○ ○○ ○○ ____原子力規制部検査グループ実用炉監視部門 ○○ ○○</p> <p>検査補助者⁹: ○○原子力規制事務所 ○○ ○○</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>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>
<p>5 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」、「黄」、「赤」又は「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>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>

2. 運転等の状況

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

施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵
加工施設	停止中、操業中
再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)
試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外
研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中(令和〇〇年〇〇月〇〇日～)
使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中
使用済燃料貯蔵施設	操業中
管理・埋設施設	停止中、運転中

11 検査期間終了時の運転又は停止状況を記載する。検査期間中に運転、停止等があった場合にはその月日も記載する。
 12 廃止措置状況については、廃止措置中と記載し、燃料の状況(使用済燃料プールに貯蔵中等)について括弧書きで記載する。検査期間中に燃料の搬出が完了した場合や廃止措置計画の認可があった場合にはその月日を記載する。
 13 停止は解列日、運転(発電開始)は並列日とする。
 14 建設状況については、建設に着工した施設を建設中と記載し、検査期間中に建設着工や燃料の搬入等が行われた場合にはその月日を記載する。なお、建設着工は設置許可日を起点とする。
 15 非該当使用者等の施設については、運転等の状況を記載しない

2. 運転等の状況

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

2. 運転等の状況

施設名	検査期間中の運転、操業、停止、廃止措置及び建設の状況等 ¹⁵
加工施設	停止中、操業中
再処理施設	運転中、廃止措置中(ガラス固化前)
試験研究用等 原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外
研究開発段階炉	運転中、停止中、廃止措置中(令和〇〇年〇〇月〇〇日～)
使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中
使用済燃料貯蔵施設	操業中
管理・埋設施設	停止中、運転中

11 検査期間終了時の運転又は停止状況を記載する。検査期間中に運転、停止等があった場合にはその月日も記載する。
 12 廃止措置状況については、廃止措置中と記載し、燃料の状況(使用済燃料プールに貯蔵中等)について括弧書きで記載する。検査期間中に燃料の搬出が完了した場合や廃止措置計画の認可があった場合にはその月日を記載する。
 13 停止は解列日、運転(発電開始)は並列日とする。
 14 建設状況については、建設に着工した施設を建設中と記載し、検査期間中に建設着工や燃料の搬入等が行われた場合にはその月日を記載する。なお、建設着工は設置許可日を起点とする。
 15 非該当使用者等の施設については、運転等の状況を記載しない

記載の適正化(誤記)

記載の適正化(配置の適正化)

<p>3. 検査結果</p> <p>検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者の実際の保安活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。</p> <p>第〇四半期の結果は、以下のとおりである。</p>	
<p>3.1 検査指摘事項等¹⁶</p> <p>重要度 <u>又は</u> 規制措置が確定した検査指摘事項等は、以下のとおりである。¹⁷</p> <p>詳細は、別添1参照</p> <p>(1)¹⁸</p>	
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	日常検査
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)
<p><u>16 検査指摘事項又は深刻度評価のみを行った案件をまとめて「検査指摘事項等」という。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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)</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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)</u></p> <p><u>21 検査指摘事項等を確認した検査について、検査種別(「日常検査」又は「チーム検査」)を記載する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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</u> 通知あり：法令違反又はそれに準ずる事業者の行為に対する規制措置に係る通知文書あり</p>	

<p>3. 検査結果</p> <p>検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイド(以下単に「ガイド」という。)を使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、保安活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者(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。</p> <p>第〇四半期の結果は、以下のとおりである。</p>	
<p>3.1 検査指摘事項¹⁶</p> <p>重要度 <u>及び</u> 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。</p> <p>詳細は、別添1参照</p> <p>(1)¹⁷ <u>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</u></p>	
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
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)
<p>(新設)</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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)</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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)</u></p> <p>(新設)</p> <p><u>20 概要を4～5行で記載する。</u></p> <p><u>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</u> 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</p>	

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象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案件</u>は、以下のとおりである。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<u>の結果、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 「<u>検査継続案件</u>」とは、「GI0001 共通事項に係る検査運用ガイド」に記載されているとおり、検査期間の終了時点で、検査指摘事項となるかどうかの評価ができなかったものの、パフォーマンス劣化が認められる(その可能性があるものを含む) <u>案件</u>であって、締めくり会議等でその旨を事業者へ伝え、<u>当該案件</u>については継続して検査をおこなうもの。</p> <p>²⁵ <u>検査継続案件がない場合は、「検査継続案件なし」と記載する。</u></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="1374 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</u>は、以下のとおりである。²⁶</p> <p>(1)</p> <table border="1" data-bbox="1374 915 2496 1236"> <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>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<u>を実施した結果、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)ー確定年月ー件数(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) <u>事案がある場合</u>であって、締めくり会議等でその旨を事業者へ伝え、<u>当該事案</u>については継続して検査をおこなうもの。</p> <p>(新設)</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、<u>指摘事項</u>に該当しない<u>ことが確認された案件</u>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	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> <p>記載の適正化(誤記)</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																									
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)BM0110 作業管理²⁸</p> <p>検査項目 作業管理²⁹</p> <p>検査対象^{30 31 32}</p> <p>1)〇〇室におけるケーブルトレイサポート設置工事【検査指摘事項等あり】³³</p> <p>2)電源車(緊急時対策所用)の維持管理【検査継続案件あり】³³</p> <p>3)〇号機 〇〇〇に伴う計画的な運転上の制限外への移行【検査未了】³³</p> <p>(2)BO1020 設備の系統構成</p> <p>検査項目 標準的系統構成</p> <p>検査対象</p> <p>1)〇号機_化学体積制御系統</p> <p>2)〇号機_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)〇号機_原子炉補機冷却海水系統</p> <p>2)〇号機_補助給水系統</p> <p>(3)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)〇号機 原子炉の起動操作に係る準備</p> <p>2)〇号機 原子炉の起動操作</p> <hr/> <p><u>27 サンプル数の最小単位である1サンプルに対して、検査を行った四半期の報告書に当該検査内容を記載するが、サンプル数は検査が終了した四半期にのみ計上する。</u></p> <p><u>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。</u></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→〇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 <u>検査対象に3.1検査指摘事項等がある場合は「検査指摘事項等あり」、3.2検査継続案件がある場合は「検査継続案件あり」を検査対象名に続けて隅付き括弧書きで記載する。また、検査継続案件ではなく、単に検査期間や検査開始時期の関係で次四半期も引き続き検査を行う場合は、検査対象名に続けて隅付き括弧書きで「検査未了」と記載する。</u></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 <u>BO1030 原子炉起動・停止についても、検査を行った四半期の報告書に当該検査内容を記載するが、サンプル数は、検査が全て終了した日(原子炉停止操作(停止計画含む)から定格出力まで)の四半期に1サンプル計上する。</u></p>	<p>4. 検査内容</p> <p>4.1 日常検査²⁸</p> <p>(新設)</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)〇号機化学体積制御系統(指摘事項あり)³³</p> <p>2)〇号機余熱除去系統</p> <p>検査項目 包括的系統構成³⁴</p> <p>検査対象</p> <p>1)〇号機原子炉補機冷却海水系統</p> <p>2)〇号機補助給水系統</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)〇号機 原子炉の起動操作に係る準備</p> <p>2)〇号機 原子炉の起動操作</p> <hr/> <p><u>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。</u></p> <p>(新設)</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→〇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 <u>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。</u></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 <u>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。</u></p>	<p>検査指摘事項等の記載例変更に伴う追加</p> <p>記載場所の変更</p> <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査を報告書に実績として記載する運用を明確化 <p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載順の明確化 <p>運用の明確化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査を報告書に実績として記載する運用を明確化 <p>記載の適正化 (誤</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

改正後	改正前	改正理由
<p>(4)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用³⁶ 検査項目 半期検査 検査対象 1)不適合の傾向分析</p> <p>(5)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>(6)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> <hr/> <p>36 日常観察について、<u>検査指摘事項等及び検査継続案件</u>がない場合は日常検査の項目への記載は<u>省略できる</u>。ただし、事実確認後、他の検査運用ガイドに検査を移行した場合は、その検査運用ガイドの検査対象として記載する。</p> <p>37 <u>「安全実績指標」は四半期ごと</u>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。</p> <p>38 複数号機<u>について</u>検査を行った場合はまとめて1件(1サンプル)とする。</p> <p>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<u>する</u>。</p> <p>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>(3)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用検査項目³⁶ 検査項目 半期検査 検査対象 1)不適合の傾向分析</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 <u>非該当使用者等</u> <u>検査項目 非該当使用者等</u> <u>検査対象</u> <u>1)放射線源貯蔵施設</u></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> <hr/> <p>36 日常観察について、<u>指摘事項</u>がない場合は日常検査の項目への記載は<u>しない</u>。</p> <p>37 <u>四半期毎</u>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。</p> <p>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。</p> <p>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<u>する</u>。<u>また、当該検査対象に指摘事項があった場合には、その旨(指摘事項あり)を検査対象名に続けて括弧書きで記載する</u>。</p> <p>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) 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> <p>記載の適正化</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 検査内容の詳細は、別添2参照</p> <p>5. 確認資料 5.1 日常検査 <u>(1)BM0110 作業管理</u> <u>検査項目 作業管理</u> <u>検査対象</u> 1)〇〇室におけるケーブルトレイサポート設置工事【<u>検査指摘事項等あり</u>】 <u>資料名</u>^{41 42 43} ・〇〇〇 2)電源車(緊急時対策所用)の維持管理【<u>検査継続案件あり</u>】 資料名 ・〇〇〇 3)〇号機 〇〇〇に伴う計画的な運転上の制限外への移行【<u>検査未了</u>】 資料名 ・〇〇〇</p> <p>(2)BO1020 設備の系統構成 検査項目 標準的系統構成 検査対象 1)〇号機_化学体積制御<u>系統</u> <u>資料名</u> ・〇〇〇 2)〇号機_余熱除去系統 資料名 ・〇〇〇</p> <hr/> <p>41 確認資料がない場合、「資料なし」と記載する。 42 確認資料のうち、記録関係についてはトレースできる情報（日付等）を記載する。 例)〇〇発電所不適合管理表（2020年〇月〇日～〇月〇日分） 要領書、手順書等は最新のものを使用していることを確認しているという前提で、改訂番号等は記載しなくても良い。 43 許認可図書や保安規定など、既に規制庁に提出されており検査において確実に確認する書類については記載<u>しない</u>。</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> <p>5. 確認資料 5.1 日常検査 (新設)</p> <p>(1)BO1020 設備の系統構成 検査項目 標準的系統構成 検査対象 1)〇号機化学体積制御<u>系統(指摘事項あり)</u> <u>資料名</u>^{41 42 43} ・〇〇〇 2)〇号機余熱除去系統 資料名 ・〇〇〇</p> <hr/> <p>41 確認資料がない場合、「資料なし」と記載する。 42 確認資料のうち、記録関係についてはトレースできる情報（日付等）を記載する。 例)〇〇発電所不適合管理表（2020年〇月〇日～〇月〇日分） 要領書、手順書等は最新のものを使用していることを確認しているという前提で、改訂番号等は記載しなくても良い。 43 許認可図書や保安規定など、既に規制庁に提出されており検査において確実に確認する書類については記載<u>しなくても良い</u>。</p>	<p>検査指摘事項等の記載例変更に伴う追加</p> <p>記載場所の変更</p> <p>記載の適正化（誤記）</p>

改正後	改正前	改正理由
<p>検査項目 包括的系統構成 検査対象</p> <p>1)〇号機_原子炉補機冷却海水系統 資料名 ・〇〇〇</p> <p>2)〇号機_補助給水系統 資料名 ・〇〇〇</p> <p>(3)BO1030 原子炉起動・停止 検査項目 原子炉起動停止 検査対象</p> <p>1)〇号機 原子炉の起動操作に係る準備 資料名 ※ ・〇〇〇</p> <p>2)〇号機 原子炉の起動操作 資料名 ・〇〇〇</p> <p>(4)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</p> <p>1)不適合の傾向分析 資料名 ・〇〇〇</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</p> <p>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>検査項目 包括的系統構成 検査対象</p> <p>1)〇号機原子炉補機冷却海水系統 資料名 ・〇〇〇</p> <p>2)〇号機補助給水系統 資料名 ・〇〇〇</p> <p>(2)BO1030 原子炉起動・停止 検査項目 原子炉起動停止 検査対象</p> <p>1)〇号機 原子炉の起動操作に係る準備 資料名 ※ ・〇〇〇</p> <p>2)〇号機 原子炉の起動操作 資料名 ・〇〇〇</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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>1)放射線源貯蔵施設 資料名 ・〇〇〇</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>

改正後	改正前	改正理由
<p>5.2 チーム検査⁴⁴</p> <p>(1)BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング</p> <p>検査項目 放射線被ばく評価及び個人モニタリング</p> <p>検査対象</p> <p>1)令和〇年度の放射線業務従事者の線量分布</p> <p>資料名</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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) <p>2)〇号機_高線量配管の線量評価及び遮蔽</p> <p>資料名</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>(2)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用</p> <p>検査項目 年次検査</p> <p>検査対象</p> <p>1)改善措置活動の実効性、他施設における運転経験及び知見の活用、マネジメントレビュー等の自己評価及び監査、安全文化の育成と維持に関する活動</p> <p>資料名</p> <ul style="list-style-type: none"> ・〇〇〇 <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>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>45 確認資料のうち、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>5.2 チーム検査⁴⁴</p> <p>(1)BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング</p> <p>検査項目 放射線被ばく評価及び個人モニタリング</p> <p>検査対象</p> <p>1)令和〇年度の放射線業務従事者の線量分布</p> <p>資料名</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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) <p>2)〇号機高線量配管の線量評価及び遮へい</p> <p>資料名</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>(2)BQ0010 品質マネジメントシステムの運用</p> <p>検査項目 年次検査</p> <p>検査対象</p> <p>1)改善措置活動の実効性、他施設における運転経験及び知見の活用、マネジメントレビュー等の自己評価及び監査、安全文化の育成と維持に関する活動</p> <p>資料名</p> <ul style="list-style-type: none"> ・〇〇〇 <p>※特定重大事故等対処施設に係る資料名のうち特定重大事故等対処施設の名称等が記載されているものは、令和2年度第36回原子力規制委員会(令和2年11月4日)の原子力規制委員会で決定された「特定重大事故等対処施設に係る法令報告事象等の公表について」の考え方に準拠し非公表とします。⁴⁵</p> <hr/> <p>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>45 特定重大事故等対処施設に係る資料名のうち、特定重大事故等対処施設の名称等が記載されているものは非公表とし、その検査対象の資料名に※をつける。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化</p>

別添1 検査指摘事項等の詳細⁴⁶

(1)⁴⁷

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⁴⁸</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 ⁴⁹	<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。⁵⁰</u></p> <p>[その他の記載例]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査官が発見した例 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。 ・事業者が発見した例 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。 ・機器故障等の例(必然と発見されるもの) 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>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。⁵¹</p> <p>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</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>
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>作業計画書では、作業誤りを防止するために養生等を実施することが規定されており、これを十分に履行しなかったことは、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の違反であり、パフォーマンスの劣化に該当する。このパフォーマンスの劣化により燃料ピット冷却系が停止したことは「閉じ込めの維持」の監視領域(小分類)の目的に影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。</p>

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

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。⁵² 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>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>さらに、「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づき評価を行った結果、「規制活動への影響」等の要素は確認されておらず、重要度評価の結果も踏まえ、深刻度は「SLIV」と判定する。また、本件は同ガイド「3. 3(2)」の要件を満足することから、違反等の通知は実施しない。</u></p> <p>46 <u>検査指摘事項の重要度評価等</u>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>検査指摘事項等が2件以上ある場合、2件目以降は新しいページから記載する。</u></p> <p>48 4. <u>検査内容及び5. 確認資料で【検査指摘事項等あり】を付した検査対象を記載する。</u></p> <p>49 <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>50 <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>51 <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>52 <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 <u>指摘事項の重要度評価</u>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>(新設) (新設)</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可否かを記載する。また、「違反が発生した時期」、「違反が続いた期間(締めく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⁵³</p>	<p>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事業者を確認した。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。⁵⁴</p>	<p>事象の説明⁴⁸</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 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>54 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>検査指摘事項の重要度評価等</p>	<p><u>[パフォーマンス劣化]⁵⁵</u> <u>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。</u> <u>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。</u></p> <p><u>[スクリーニング]⁵⁶</u> <u>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。</u> <u>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>[重要度評価]⁵⁷</u> <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>指摘事項の重要度評価等</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>
		<p><u>[パフォーマンスの劣化]⁴⁹</u> <u>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。</u></p> <p><u>[スクリーニング]⁵⁰</u> <u>このパフォーマンスの劣化により、4-3C母線から電源を供給されているA系統の設備、特に、燃料ピット冷却系の機能が〇分間停止した。使用済燃料の冷却は被覆管による放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要であることから、パフォーマンスの劣化は「閉じ込めの維持」の監視領域(小分類)の「評価領域(使用済燃料プール冷却系の機能維持)」、「ヒューマン・パフォーマンス」の属性に関係付けられ、当該監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。</u></p> <p><u>[重要度評価]⁵¹</u> <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> <u>この状態を踏まえると、リスク評価上着目すべき対象は使用済燃料の冷却状態であり、その指摘事項の重要度を評価するため「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」、「附属書1 出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド」、「別紙3-閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問」を適用した。この結果、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>	

改正後	改正前	改正理由
<p>55 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) 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</p> <p>(2) 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</p> <p>56 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上の懸念につながる可能性について説明する等）。</p> <p>57 検査指摘事項の重要度を決定するために使用された論理について、以下のとおり記載する。</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</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) 附属書で詳細リスク評価が求められ、重要度評価に PRA を活用した場合、重要度評価区分の根拠となった基準、最も寄与の大きな炉心損傷シーケンス、重要な緩和機能、復旧の信頼性及び事象継続時間を記載する。</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</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、「白」、「黄」、「赤」又は「追加対応あり」にな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。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。</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 指摘事項の重要度を決定するために使用された論理について、以下のとおり記載する。</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（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」）</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. 指摘事項を「緑」と評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」と判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、指摘事項の重要度と不適切な状況が継続した時間を制限した最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和能力や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。</p> <p>b. 指摘事項を「緑」を超えると評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」を超えると判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、指摘事項の重要度と不適切な状態が継続した時間が最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和機能や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。</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「指摘事項（追加対応なし）」を超えるかどうかの初期評価を行う。</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化（誤記）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>・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>

規制措置	<p>[深刻度評価]⁵⁸</p> <p>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評価の結果も踏まえ、事象の深刻度は「SLIV」と判定する。</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。</p>
(削る) 整理番号 ⁵⁹	(削る) Jxx-xxxxxx-xx

⁵⁸ 「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)

⁵⁹ 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。

規制措置	<p>[深刻度評価]⁵²</p> <p>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。</p>
指摘年月日 ⁵³ 整理番号 ⁵⁴	令和〇年〇月〇日 Jxx-xxxxxx-xx

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。

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>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="103 300 1199 709"> <tr> <td data-bbox="103 300 439 436">改善措置活動の実効性</td> <td data-bbox="439 300 1199 436">(1)問題の特定⁶⁰ (2)問題の重要度分類及び評価⁶¹ (3)是正処置⁶²</td> </tr> <tr> <td data-bbox="103 436 439 527">他施設における運転経験及び知見の活用⁶³</td> <td data-bbox="439 436 1199 527"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="103 527 439 617">マネジメントレビュー等の自己評価及び監査⁶⁴</td> <td data-bbox="439 527 1199 617">(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="103 617 439 709">安全文化の育成と維持に関する活動⁶⁵</td> <td data-bbox="439 617 1199 709">(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> <hr/> <p>⁶⁰ 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>⁶¹ 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。） ・ <u>動作可能性</u>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>⁶² 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>⁶³ 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>⁶⁴ 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>⁶⁵ 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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価 	改善措置活動の実効性	(1)問題の特定 ⁶⁰ (2)問題の重要度分類及び評価 ⁶¹ (3)是正処置 ⁶²	他施設における運転経験及び知見の活用 ⁶³		マネジメントレビュー等の自己評価及び監査 ⁶⁴	(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 ⁶⁵	(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 300 2466 709"> <tr> <td data-bbox="1371 300 1706 436">改善措置活動の実効性</td> <td data-bbox="1706 300 2466 436">(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 436 1706 527">他施設における運転経験及び知見の活用⁵⁸</td> <td data-bbox="1706 436 2466 527"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1371 527 1706 617">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 527 2466 617">(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 617 1706 709">安全文化の育成と維持に関する活動⁶⁰</td> <td data-bbox="1706 617 2466 709">(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> <hr/> <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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。） ・ <u>オペラビリティ</u>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>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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況 安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価 	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>記載の適正化</p>
改善措置活動の実効性	(1)問題の特定 ⁶⁰ (2)問題の重要度分類及び評価 ⁶¹ (3)是正処置 ⁶²																	
他施設における運転経験及び知見の活用 ⁶³																		
マネジメントレビュー等の自己評価及び監査 ⁶⁴	(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 ⁶⁵	(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																	

改正後

改正前

改正理由

別添4 原子力規制検査報告書作成時チェックシート

(新設)

確認項目	確認
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」を検査名に続けて隅付き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文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)	

改正後	改正前	改正理由						
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="166 212 1193 344"> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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> (④については、検査指摘事項の重要度評価等の箇所のみ記載する。) </td> <td data-bbox="1193 212 1282 344"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="166 344 1193 394"> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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="1193 344 1282 394"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="166 394 1193 485"> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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及び原子力安全を維持することに影響を与えているとした理由を適切に記載しているか</u> </td> <td data-bbox="1193 394 1282 485"></td> </tr> </table>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <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> (④については、検査指摘事項の重要度評価等の箇所のみ記載する。) 		<ul style="list-style-type: none"> ・ <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> 		<ul style="list-style-type: none"> ・ <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及び原子力安全を維持することに影響を与えているとした理由を適切に記載しているか</u> 			
<ul style="list-style-type: none"> ・ <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> (④については、検査指摘事項の重要度評価等の箇所のみ記載する。) 								
<ul style="list-style-type: none"> ・ <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> 								
<ul style="list-style-type: none"> ・ <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及び原子力安全を維持することに影響を与えているとした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>違反の深刻度を評価し、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。違反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。</u></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>検査指摘事項等の深刻度を評価し、重要度及び深刻度を踏まえた規制措置（※1）</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>検査指摘事項等の深刻度の評価及び規制措置を立案することにより、この決定に資する。法令違反等の特定から規制措置の決定に至るまでのプロセスの明確化により、被規制者が法令遵守の重要性を認識し、違反に対する是正処置を迅速かつ適切に実施することが期待される。</u></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>

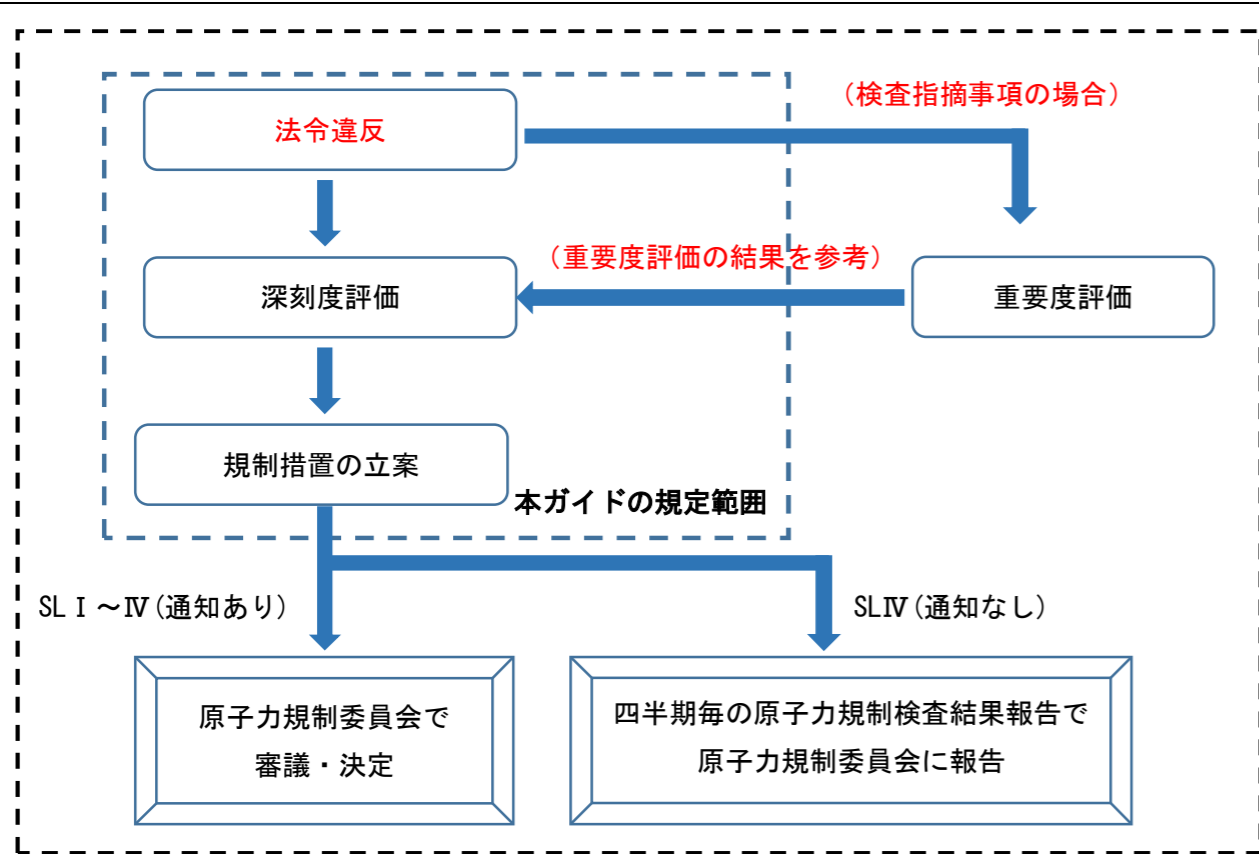


図1 規制措置の決定フロー

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

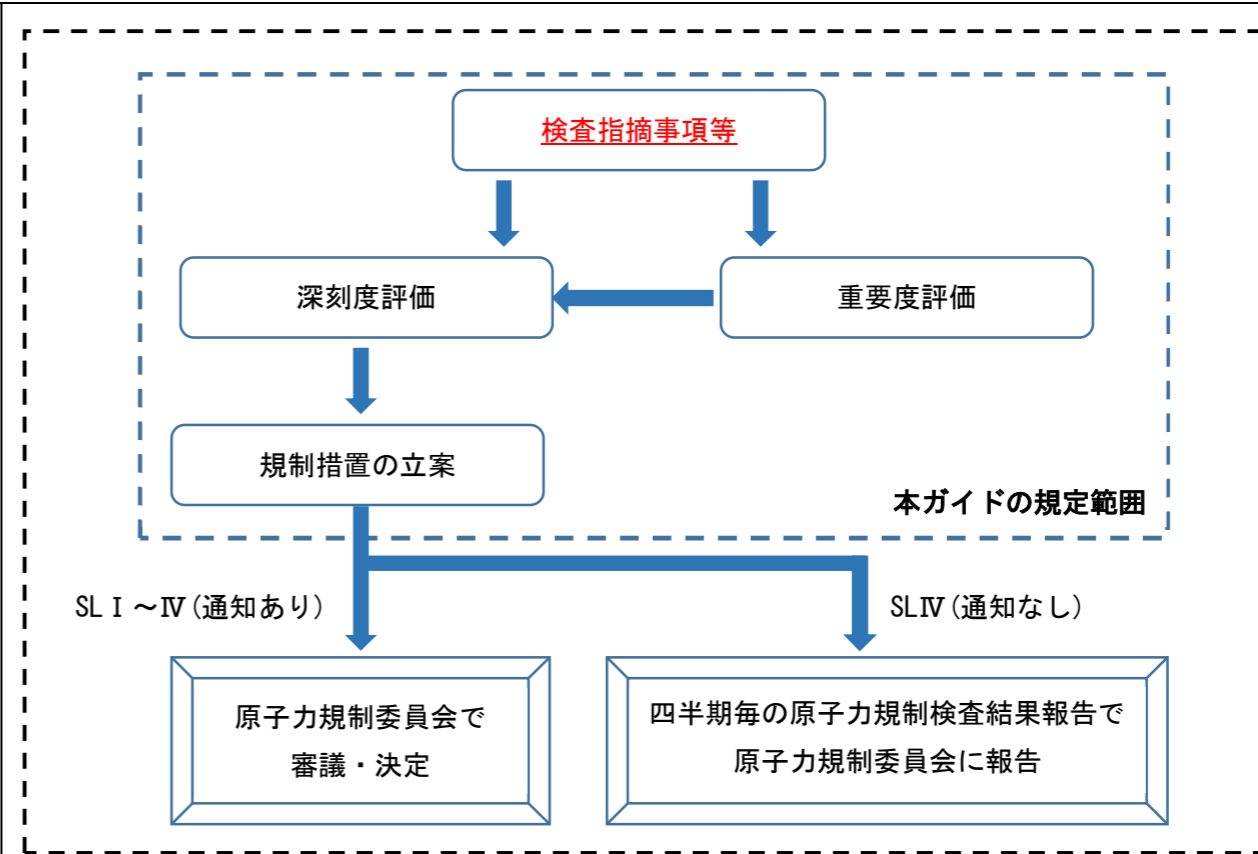


図1 規制措置の決定フロー

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

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。

記載の適正化

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>f.</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、<u>「緑」（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>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検査指摘事項等に対し、<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、<u>「緑」</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>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
-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

(3) SL I から SL III 及び SL IV (通知あり)

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ことや、公開会合等において是正処置の状況等の確認を行うことなどを検討する。

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>			

(3) SL I から SL III 及び SL IV (通知あり)

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ことや、公開会合等において是正処置の状況等の確認を行うことなどを検討する。

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
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 (G10007_附属書5_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1 適用範囲 3</p> <p>2 <u>重要度評価</u>の手順..... 3</p> <p>3 火災防護に関する<u>重要度評価</u>（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<u>重要度評価</u>（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<u>重要度評価プロセスワークシート</u> 22</p> <p>添付2 劣化評価指針 28</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 (G10007_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 <u>安全重要度評価</u>の手順..... 3</p> <p>3 火災防護に関する<u>安全重要度評価</u>（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<u>安全重要度評価</u>（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<u>安全重要度評価プロセスワークシート</u> 22</p> <p>添付2 劣化評価指針 28</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</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<u>検査指摘事項</u>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<u>重要度</u>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 <u>重要度評価</u>の手順</p> <p>火災防護に関する<u>重要度評価</u>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<u>重要度</u>（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>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<u>安全重要度評価の対象となった検査指摘事項</u>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<u>安全重要度</u>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 <u>安全重要度評価</u>の手順</p> <p>火災防護に関する<u>安全重要度評価</u>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<u>安全重要度</u>（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>記載の簡素化 記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>

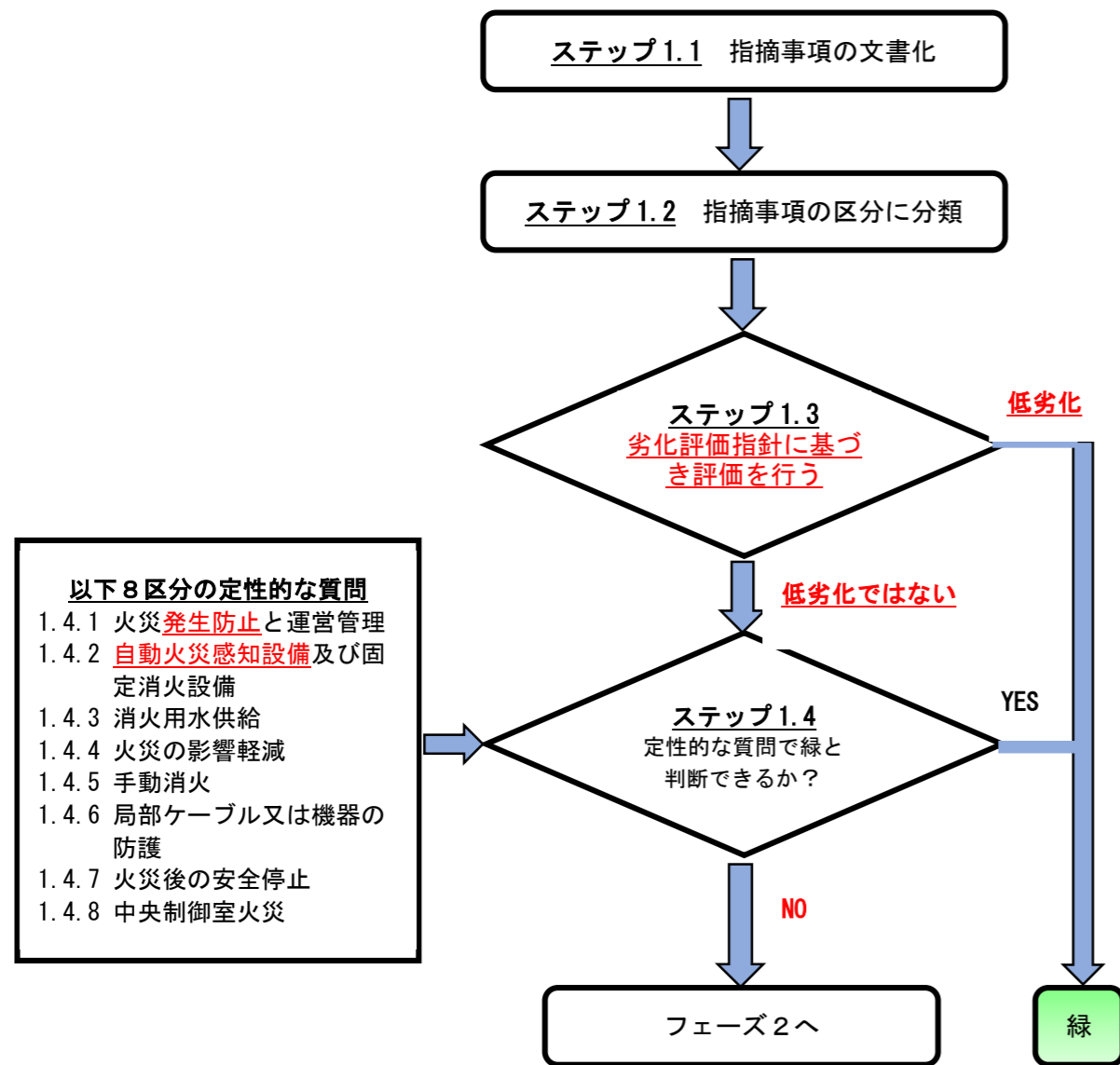
フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を
用いた定量的な手法に基づき **重要度評価** を行う。

3 火災防護に関する**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**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**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。



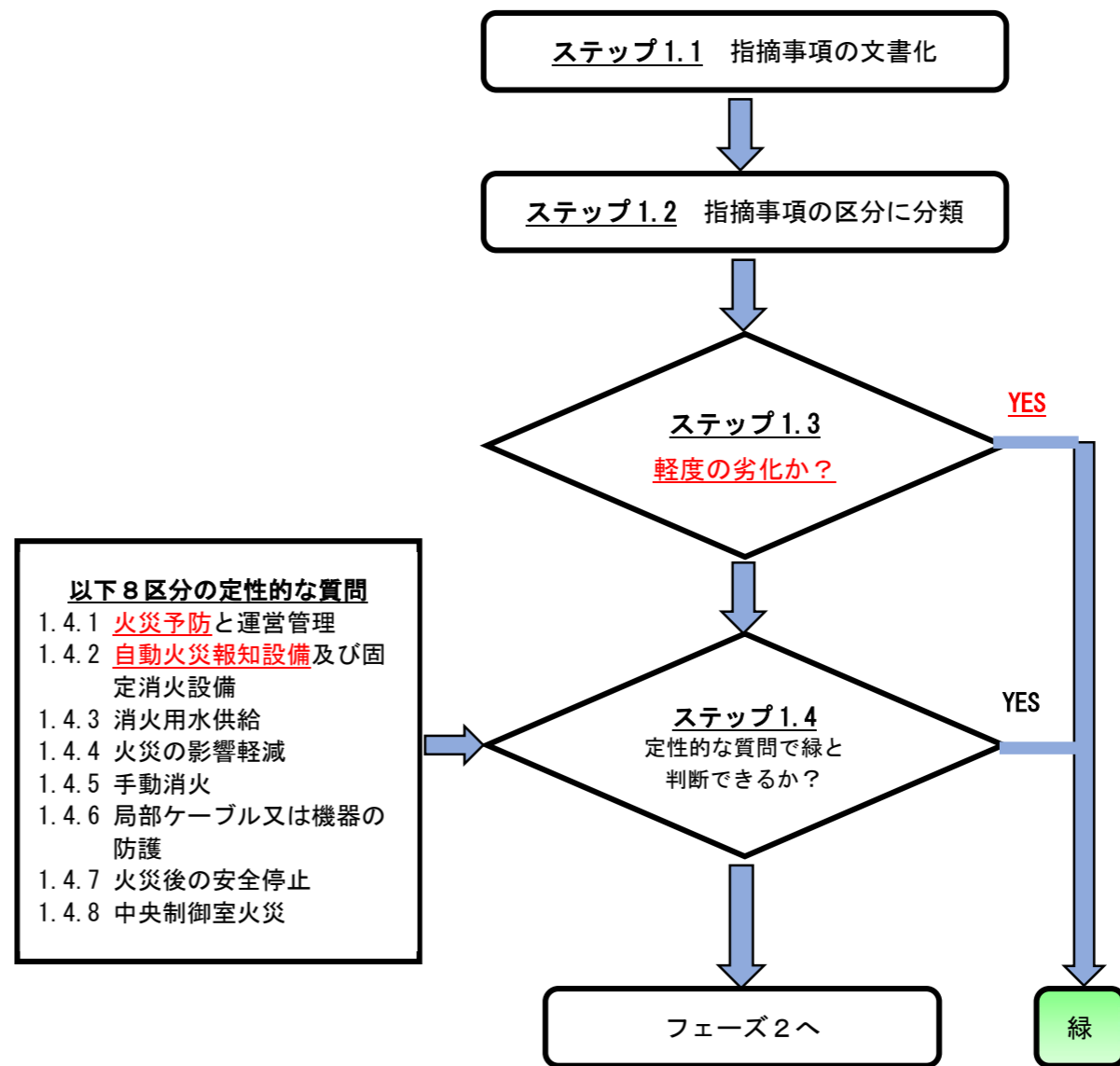
フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を
用いた定量的な手法に基づき **安全重要度評価** を行う。

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。



記載の適正化（表現
の統一）

記載の適正化（表現
の統一）

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

記載の適正化

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

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

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

ステップ1.1: 検査指摘事項の概要を記載

検査指摘事項の概要を添付1ワークシートに記載する。

ステップ1.2: 検査指摘事項の区分を指定

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

表1 火災防護における検査指摘事項の区分

指摘事項の区分	各区分において適用される要素
1.4.1 火災発生防止と運営管理	<ul style="list-style-type: none"> ● 施設の可燃性材料を管理するプログラム ● 作業許可に関するプログラム等、その他運営に関するプログラム ● 火気使用作業時における火災監視 ● 定期的な火災監視 ● 防火訓練等の訓練プログラム
1.4.2 自動火災感知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災感知設備 ● 火災消火設備（自動又は固定） ● 自動火災防護設備の停止や代替措置として取り付けられた火災感知器
1.4.3 消火用水供給	<ul style="list-style-type: none"> ● 消火ポンプ ● 構内の配管 ● 水源

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

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（感知に表現を統一、設備に表現を統一）

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**重要度**（緑）であるかを決定する。以下 8 つの検査指摘事項区分それぞれに**スクリーニング質問**を設定する。

- 火災の**発生防止**
 - 1.4.1. **火災発生防止**と運営管理
- 発生した火災の迅速な**感知**及び消火
 - 1.4.2. 自動火災**感知設備**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**を設定する。

- 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

記載の適正化（表現の統一）
誤記訂正
記載の適正化（表現の統一、感知に表現を統一）

<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: 火災発生防止と運営管理</p> <p>1.4.1-A 質問: 検査指摘事項は、火災の発生の可能性を高める、火災感知を遅らせる、又は許認可で認められた安全停止の手段に悪影響を及ぼすようなこれまでに評価されていたよりもさらに重大な火災に至りうるものか。 ○Yes—次の質問へ。 ○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>1.4.1-B 質問: 検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備が適切に整った1つの火災区画又は火災区域に悪影響を及ぼすか。 ○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設備は、安全停止に必要な機器を保護する設備の機能に悪影響を及ぼすか。 ○Yes—フェーズ2へ。 ○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p> <p>ステップ1.4.3: 消火用水供給</p> <p>1.4.3-A 質問: 安全停止に必要な機器を保護するために適切な消火水流量(必要圧力での流量)が施設内で最も厳しい場所においても確保されるか。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ2へ。</p>	<p>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>記載の適正化</p> <p>主旨の明確化</p> <p>記載の適正化(「区域」とは火災区画又は区域であることを明確化)</p> <p>感知に表現を統一</p> <p>記載の適正化(表題と表現を統一)</p> <p>分かり易い表現とした</p>
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

<p>ステップ 1.4.4：火災の影響軽減</p> <p>1.4.4-A 質問：<u>当該火災区域にある可燃物の量</u>や安全停止に必要な機器の位置を<u>考慮しても、その火災影響軽減機能の劣化は</u>、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<u>防止を含む</u>）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：<u>火災の影響軽減機能</u>を維持できる<u>自動消火設備</u>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：<u>検査指摘事項は</u>、防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、<u>防火扉の閉止機能</u>に影響しなかった場合、<u>その防火扉</u>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：<u>火災の影響軽減機能</u>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）に拡がった場合、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、<u>火災の影響軽減機能</u>（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災拡散によって影響を受けるほど、安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。</p> <p>○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○Yes—フェーズ 2 へ。</p>	<p>ステップ 1.4.4：火災の影響軽減</p> <p>1.4.4-A 質問：<u>火災区域にある</u>安全停止に必要な機器の位置を<u>考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により</u>、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<u>防止など</u>）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：<u>火災閉じ込め機能</u>を維持できる<u>自動消火システム</u>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：<u>検査指摘事項が</u>防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、<u>防火扉を正しく閉め機能</u>に影響しなかった場合、<u>防火扉</u>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：<u>火災閉じ込め機能</u>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）に拡がった場合、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、<u>火災閉じ込め要素</u>（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災拡散によって、影響を受けるほど安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。</p> <p>○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○Yes—フェーズ 2 へ。</p>	<p>記載の適正化（閉じ込めは影響軽減に統一） 運用の明確化（IMC0609AppendixF（以下、IMC という。）に従い可燃物量を追加）</p> <p>記載の適正化（閉じ込めは影響軽減に統一） 設備に表現を統一</p> <p>誤記修正</p> <p>記載の適正化（閉じ込めは影響軽減に統一）「要素」は「機能」に表現を統一</p> <p>運用の明確化（IMC に従い表現を見直し）</p> <p>記載の適正化</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、<u>火災発生前の火災防護計画</u>に関連するか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—次の質問へ。</p> <p>1.4.5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、<u>適切な</u>自動又は手動消火設備により保護されているか？</p>	<p>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、<u>火災防護計画</u>に関連するか。</p> <p>○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—次の質問へ。</p> <p>1.4.5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、<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。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 5-D 質問：消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止に重要な機器が悪影響を<u>受けな</u> <u>いように代替の手動消火</u>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。</p> <p>ステップ 1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護</p> <p>1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、適切な火災の自動感知及び消火設備によって保護されているか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 6-B 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、設備に被害が及ぶ前に消火できる適切な<u>自動火災感知設備</u>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。</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。 ○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. 7-B 質問：<u>検査指摘事項による</u>影響は、<u>許認可で認められた安全停止に至る成功パス</u>には必要とされない機器に限定されるか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 7-C 質問：検査指摘事項は、<u>許認可で認められた安全停止に至る成功パス</u>を<u>用いて</u>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。</p> <p>ステップ 1. 4. 8：中央制御室火災</p> <p>注：このセクションは中央制御室に 440V 以上の機器が存在しない場合のみ適用される。</p> <p>1. 4. 8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された 2 <u>台</u>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、<u>制御盤内の配線は認定された方法（民間規格等）で配線されており、かつこれらの</u>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. 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<u>受けな</u> <u>いような方法で消火できる</u>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。</p> <p>ステップ 1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護</p> <p>1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、適切な火災の自動感知及び消火設備によって防護されているか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 6-B 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、標的に被害が及ぶ前に消火できる適切な<u>自動火災報知設備</u>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。</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。 ○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. 7-B 質問：<u>検査指摘事項の</u>影響は、<u>信用のある安全停止成功パス</u>には必要とされない機器に限定されるか。 ○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No－次の質問へ。</p> <p>1. 4. 7-C 質問：検査指摘事項は、<u>信用ある安全停止成功パス</u>を<u>用いた</u>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。</p> <p>ステップ 1. 4. 8：中央制御室火災</p> <p>注：このセクションは中央制御室に 440V 以上の機器が存在しない場合のみ適用される。</p> <p>1. 4. 8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された 2 <u>機</u>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、<u>これらの</u>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>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（「感知」に統一）</p> <p>記載の適正化（原文の Credited は「許認可で認められた」に統一。）</p> <p>表現の見直し IMC に従い規定を追記。</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 <u>台</u>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<u>盤内</u>に設置されているか。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—次の質問へ。</p> <p>1. 4. 8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ2へ。</p> <p>4 火災防護に関する <u>重要度評価</u> (フェーズ2)</p> <p>4.1 概要 <u>重要度評価</u>において、火災 PRA が活用できるまでの間、火災の影響評価を事業者が作成した内部事象レベル1 PRA の情報を用いて、定量的に評価する。</p> <p>4.2 定量評価の位置付け 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 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 <u>感知設備</u> 又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー 火災の <u>感知設備</u> 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 <u>感知設備</u> 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 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フローを図4に示す。</p> <p>(4) 詳細評価</p>	<p>○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 <u>機</u>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<u>キャビネット内</u>に設置されているか。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—次の質問へ。</p> <p>1. 4. 8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ2へ。</p> <p>4 火災防護に関する <u>安全重要度評価</u> (フェーズ2)</p> <p>4.1 概要 <u>安全重要度評価</u>において、火災 PRA が活用できるまでの間、火災の影響評価を事業者が作成した内部事象レベル1 PRA の情報を用いて、定量的に評価する。</p> <p>4.2 定量評価の位置付け 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 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 <u>検知設備</u> 又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー 火災の <u>検知設備</u> 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 <u>検知設備</u> 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 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フローを図4に示す。</p> <p>(4) 詳細評価</p>	<p>表現の見直し</p> <p>記載の適正化 (表現の統一)</p> <p>感知に表現を統一</p>
--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------

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

(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>			

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

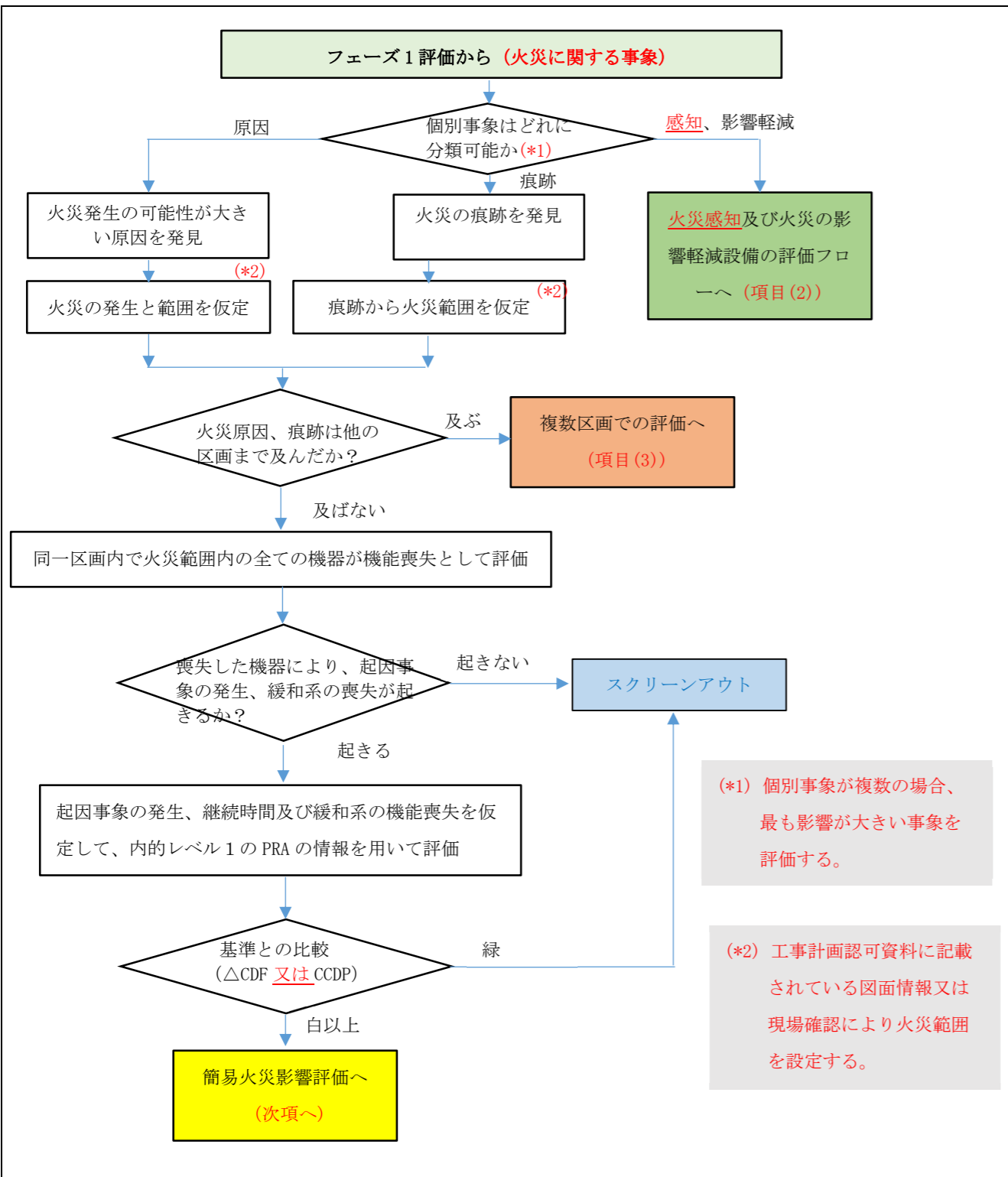


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)

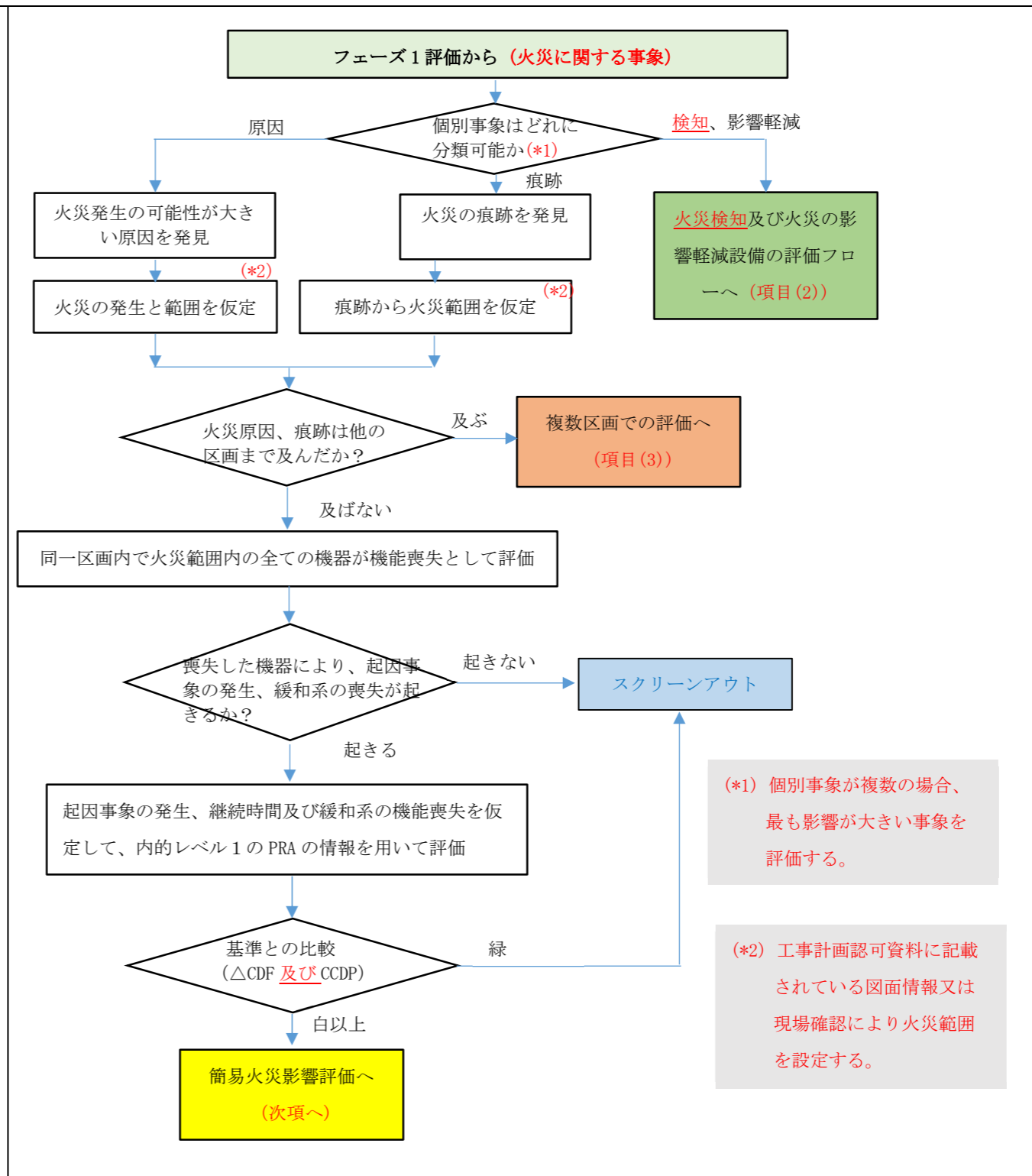


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)

感知に表現を統一

誤記訂正
(火災が発生しなければΔCDF、発生後はCCDPで評価するため)

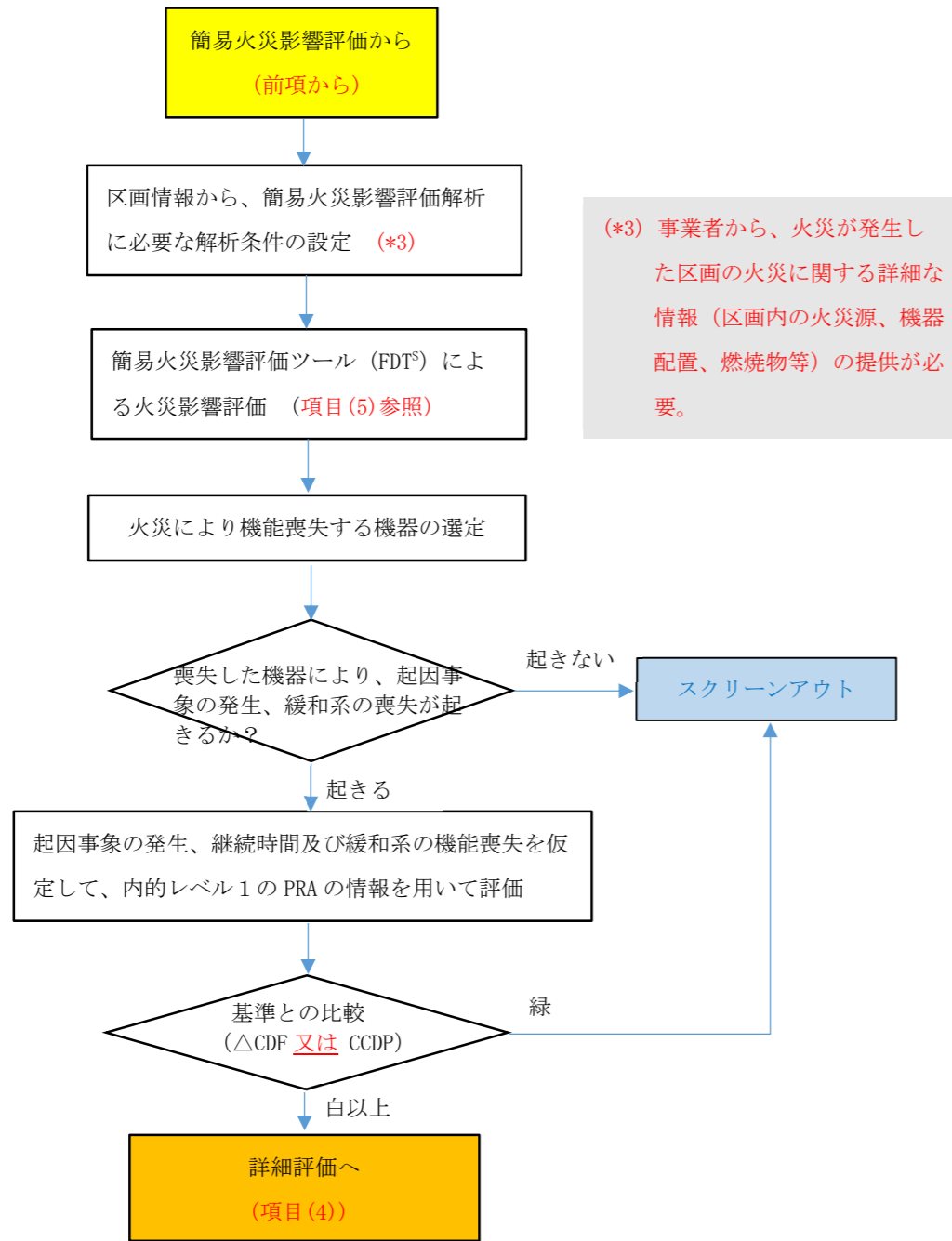


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (2/2)

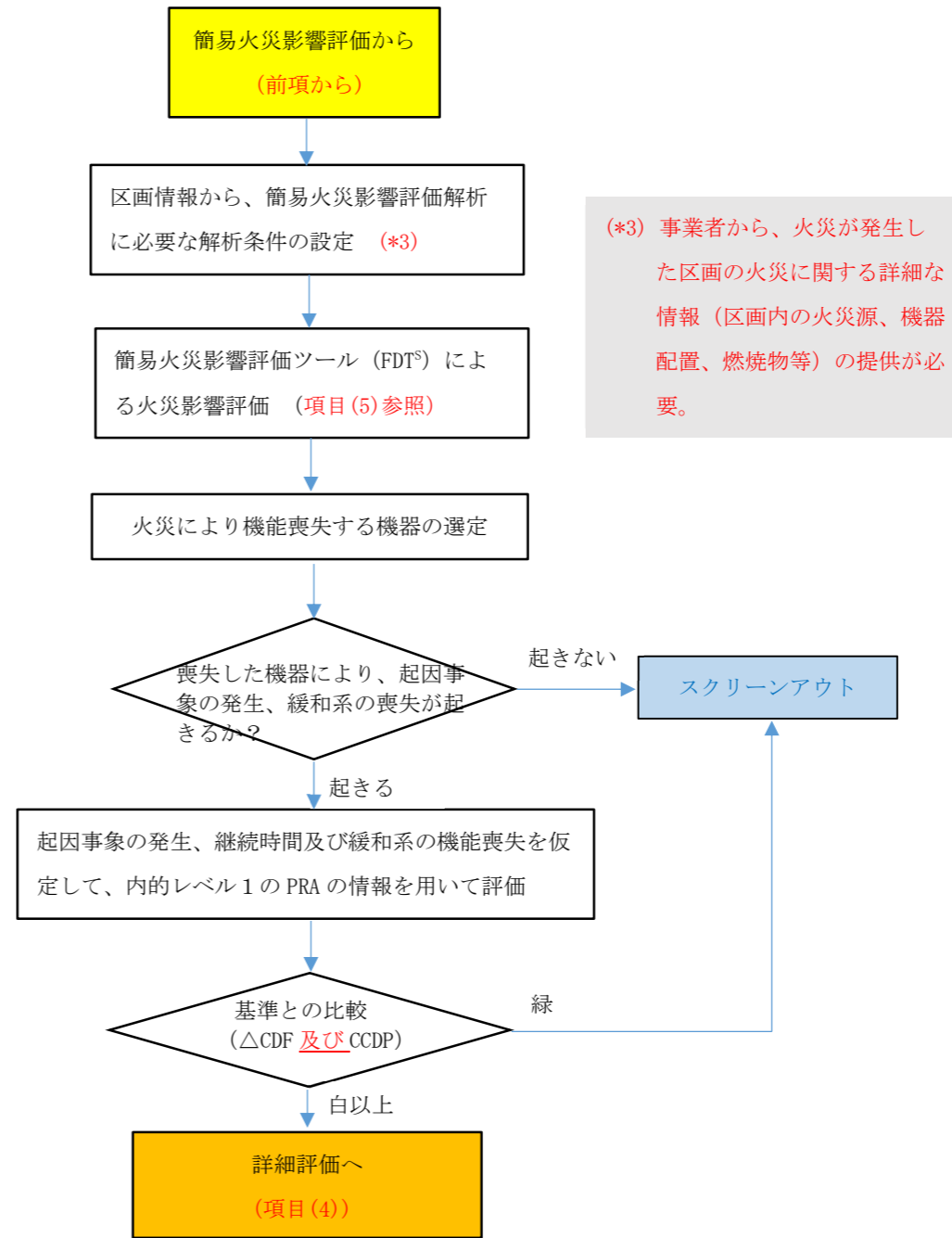


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (2/2)

誤記訂正
(火災が発生しなければΔCDF、発生後はCCDPで評価するため)

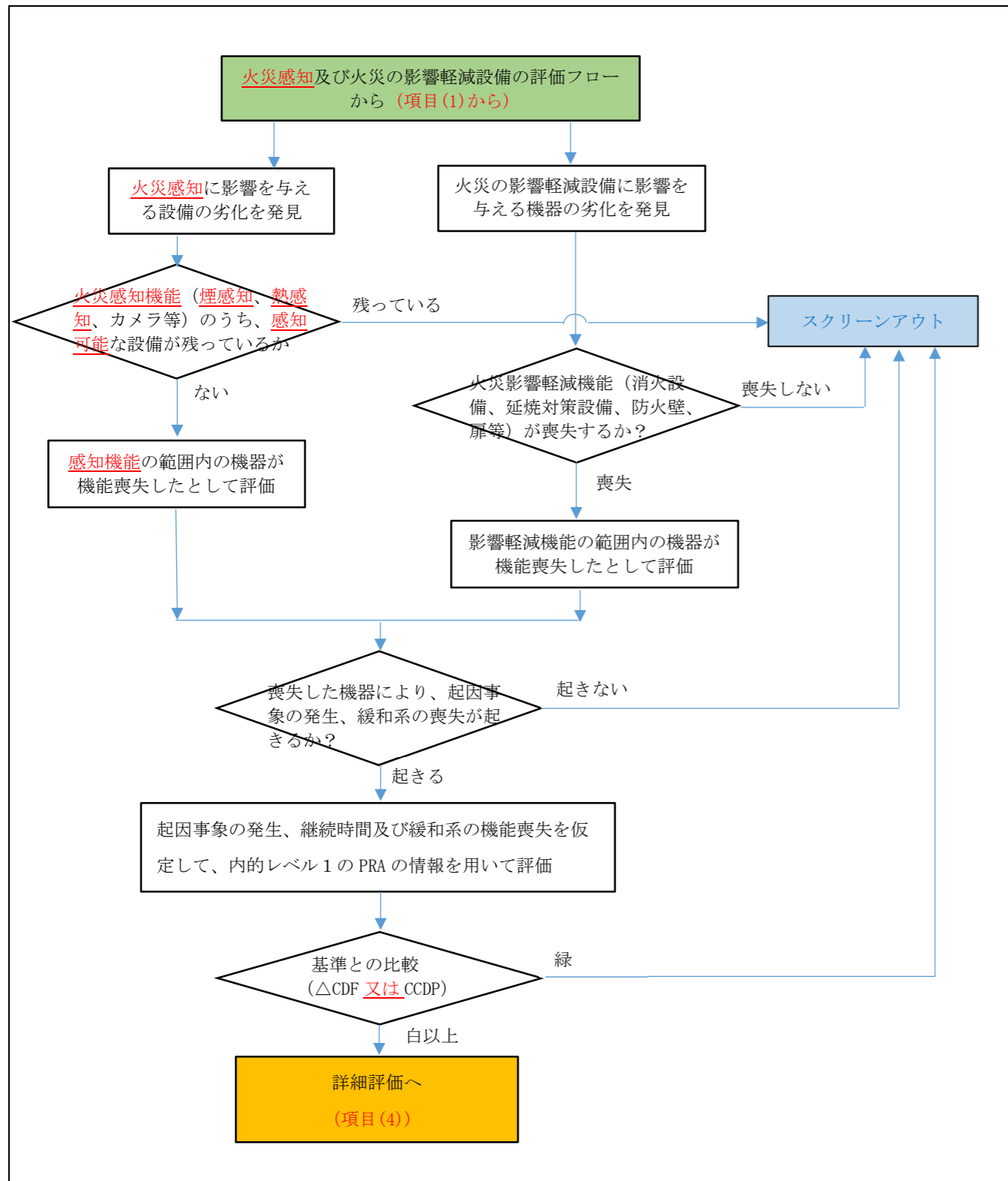


図3 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

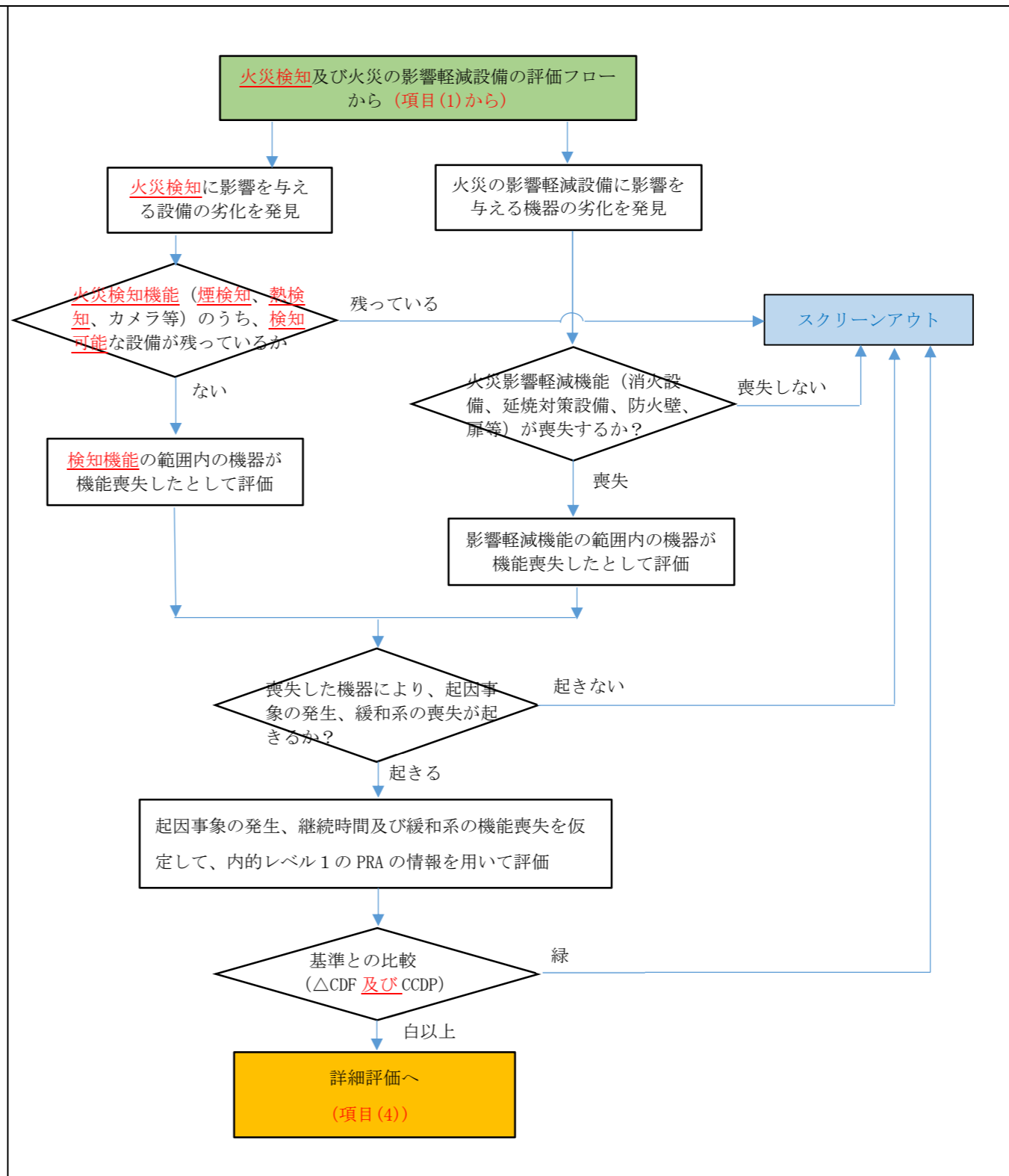


図3 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

感知に表現を統一

誤記訂正
(火災が発生しなければΔCDF、発生後はCCDPで評価するため)

感知に表現を統一

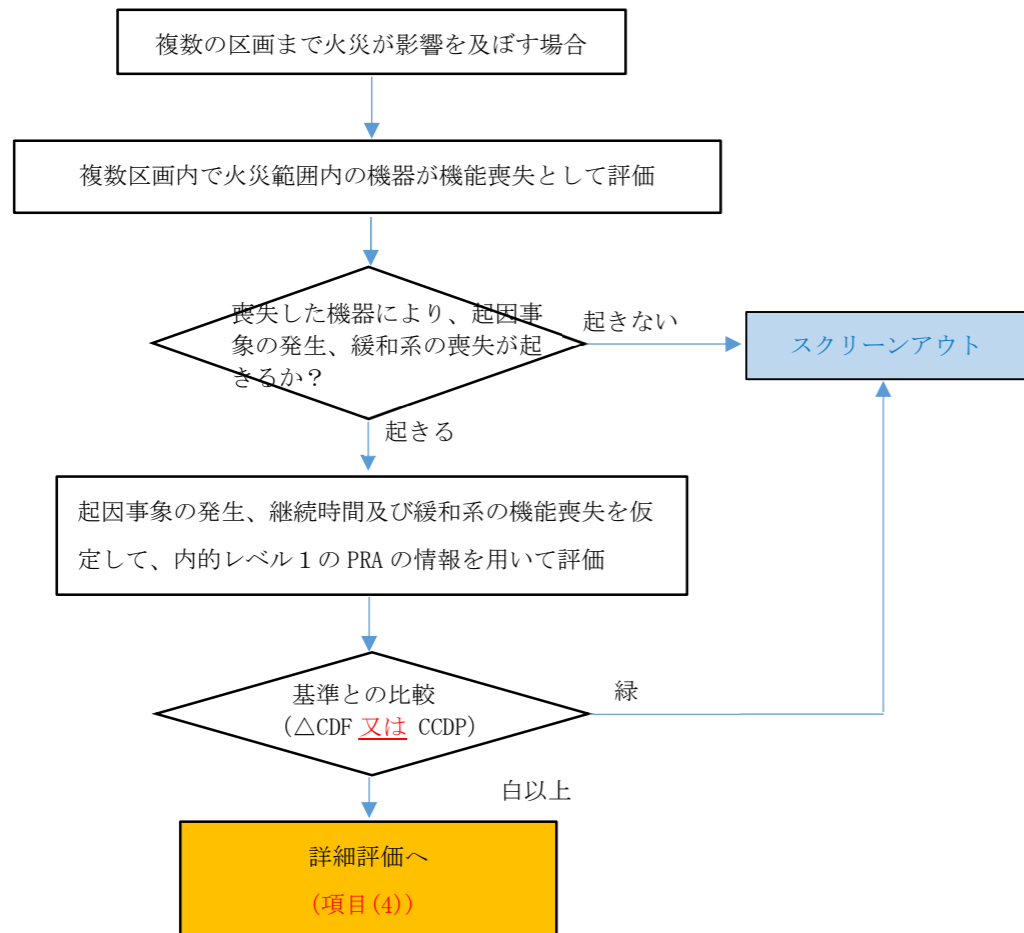


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

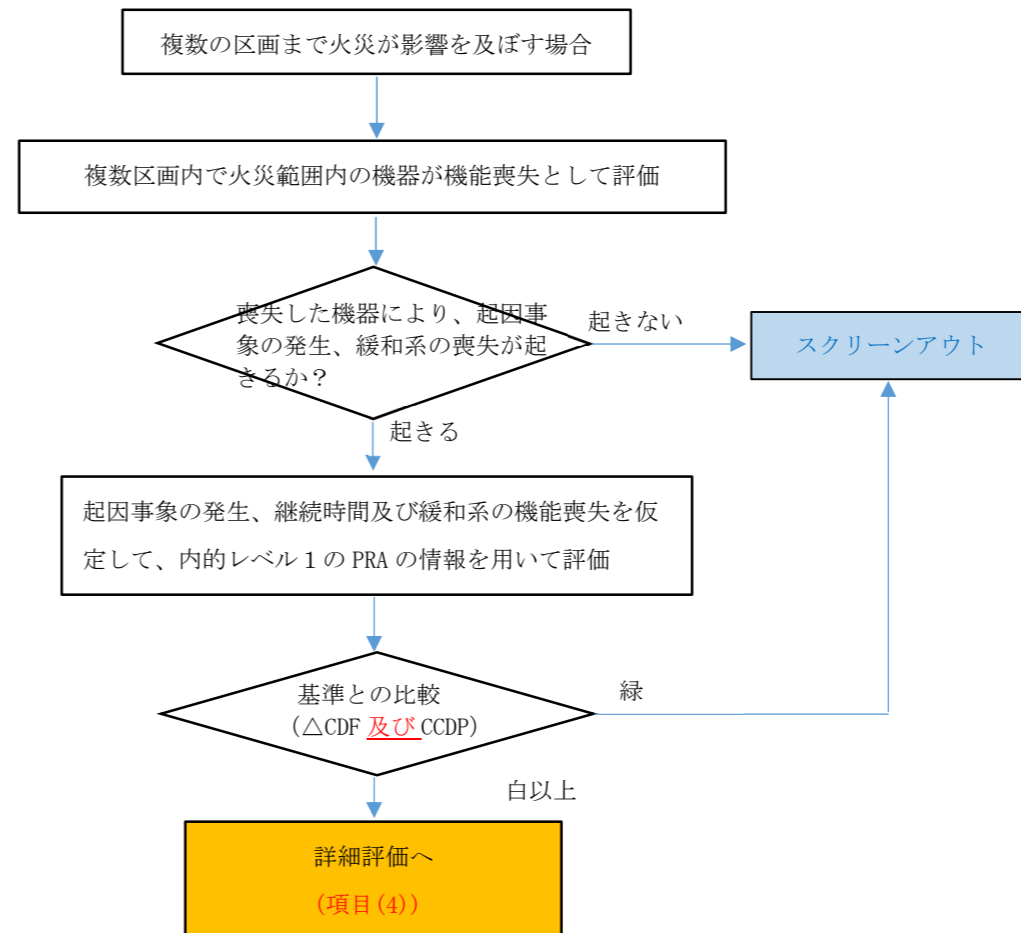


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

誤記訂正
 (火災が発生しなければΔCDF、発生後はCCDPで評価するため)

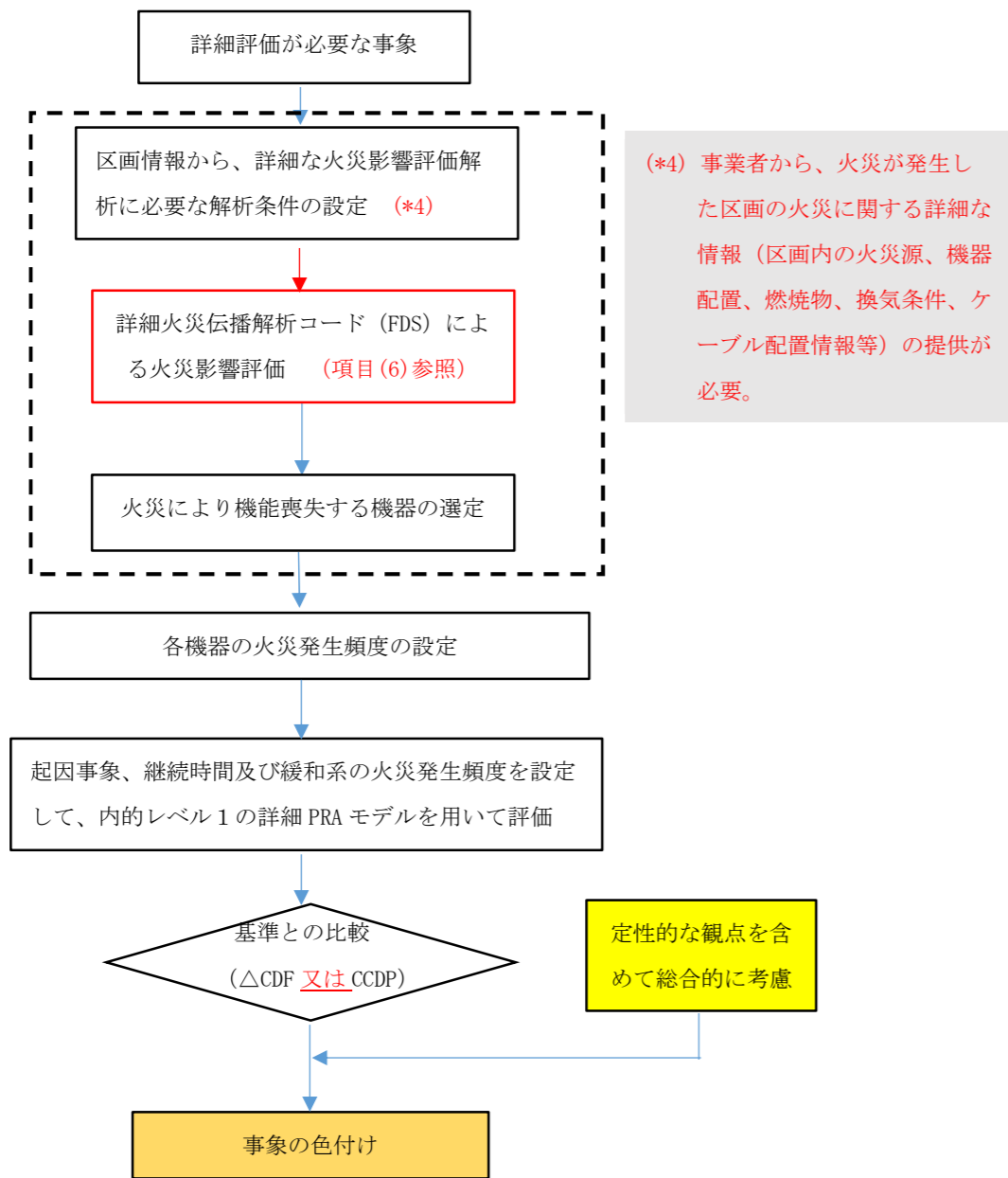


図5 詳細評価の評価フロー

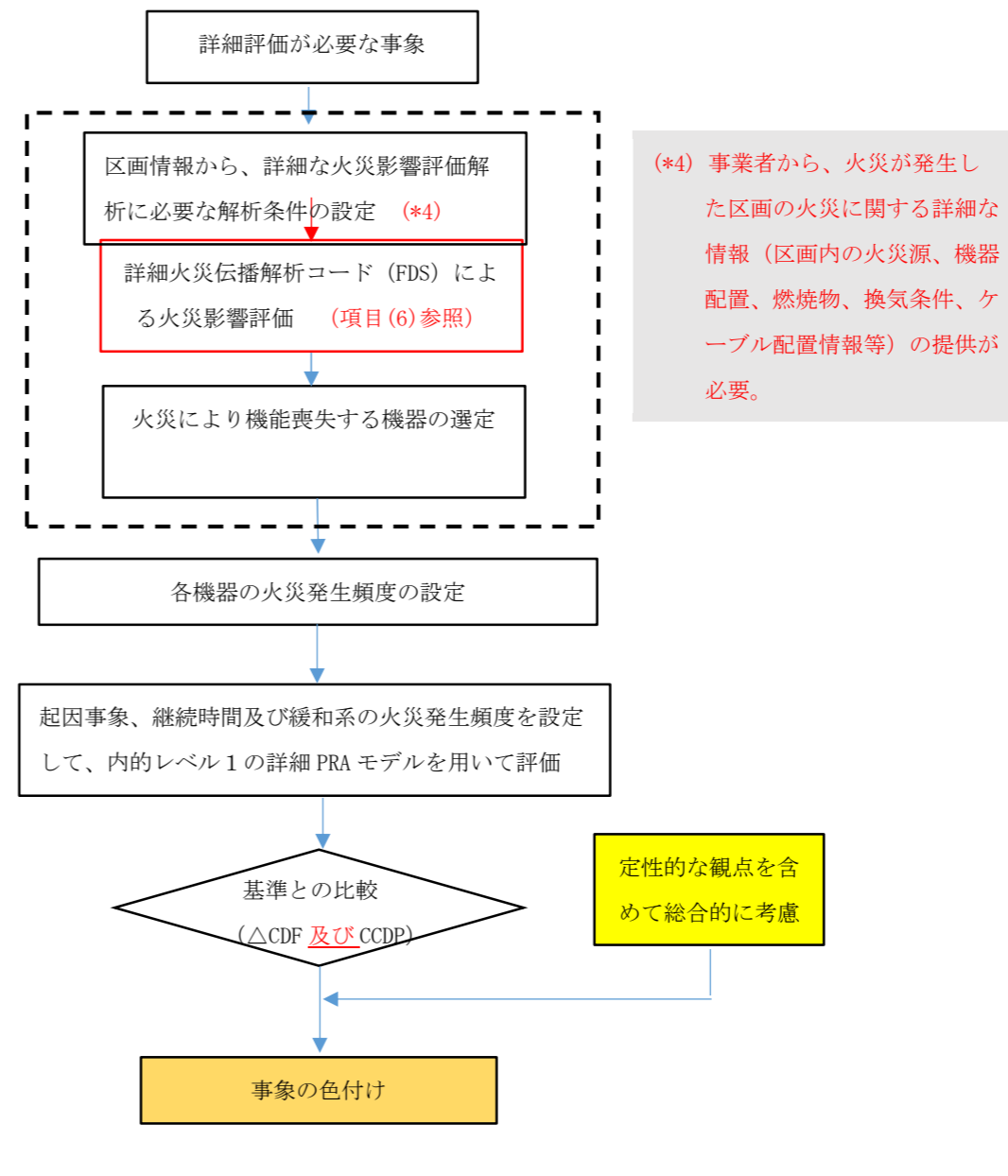


図5 詳細評価の評価フロー

記載の適正化（矢印、枠の位置の修正）

誤記訂正
（火災が発生しなければΔCDF、発生後はCCDPで評価するため）



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_r)	6.90 ft
Interior Lining Thickness (δ)	12.00 in

AMBIENT CONDITIONS

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

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

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES FOR

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



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

Version 1805.1
(English Units)

COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

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

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

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

Compartment Width (w_c)	16.40 ft
Compartment Length (l_c)	16.40 ft
Compartment Height (h_c)	11.48 ft
Vent Width (w_v)	3.28 ft
Vent Height (h_v)	6.90 ft
Top of Vent from Floor (V_r)	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

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_s (°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	414.85	141.85	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		

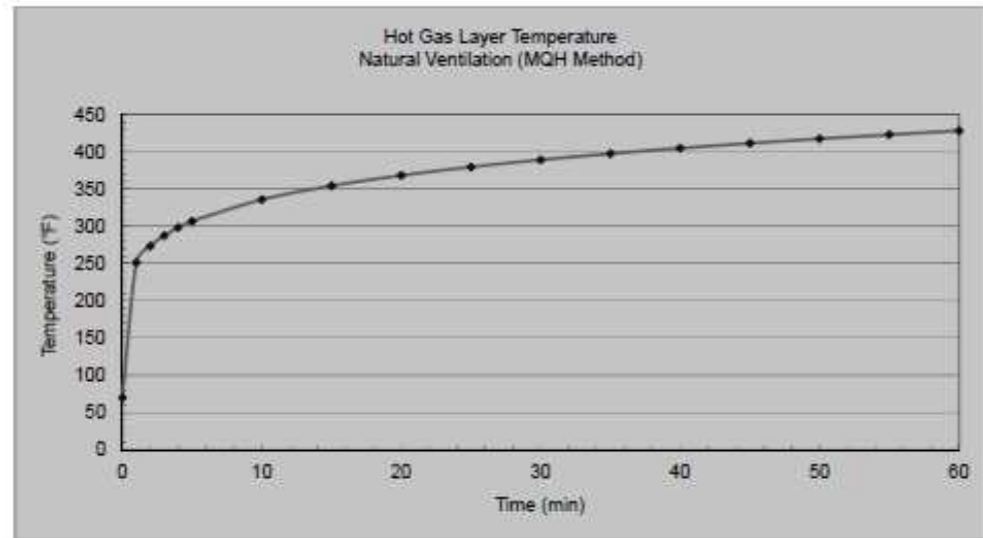


図7 簡易火災影響評価ツール (FDT^S) の解析例



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_s (°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	414.85	141.85	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		

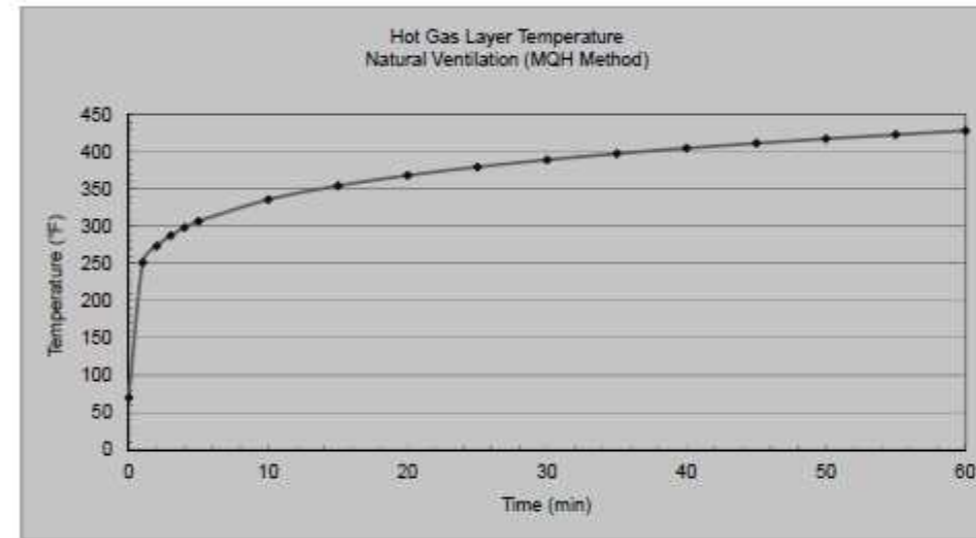


図7 簡易火災影響評価ツール (FDT^S) の解析例

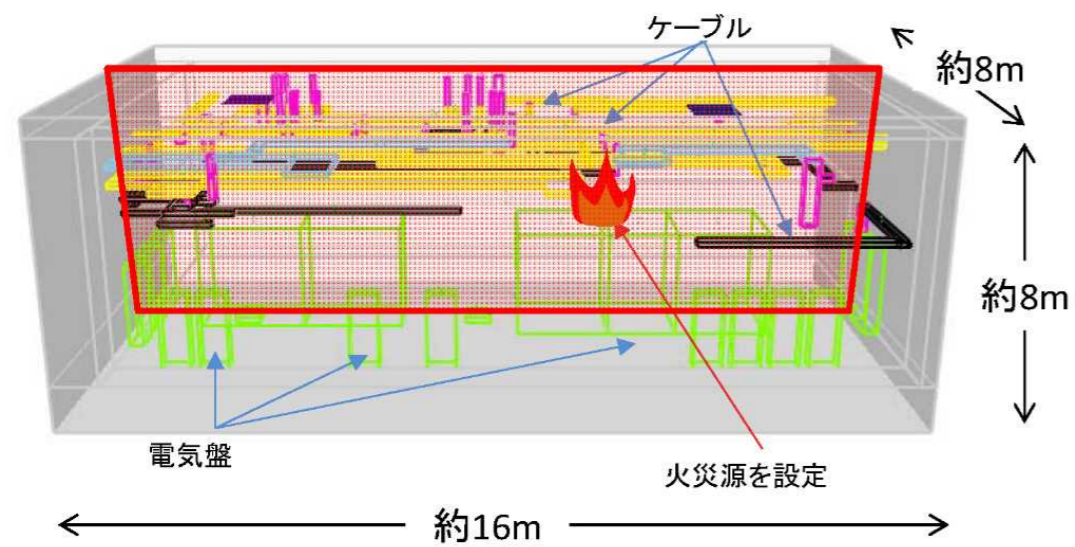


図8 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析モデル例

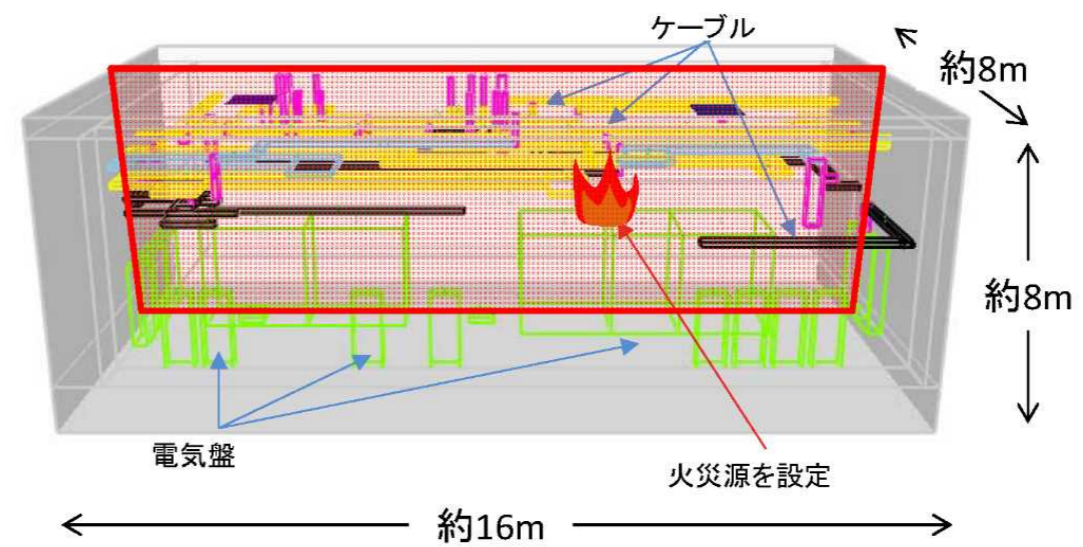


図8 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析モデル例

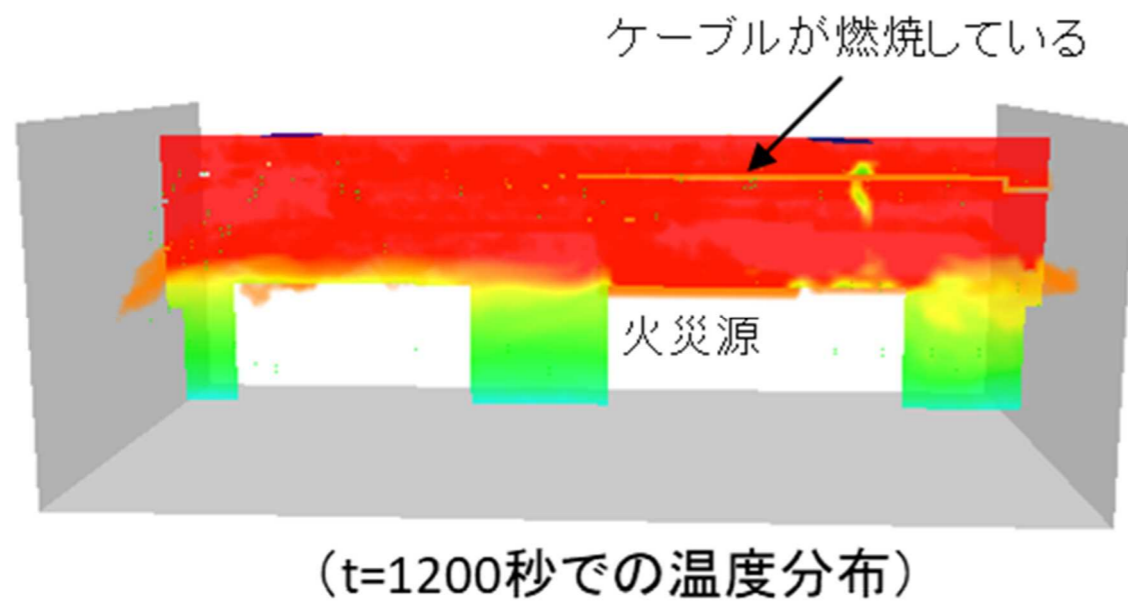


図9 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析結果例

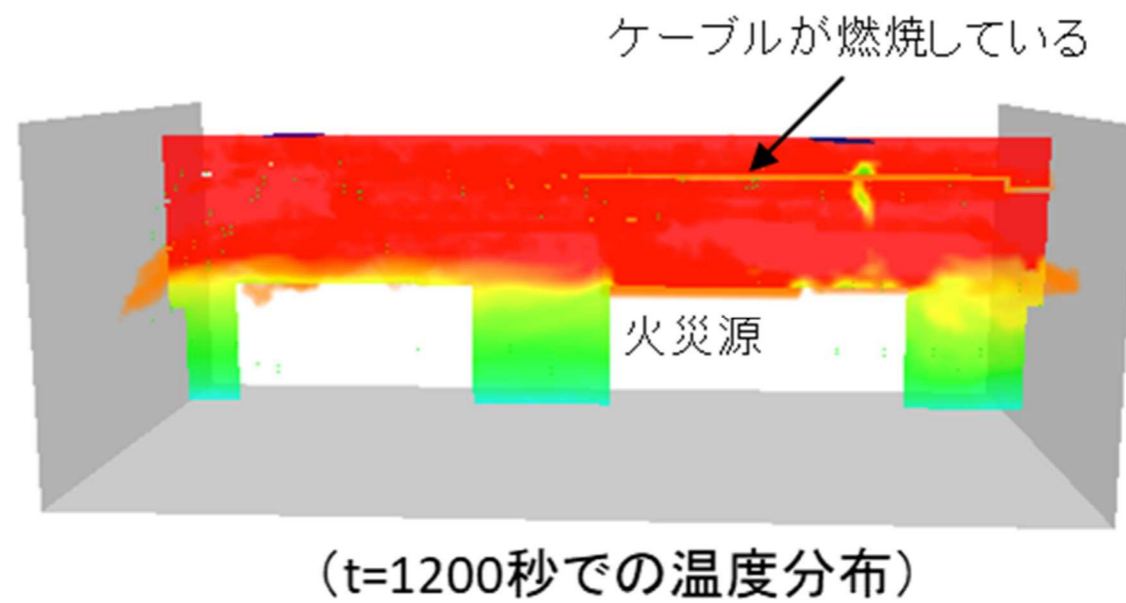


図9 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析結果例

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

(削る)

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。

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。

	<p style="text-align: center;"><u>○No一次の質問へ。</u></p> <p>1. 4. 5-B 質問：<u>検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○No一次の質問へ。</u></p> <p>1. 4. 5-C 質問：<u>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？</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○No一次の質問へ。</u></p> <p>1. 4. 5-D 質問：<u>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</u> <u>いような方法で消火できる手動消火が利用できるか。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Noフェーズ2へ。</u></p> <p style="text-align: center;">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：<u>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> <u>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。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○No一次の質問へ。</u></p> <p>1. 4. 6-B 質問：<u>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> <u>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</u> <u>ているか。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Noフェーズ2へ。</u></p> <p style="text-align: center;">ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止</p> <p>1. 4. 7-A 質問：<u>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</u> <u>なる照明（フラッシュライトなど）を持っているか。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Noフェーズ2へ。</u></p> <p>1. 4. 7-B 質問：<u>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</u> <u>るか。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Yes緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○No一次の質問へ。</u></p> <p>1. 4. 7-C 質問：<u>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</u> <u>状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○Yesフェーズ2へ。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>○No緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</u></p>	
--	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--

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. 火災発生防止と運営管理

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

火気作業の許可又は火災監視規定に対する検査指摘事項

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

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

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

記載の適正化（表現の統一）

<ul style="list-style-type: none"> ◇ 関係する火災又は現場の条件に対応しない消火器だけを配備している（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど） • 火気作業許可が不適切であるが、通常要求される火災防護対策が全て整備されている（適切な設備、訓練された火災監視員など）。 • 火気作業記録保持に関する違反 <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 	<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 	<p>記載の適正化</p>
<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発生防止標準」1999年版のサブセクション 3-3.2にある条件リストから取得。</p>	<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>	<p>記載の適正化（表現の統一）</p>

<p>可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項</p> <p>火災頻度に影響を及ぼす可能性があるのは、仮置き可燃物、特に既存の熱源又は電気エネルギー源からの発火につながるおそれのある可燃物の管理に係る検査指摘事項である。火災頻度の観点から重大とされる仮置き可燃物は、引火点の低い液体（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）と自己発火可燃物（油のついた布等）である。可燃物に加え、喫煙や許可されていないヒーター又は熱源の存在も区画室の火災頻度に悪影響を与えるおそれがある。</p> <p>可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項の劣化評価は、低劣化又は高劣化で示される。低劣化及び高劣化の例は、以下のとおりである：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 施設の規定で許容された量を超えるが、承認された容器に入れられた低引火点の可燃性液体。 • 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 施設の可燃物管理で許容される量を超え、放置され、承認された容器に入っていない低引火点（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）の相当量の可燃性液体 ○ 承認された容器に入っていない油のついた布などの自己発火可燃物 ○ 禁煙場所で最近喫煙のあった痕跡 ○ 区域内の承認されていないヒーター又は熱源 <p>2. 自動火災感知設備及び固定消火設備</p> <p>火災感知器：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 煙又は熱感知器の10%未満が劣化しており（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）、機能している感知器は、気付き事項となっている可燃物のそばにある。（密閉されていない可燃物火災又は引火性液体火災の可能性のある区域には適用しない） ○ 常に要員が配備された区域で、25%未満の感知器（熱又は煙）が劣化した（機能しない、誤って設置した又は設置されていない） • 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 電源オフ ○ システムと互換性のない感知器 ○ 自動火災感知設備の受信盤及び地区音響設備が動作しない、聞き取れない又は機能しない ○ 煙又は熱感知器の10%以上が劣化しており、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある 	<p>可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項</p> <p>火災頻度に影響を及ぼす可能性があるのは、仮置き可燃物、特に既存の熱源又は電気エネルギー源からの発火につながるおそれのある可燃物の管理に係る検査指摘事項である。火災頻度の観点から重大とされる仮置き可燃物は、引火点の低い液体（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）と自己発火可燃物（油のついた布等）である。可燃物に加え、喫煙や許可されていないヒーター又は熱源の存在も区画室の火災頻度に悪影響を与えるおそれがある。</p> <p>可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項の劣化評価は、低劣化又は高劣化で示される。低劣化及び高劣化の例は、以下のとおりである：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 施設の規定で許容された量を超えるが、承認された容器に入れられた低引火点の可燃性液体。 • 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 施設の可燃物管理で許容される量を超え、放置され、承認された容器に入っていない低引火点（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）の相当量の可燃性液体 ○ 承認された容器に入っていない油のついた布などの自己発火可燃物 ○ 禁煙場所で最近喫煙のあった痕跡 ○ 区域内の承認されていないヒーター又は熱源 <p>2. 自動火災報知設備及び固定消火設備</p> <p>火災感知器：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 煙又は熱感知器の10%未満が劣化しており（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある。（非閉じ込め可燃物火災又は引火性液体火災の可能性のある区域には適用しない） ○ 常に要員が配備された区域で、25%未満の感知器（熱又は煙）が劣化した（機能しない、誤って設置した又は設置されていない） • 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 電源オフ ○ システムと互換性のない感知器 ○ 自動火災報知設備の受信盤及び地区音響設備が動作しない、聞き取れない又は機能しない ○ 煙又は熱感知器の10%以上が劣化しており、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある 	<p>感知に表現を統一</p> <p>感知に表現を統一</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------------------------

<p>○ 常に要員が配備された区画で、感知器の 25%以上が劣化している</p> <p>水系消火設備：</p> <ul style="list-style-type: none"> 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ スプリンクラーヘッドの 10%未満が塞がっているか、機能していない ○ 問題の可燃物の 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、<u>中央制御室</u>につながる貫通孔があるシステムは消火に<u>有効かもしれない</u>が、同時に<u>中央制御室</u>からの退去や<u>中央制御室運転員</u>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（<u>中央制御室</u>や<u>中央制御室外原子炉停止盤</u>につながらない） ○ 645 cm³までの天井の穴（<u>中央制御室</u>や<u>中央制御室外原子炉停止盤</u>につながらない） ○ 設計基準の 60 秒を超える<u>設備動作</u>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、<u>制御室</u>につながる貫通孔があるシステムは消火に<u>有効である</u>が、同時に<u>制御室</u>からの退去や<u>制御室運転員</u>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（<u>制御室</u>や<u>遠隔停止区域</u>につながらない） ○ 645 cm³までの天井の穴（<u>制御室</u>や<u>遠隔停止区域</u>につながらない） ○ 設計基準の 60 秒を超える<u>システム動作</u>の遅延 ○ 放射時間が許容値を 25%超えている ○ 試験データの欠如 ○ 試験データが、15 分間の消火ガスの濃度を示している（許可基準では、20 分を要求される場合） ○ 消火薬剤量が、必要数には達していないが、消火ガスの濃度が消炎濃度以上のもの 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 電源オフ 	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>
-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------

<p>○ 消火薬剤量が、必要数には達しておらず、消火ガスの濃度が消炎濃度以下のもの（設計濃度を達成するが、消火ガスの消火機能を維持できない）</p> <p>○ 噴射ヘッドが完全に塞がれていてガスを放出できない（噴射ヘッドの周りが何かで留められている、又は噴射ヘッドが何かで覆われているなど）</p> <p>○ 低劣化区分に指定される以上の壁、床又は天井の穴</p> <p>3. 火災の影響軽減と局所的なケーブル又は機器の防護</p> <p>火災の影響軽減と局所的なケーブル又は機器の防護に係る検査指摘事項を評価する方法（ステップ 1.3 参照）は類似している。この2つの区分は、受動的な火災防護に起こる検査指摘事項に対応している。低劣化又は高劣化の判断は、考慮している火災バリアの種類によって異なる。以下に、確認された劣化が、それぞれの火災バリアの劣化評価とどのような関係があるかについて、例を記載している。評価者は、検討中のバリアに最も合致した火災バリアを選定し、評価を実施しなければならない。</p> <p>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）：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 要求されるシール厚みの 10%未満の紛失 ○ バリア又は機器に予防保全が実施されていない ○ シール深さの 50%未満である 3 mm未満のシール材料の貫通亀裂 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 要求されるシール厚みの 10%以上の紛失 ○ 試験又は評価がされていないシール構成で、フォームの 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 <p>難燃性及び非難燃性板又はブランケット（ミネラルウール又はセラミック繊維など）：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリア材厚さの 10%未満について、喪失又はもともと施工されていない ○ 直径 12mm以下の貫通亀裂 ○ 材料の圧縮 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリア材の設計厚さの 10%以上を紛失、又はもともと施工されていない場所が 38 cm²を超える ○ 直径 12mmより大きい貫通亀裂 	<p>○ 消火薬剤量が、必要数には達しておらず、消火ガスの濃度が消炎濃度以下のもの（設計濃度を達成するが、消火ガスの閉じ込め機能を維持できない）</p> <p>○ 噴射ヘッドが完全に塞がれていてガスを放出できない（噴射ヘッドの周りが何かで留められている、又は噴射ヘッドが何かで覆われているなど）</p> <p>○ 低劣化区分に指定される以上の壁、床又は天井の穴</p> <p>3. 火災の閉じ込めと局所的なケーブル又は機器の防護</p> <p>火災の閉じ込めと局所的なケーブル又は機器の防護に係る検査指摘事項を評価する方法（ステップ 1.3 参照）は類似している。この2つの区分は、受動的な火災防護に起こる検査指摘事項に対応している。低劣化又は高劣化の判断は、考慮している火災バリアの種類によって異なる。以下に、確認された劣化が、それぞれの火災バリアの劣化評価とどのような関係があるかについて、例を記載している。評価者は、検討中のバリアに最も合致した火災バリアを選定し、評価を実施しなければならない。</p> <p>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）：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 要求されるシール厚みの 10%未満の紛失 ○ バリア又は機器に予防保全が実施されていない ○ シール深さの 50%未満である 3 mm未満のシール材料の貫通亀裂 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 要求されるシール厚みの 10%以上の紛失 ○ 試験又は評価がされていないシール構成で、フォームの 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 <p>難燃性及び非難燃性板又はブランケット（ミネラルウール又はセラミック繊維など）：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリア材厚さの 10%未満について、喪失又はもともと施工されていない ○ 直径 12mm以下の貫通亀裂 ○ 材料の圧縮 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリア材の設計厚さの 10%以上を紛失、又はもともと施工されていない場所が 38 cm²を超える ○ 直径 12mmより大きい貫通亀裂 	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------

<ul style="list-style-type: none"> ○ 15 cm未満のラップに入る大型金属製断面サポート又は大型断面ケーブル ○ 試験又は評価がされていないバリア構成 <p>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た 25mm未満の未シールの電線管 • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアの両側の長さに関係なく 25mmを超える未シールの電線管 <p>ウォーターカーテン：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ ヘッドの 10%未満が塞がれ又は詰まったが、隣接するヘッドはどれも詰まっていない • 高劣化 <ul style="list-style-type: none"> ○ 10%超のヘッドが塞がれ若しくは詰まった、又は隣接する 2つのヘッドが塞がれ又は詰まった ○ システムが機能しない 	<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>誤記訂正</p>
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------

<p>放射エネルギー遮蔽：</p> <p>注：放射エネルギー遮蔽が、“評価された”バリア（Darmatt、Interram）の場合、上記から適切なバリアの種類を使用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある火災源の間を完全に塞ぎ、非可燃物である • 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある火災源の間を部分的にしか塞いでいない ○ 可燃性である <p>4. 火災後安全停止</p> <p>火災後安全停止（SSD）に係る検査指摘事項は、手動操作、関連回路の解析、要求回路の解析、誤作動、交互停止、火災対応手順、火災後安全停止解析などの火災後のSSDの運用面における劣化に関連している。</p> <p>火災後SSD検査指摘事項区分は、受動的火災バリア、火災感知器及び消火器などの指定安全停止パスの物理的防護に対する検査指摘事項に対応するものではない。物理的防護機能に対する検査指摘事項は、別の検査指摘事項区分で扱われる。</p> <p>認可取得者の火災後SSDプログラムに対する低劣化及び高劣化の例を以下に示す：</p> <ul style="list-style-type: none"> • 低劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 運転員の経験・熟練度で補完できる軽微な手順上の不備 • 高劣化： <ul style="list-style-type: none"> ○ 火災SSD手順との間の手順上の不一致 ○ 手順で定められたとおりに整備又は設置がされていない設備又は工具 ○ 運転員の火災SSD手順訓練が不完全 ○ 利用可能な要員だけで、規定されたマニュアル措置を実施する可能性が明確でない ○ 火災後SSD解析が不完全 ○ SSD手順で措置が求められる現場が環境上困難な区域にある（低温・高温、高湿度など） ○ 運転員が入手できる又は火災SSD若しくはEOP手順で扱われる情報から、プラント状態を評価できない、又は容易に解釈できない 	<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>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------

<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	
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--

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 <u>重要度評価及び深刻度評価</u> 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<u>公表</u></p> <p><u>なお、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に基づく深刻度評価に係る具体的な事務手順も本ガイドに拠る。</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><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 <u>検査指摘事項の重要度評価</u> 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<u>公表</u></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>見出しの変更による</p> <p>記載の適正化 (GI0004 との整合 (深刻度評価の SERP の実施))</p> <p>記載の適正化</p> <p>運用の明確化 (SERP を原子力安全、核物質防護で 区別して開催する などの会合の運用 を明確化)</p>

<p>(1) 準備</p> <p>a. <u>担当部門は、暫定的な重要度及び深刻度評価並びに規制措置案を検討するため、様式2-1の重要度等評価書の別紙の案を作成する。なお、検査気付き事項の内容によっては、検査指摘事項と異なる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。</u></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<u>場合には、規制措置案についての検討も行う。</u></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、<u>SERP</u>において<u>様式2-1の別紙</u>等に基づき事象、検査指摘事項等の概要並びに<u>重要度及び深刻度</u>の評価結果に関して説明を行う。<u>SERP</u>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<u>SERP</u>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、<u>SERP</u>における<u>重要度及び深刻度</u>の評価結果として、検査指摘事項が「<u>緑</u>」<u>を超える</u>（核燃料施設等においては「<u>追加対応あり</u>」）と判断された場合には、暫定的な<u>重要度及び深刻度評価の結果並びに</u>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、<u>様式2-2に重要度等評価書</u>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> <p>○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</p> <p>○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</p> <p>○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> <p>2.2 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>2.3 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、<u>SERP</u>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、<u>重要度等評価書</u>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. <u>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。</u></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<u>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。</u></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予備会合</u>において<u>重要度評価書案</u>等に基づき事象及び検査指摘事項の概要並びに<u>重要度</u>の評価結果に関して説明を行う。<u>SERP予備会合</u>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<u>SERP予備会合</u>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、<u>SERP予備会合</u>における<u>重要度</u>の評価結果として、検査指摘事項が「<u>緑</u>」<u>以外</u>（核燃料施設等においては「<u>指摘事項（追加対応あり）</u>」）と判断された場合には、暫定的な<u>重要度評価結果及び</u>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、<u>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</u>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> <p>○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</p> <p>○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</p> <p>○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> <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、<u>SERP本会合</u>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、<u>重要度評価書</u>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 （SERPの予備会合等の名称をSERPに統一）</p> <p>記載の適正化 （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> <p>記載の適正化（セクション番号のずれの修正）</p> <p>記載の適正化 （SERPの会合の目的で整理）</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、<u>SERP</u>において<u>重要度等評価書</u>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>重要度等評価書</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>重要度等評価書</u>を添付の上、事業者に通知する。併せて、以下についても通知する。</p> <p>○評価結果について不服がある場合は、通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内に、原子力規制委員会に対して申立てを行うことができる</p> <p>○期限までに申立てがない場合は、通知のあった日付で評価結果を確定すること</p> <p>2.4 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<u>重要度等評価書</u>の修正案を作成する。</p> <p>c. <u>重要度等評価書</u>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<u>重要度等評価書</u>（修正がある場合に限る。）を原子力規制委員会に報告し、了承を得る。</p>	<p>(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>重要度評価書</u>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>c. 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>重要度評価書</u>を添付の上、事業者に通知する。併せて、以下についても通知する。</p> <p>○評価結果について不服がある場合は、通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内に、原子力規制委員会に対して申立てを行うことができる</p> <p>○期限までに申立てがない場合は、通知のあった日付で評価結果を確定すること</p> <p>2.5 申立てのプロセス</p> <p>(1) 判定会合の準備</p> <p>担当部門及び検査評価室は、事業者からの申立てがあった場合には、申立てに対する判定会合で審議を行うための決定書案を作成する。</p> <p>(2) 判定会合の実施</p> <p>担当部門及び検査評価室は、判定会合の実施に先立ち、事業者から申立ての内容について直接聴取するための会合を公開の場（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 <u>SERP 評価書</u>の修正案を作成する。</p> <p>c. <u>SERP 評価書</u>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 <u>SERP 評価書</u>（修正がある場合に限る。）を原子力規制委員会に報告し、了承を得る。</p>	<p>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> <p>記載の適正化（セクション番号のずれの修正）</p> <p>運用の明確化 （SERP の会合名称を整理）</p> <p>記載の適正化</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<u>重要度等評価書</u>（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。</p> <p>様式2-1 重要度等評価書</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 [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評価に関するガイド</u>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 SERP での審議の結果、重要度を「〇」/深刻度レベルを「〇」と評価する。</p> <p>4. 重要度評価等の詳細 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<u>SERP 評価書</u>（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。</p> <p>様式2-1 SERP 評価書</p> <p>原子力規制検査における<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 [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>重要度評価に関するガイド</u>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 SERP での審議の結果、重要度を「〇」/深刻度レベルを「〇」と評価する。</p> <p>4. 重要度評価等の詳細 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>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

<p style="text-align: center;">原子力規制庁原子力規制部 安全規制管理官（〇〇担当） （核物質防護については 「原子力規制庁放射線防護グループ 安全規制管理官（〇〇担当）」）</p> <p style="text-align: center;">[年号] 〇年度原子力規制検査における<u>重要度等</u>の暫定評価について</p> <p>核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 に基づく原子力規制検査において、[年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の<u>重要度等</u>を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。</p> <p>この暫定評価について意見がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により意見聴取会の開催を要求することができます。なお、意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができます。</p> <p>なお、期限までに回答がない場合においては、通知のあった日付でこの暫定評価を最終的な<u>評価</u>とします。</p> <p>様式 2－3 最終評価の通知文</p> <div style="text-align: right; margin-right: 100px;"> 番 号 年 月 日 </div> <p>〇〇株式会社 〇〇 〇〇 殿</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁原子力規制部 安全規制管理官（〇〇担当） （核物質防護については 「原子力規制庁放射線防護グループ 安全規制管理官（〇〇担当）」）</p> <p style="text-align: center;">[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</p>	<p style="text-align: center;">原子力規制庁原子力規制部 安全規制管理官（〇〇担当） （核物質防護については 「原子力規制庁放射線防護グループ 安全規制管理官（〇〇担当）」）</p> <p style="text-align: center;">[年号] 〇年度原子力規制検査における<u>重要度</u>の暫定評価について</p> <p>核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 に基づく原子力規制検査において、[年号] 〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の<u>重要度</u>を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。</p> <p>この暫定評価について意見がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により意見聴取会の開催を要求することができます。なお、意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができます。</p> <p>なお、期限までに回答がない場合においては、通知のあった日付でこの暫定評価を最終的な<u>重要度評価</u>とします。</p> <p>様式 2－3 最終評価の通知文</p> <div style="text-align: right; margin-right: 100px;"> 番 号 年 月 日 </div> <p>〇〇株式会社 〇〇 〇〇 殿</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁原子力規制部 安全規制管理官（〇〇担当） （核物質防護については 「原子力規制庁放射線防護グループ 安全規制管理官（〇〇担当）」）</p> <p style="text-align: center;">[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</p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化</p> <p style="text-align: center;">記載の適正化</p> <p style="text-align: center;">記載の適正化</p>
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

<p>核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 に基づく原子力規制検査において、[年号] ○年○月○日に特定された検査指摘事項の<u>重要度等</u>を別紙のとおり評価したので結果を通知します。</p> <p>この評価結果について不服がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：○月○日まで）に、書面により申立てを行うことができます。</p> <p>様式 2 - 4 判定結果の通知文</p> <p style="text-align: right;">番 号 年 月 日</p> <p>○○株式会社 ○○ ○○ 殿</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁原子力規制部 安全規制管理官（○○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）」）</p> <p style="text-align: center;">重要度<u>等</u>に関する申立てに対する決定について</p> <p>（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<u>等</u>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。</p> <p>3. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）</p> <p>3.1 対応区分の評価基準</p> <p>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（<u>実用発電用原子炉施設</u>）又は表 6 - 2 <u>対応区分（核燃料施設等）</u>に基づき、対応区分を設定する。</p>	<p>核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 61 条の 2 の 2 に基づく原子力規制検査において、[年号] ○年○月○日に特定された検査指摘事項の<u>重要度</u>を別紙のとおり評価したので結果を通知します。</p> <p>この評価結果について不服がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内（期限：○月○日まで）に、書面により申立てを行うことができます。</p> <p>様式 2 - 4 判定結果の通知文</p> <p style="text-align: right;">番 号 年 月 日</p> <p>○○株式会社 ○○ ○○ 殿</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁原子力規制部 安全規制管理官（○○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）」）</p> <p style="text-align: center;">重要度<u>評価</u>に関する申立てに対する決定について</p> <p>（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<u>評価</u>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。</p> <p>3. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）</p> <p>3.1 対応区分の評価基準</p> <p>担当部門は、<u>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</u>対応区分を設定する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化 （重要度等に統一）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（核燃料施設等の対応区分も含めるため、実施要領の表</p>
----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------

<p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>(削る)</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>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<u>検査指摘事項</u>の有無、<u>検査指摘事項</u>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（<u>検査指摘事項</u>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<u>総合的な評価案</u>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、<u>総合的な評価</u>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 <u>総合的な評価結果</u>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<u>指摘事項</u>の有無、<u>指摘事項</u>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（<u>指摘事項</u>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<u>総合評価案</u>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、<u>総合評価</u>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 <u>総合評価結果</u>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																																
基本検査運用ガイド 設計管理 (BM0100_r <u>2</u>) 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課	基本検査運用ガイド 設計管理 (BM0100_r <u>1</u>) 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課	改正に伴う修正																																
1 監視領域 (略)	1 監視領域 (略)																																	
2 検査目的 (略)	2 検査目的 (略)																																	
3 検査要件 (略)	3 検査要件 (略)																																	
4 検査手順 (略)	4 検査手順 (略)																																	
5 検査手引 (略)	5 検査手引 (略)																																	
○改正履歴	○改正履歴																																	
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">改正</th> <th style="width: 10%;">改正日</th> <th style="width: 65%;">改正の概要</th> <th style="width: 20%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">0</td> <td style="text-align: center;">2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1</td> <td></td> <td> ○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 </td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;"><u>2</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		○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>				<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">改正</th> <th style="width: 10%;">改正日</th> <th style="width: 65%;">改正の概要</th> <th style="width: 20%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">0</td> <td style="text-align: center;">2020/04/01</td> <td>施行</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1</td> <td></td> <td> ○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 </td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">(新設)</td> </tr> </tbody> </table>	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		(新設)				
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>																																		
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																																
(新設)																																		
表 1 関連する施行規則条項	表 1 関連する施行規則条項	改正に伴う修正																																

(略)

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。

02 研開炉

(略)

03 試験炉

(略)

04 再処理

(略)

05 加工

(略)

06 貯蔵

(略)

07 管理

(略)

08 埋設

(略)

09 使用(政令該当)

(略)

(略)

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。

02 研開炉

(略)

03 試験炉

(略)

04 再処理

(略)

05 加工

(略)

06 貯蔵

(略)

07 管理

(略)

08 埋設

(略)

09 使用(政令該当)

(略)

運用の明確化(新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)

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;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類:「原子力施設安全」 小分類:「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(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、<u>法第61条の2の2第1項第3号イ</u>で規定されている事項(保安規定)のうち、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;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1. 監視領域 大分類:「原子力施設安全」 小分類:「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(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、<u>法第61条の2の2第1項3号イ</u>で規定されている事項(保安規定)のうち、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<u>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</u>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を決定する。 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。 (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 a. <u>事業者により動作可能性や機能性が正当化されていることを確認するために、事業者の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する。</u> b. <u>事業者による動作可能性</u>や機能性の評価が代替措置に関連している場合、 (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。 (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。 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。 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。 (a) 事故時を想定した条件になっているか (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<u>事前調整</u>(プレコンディショニング)に当たらないか (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 (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 (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。</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<u>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</u>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を決定する。 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。 (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 a. <u>事業者の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。</u> 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、 (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。 (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。 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。 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。 (a) 事故時を想定した条件になっているか (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<u>調整運転</u>(プレコンディショニング)に当たらないか (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 (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 (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。</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> <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>6. 改訂履歴</p> <table border="1" data-bbox="100 1142 1234 1339"> <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><u>1</u></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 関連する施行規則条項 (略)</p> <p>表2 検査要件まとめ表 (略)</p>	改訂	改訂日	改訂の概要	備考	0	2020/04/01	施行		<u>1</u>				<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="1368 1142 2502 1268"> <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 (略)</p> <p>表2 検査要件まとめ表 (略)</p>	改訂	改訂日	改訂の概要	備考	0	2020/04/01	施行		<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																				
<u>1</u>																						
改訂	改訂日	改訂の概要	備考																			
0	2020/04/01	施行																				

基本検査運用ガイド
取替炉心の安全性
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p>基本検査運用ガイド 取替炉心の安全性 (B01050_r2)</p> <p>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) 燃料集合体外観検査（定期事業者検査）の結果を踏まえ、使用可能な燃料を用いて装荷パターンが組まれていること。</p> <p>(2) 解析の評価期間が、最新の運転計画に基づき適切に設定されていること。</p> <p>(3) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、<u>又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</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>基本検査運用ガイド 取替炉心の安全性 (B01050_r1)</p> <p>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) 燃料集合体外観検査（定期事業者検査）の結果を踏まえ、使用可能な燃料を用いて装荷パターンが組まれていること。</p> <p>(2) 解析の評価期間が、最新の運転計画に基づき適切に設定されていること。</p> <p>(3) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているもの、<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（評価手法及び計算コードについて事業者があらかじめ妥当性を確認したものを使用できることを明確化）</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 $1\% \Delta k/k$ 相当である 100ppm 以内を運転上の制限として設定している。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$ 燃料中心温度が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料ペレットの熔融点未満になるように、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比である $F_q(Z)$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ 最小 DNBR が許容限界値以上になるように、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である $F_{\Delta H}^N$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>5.1.2 安全性評価における前提条件</p> <p>(1)解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒の引抜き(原子炉起動)から全挿入(原子炉停止)までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p> <p>(2)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>又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</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 $1\% \Delta k/k$ 相当である 100ppm 以内を運転上の制限として設定している。</p> <p>(2) 熱流束熱水路係数 $F_q(Z)$ 燃料中心温度が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料ペレットの熔融点未満になるように、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比である $F_q(Z)$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$ 最小 DNBR が許容限界値以上になるように、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である $F_{\Delta H}^N$ に運転上の制限を設定している。</p> <p>5.1.2 安全性評価における前提条件</p> <p>(1)解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒の引抜き(原子炉起動)から全挿入(原子炉停止)までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。</p> <p>(2)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追</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>又は事業者が対象の炉心に対してあらかじめ妥当性を確認しているものを使用していること。</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>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>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」に使用する計算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、許可基準の範囲内で運転するために、取替炉心の安全性評価を原子炉設置（変更）許可を受けたところによる安全評価と同様に行った上で、燃料装荷実施計画を定めることを保安規定に定めるよう求めている。</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、事業者が実施した計算コードの妥当性確認の適切性を、原子力規制検査にて確認する方法の例を示すものである。</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 PWR/BWR 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>物理プロセスを表す数学モデルの重要度が評価され、それに応じた信頼性が計算モデルに備わっていること。</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>実機における測定値との比較については、対象の燃料及び炉心に適用できる適切な質及び量のデータにより確認していること。</u></p> <p>(1) <u>臨界実験における測定値</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>実機における測定値</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> 	(新設)	<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> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>臨界ボロン濃度（燃焼に伴う変化の比較を含む）</u> ・ <u>燃料集合体燃焼度</u> </p> <p> b. <u>高温零出力時</u> <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> <p> 3.2.2 不確かさの確認 <u>不確かさを考慮している以下の安全性評価項目について、その不確かさが許容できる不確かさの範囲内であることを確認していること。</u> <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> <p> 3.3 BWR 3.3.1 計算モデルの確認 <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計算コードによる計算値と比較し、計算モデルが当該パラメータを適切に模擬していることを確認していること。</u> <u>実機における測定値との比較については、対象の燃料及び炉心に適用できる適切な質及び量のデータにより確認していること。</u> </p> <p> (1) <u>個別効果試験による測定値</u> <ul style="list-style-type: none"> a <u>臨界試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>集合体内（燃料棒）出力分布</u> ・ <u>中性子増倍率</u> ・ <u>反応度</u> ・ <u>実効遅発中性子割合</u> b <u>ペレット燃焼度照射後試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>燃焼度</u> c <u>限界出力試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>限界出力</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>安定限界出力</u> </p>		

改正後	改正前	改正理由
<p>(2) <u>実機における測定値</u></p> <p>a <u>ガンマスキャン</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ノード出力分布</u> <p>b <u>TIP データ</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ノード出力分布</u> <p>c <u>冷温臨界試験</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>中性子増倍率</u> <p>d <u>制御棒価値測定試験</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>制御棒価値</u> <p>e <u>核熱水力安定性試験</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>減幅比</u> <p>f <u>過渡試験</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉出力（中性子動特性）</u> <p>(3) <u>不確かさが小さいと実証されている計算コードによる計算値</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>集合体内（燃料棒）出力分布</u> ・ <u>中性子増倍率</u> ・ <u>反応度</u> <p>3.3.2 不確かさの確認</p> <p><u>不確かさを考慮している以下の安全性評価項目について、その不確かさが許容できる不確かさの範囲内であることを確認していること。</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>燃料集合体最高燃焼度</u> ・ <u>燃料の出力履歴</u> ・ <u>核熱水力安定性</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>ほう酸水注入時の中性子実効増倍率</u> <p>3.4 計算コードの管理</p> <p>(1) <u>適切な品質管理の下で計算コードが管理されていること。</u></p> <p>(2) <u>他の計算コードとの比較や最新の知見の反映等により継続的改善を図っていること。</u></p>		

改正後				改正前				改正理由
○改正履歴				○改正履歴				改正に伴う修正
改正	改正日	改正の概要	備考	改正	改正日	改正の概要	備考	
0	2020/04/01	施行		0	2020/04/01	施行		
1	2021/04/21	○運用の明確化 ①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	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>								
表1 関連する施行規則条項 (略)				表1 関連する施行規則条項 (略)				
表2 検査要件まとめ表 (略)				表2 検査要件まとめ表 (略)				

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																																															
表1 関連する施行規則条項 <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>				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	表1 関連する施行規則条項 <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>				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	運用の明確化 (「運転シミュレータによる事故対応の訓練状況」をチーム検査から日常検査で実施するように見直し)																							
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																				
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号																																																				
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号																																																				
原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項																																																				
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条	第92条第1項第8号																																																				
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条	第87条第1項第8号																																																				
表2 検査要件まとめ表 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。				表2 検査要件まとめ表 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。																																																			
01 実用炉 <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>				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	01 実用炉 <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>				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																																																		
*：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。				*：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。																																																			
02 研開炉 <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>				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	02 研開炉 <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>				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
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																																																		
*：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。				*：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。																																																			

核物質防護に係る重要度評価に関するガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由																												
核物質防護に係る重要度評価に関するガイド	核物質防護に係る重要度評価に関するガイド																													
原子力規制庁 放射線防護グループ 核セキュリティ部門	原子力規制庁 放射線防護グループ 核セキュリティ部門																													
目次	目次																													
1 目的 2	1 目的 2																													
2 重要度評価の対象 2	2 重要度評価の対象 2																													
3 検査指摘事項の重要度評価手順 2	3 検査指摘事項の重要度評価手順 2																													
添付 1 検査指摘事項の初期評価 5	添付 1 検査指摘事項の初期評価 5																													
添付 2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領 8	添付 2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領 8																													
添付 3 重要度評価の申立て制度 11	添付 3 重要度評価の申立て制度 11																													
附属書 1 : 特定核燃料物質の管理に関する重要度評価ガイド	附属書 1 : 特定核燃料物質の管理に関する重要度評価ガイド																													
附属書 2 : 核物質防護情報の管理に関する重要度評価ガイド	附属書 2 : 核物質防護情報の管理に関する重要度評価ガイド																													
附属書 3 : 核物質防護に関する重要度スクリーニングガイド	附属書 3 : 核物質防護に関する重要度スクリーニングガイド																													
附属書 4 : 管理されていない開口部に関する重要度評価ガイド	附属書 4 : 管理されていない開口部に関する重要度評価ガイド																													
附属書 5 : 防護措置に関する重要度評価ガイド	附属書 5 : 防護措置に関する重要度評価ガイド																													
1～3 (略)	1～3 (略)																													
○ 改正履歴	○ 改正履歴																													
<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>2020/08/16</td> <td>○記載の適正化</td> <td></td> </tr> <tr> <td><u>2</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	2020/08/16	○記載の適正化		<u>2</u>				<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></td> <td>○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		○記載の適正化		改正による修正
改正	改正日	改正の概要	備考																											
0	2020/04/01	施行																												
1	2020/08/16	○記載の適正化																												
<u>2</u>																														
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																												

添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領

1 重要度評価・規制措置会合の開催

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

2 SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 暫定評価のためのSERPの実施

- (1) SERPは、検査指摘事項について「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性があると判断した場合に開催され、重要度を評価するとともに、法令や規制要件等の違反の有無、深刻度及び規制措置についても検討を行う。
- (2) SERPの結果、検査指摘事項の重要度を「緑」（核燃料施設等においては「追加対応なし」）かつ深刻度IVで規制措置不要と判断した場合には、この評価が最終の結果となる。
- (3) 初期評価の結果、「緑」を超えると考えられる検査指摘事項については、本ガイドに沿って重要度評価を行う。評価結果に関しては、「重要度評価等に係る事務手順ガイド」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ことができる。

2.2 評価結果の通知

- (1) SERPにおける重要度評価の結果、「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超えると判断した場合には、暫定的な重要度等の評価結果を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で事業者に対し書面で通知するとともに、必要に応じて最終的に重要度等を評価するための追加情報を要求する。
- (2) その際、以下についても併せて事業者に対し通知する。
 - ✓ 当該重要度評価結果に対して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 （略）

2.4 意見聴取会後のSERPの実施

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

添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領

1 重要度評価・規制措置会合の開催

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

2 SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 予備会合の実施

- (1) 予備会合は、検査指摘事項について「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性があると判断した場合に開催され、重要度を評価するとともに、法令や規制要件等の違反の有無、深刻度及び規制措置についても検討を行う。
- (2) 予備会合の結果、検査指摘事項の重要度を「緑」（核燃料施設等においては追加対応なし）かつ深刻度IVで規制措置不要と判断した場合には、この評価が最終の結果となる。
- (3) 初期評価の結果、「緑」を超えると考えられる検査指摘事項については、本ガイドに沿って重要度評価を行う。評価結果に関しては、「重要度評価等に係る事務手順ガイド」の様式に沿って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ことができる。

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 （略）

2.4 本会合の実施

意見聴取会又は事業者からの意見を踏まえ、重要度評価、深刻度又は重要度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。

記載の適正化（重要度評価等の事務手順運用ガイド（GI0009）との整合性をとるため）

記載の適正化（重要度評価等の事務手順運用ガイド（GI0009）との整合性をとるため）

記載の適正化（重要度評価等の事務手順運用ガイド（GI0009）との整合性をとるため）

記載の適正化（重要度評価等の事務手順運用ガイド（GI0009）との整合性をとるため）

<p>2.5 最終的な評価結果の通知</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（許可取消し又は運転の停止命令、是正措置等命令、核物質防護規定の変更命令、報告徴収命令等）等を含む規制措置を行う場合には、<u>「GI 0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」</u>に沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。</p> <p>4 (略)</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>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（許可取消し又は運転の停止命令、是正措置等命令、核物質防護規定の変更命令、報告徴収命令等）等を含む規制措置を行う場合には、<u>「原子力規制検査における規制措置に関するガイド」</u>に沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。</p> <p>4 (略)</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>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
<p>1 趣旨</p> <p>令和2年4月から施行された改正法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制委員会は、施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、原子力事業者に対する追加検査の要否等を判断することとなる。</p> <p>このため、「緑」を超える<u>可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり」の可能性もある）と読み替える。以下同じ。</u>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、<u>「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」</u>に基づき重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。</p> <p>2 検討事項</p> <p><u>「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」</u>に基づき、以下の事項について検討を行う。</p> <p>(1)「緑」を超える又は<u>「追加対応のあり」の可能性のある</u>検査指摘事項の重要度評価及び<u>深刻度評価</u></p> <p>(2)<u>重要度評価</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 (略)</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<u>可能性がある</u>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、<u>「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」</u>に基づき重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。</p> <p>2 検討事項</p> <p><u>「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」</u>に基づき、以下の事項について検討を行う。</p> <p>(1)「緑」を超える又は<u>追加対応のある</u>検査指摘事項の重要度評価及び<u>深刻度</u></p> <p>(2)<u>重要度評価</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 (略)</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

添付3 重要度評価の申立て制度

1 目的

本文書は、「白」、「黄」又は「赤」とされた検査指摘事項（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の重要度等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、法に基づく原子力規制検査における重要度等評価に関するものであり、行政不服審査法に基づく異議申立てとは異なるものである。

2 申立ての前提

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

- (1) 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。
- (2) 検査官及び評価担当者は、重要度評価ガイドの附属書を用いて検査指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える）を評価。
- (3) 暫定的に評価された検査指摘事項について、SERPにおいて評価が行われている。その後、原子力規制庁は、事業者に暫定的な結果を通知し、意見陳述の機会があることを提示。
- (4) 事業者が、意見陳述を要望した場合は、原子力規制庁は意見を聴取し、追加的な情報を踏まえ評価を変更する必要があるか否かを検討し、最終的な評価結果を通知。

3 申立ての要件

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

- (1) 原子力規制庁による重要度評価等のプロセスが、「GI0007 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド」と一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。
- (2) 施設の設備・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。
- (3) 事業者が意見陳述の時点で整理が間に合わなかった新しい情報がある場合。ただし、新しい情報については、以下のいずれにも該当する場合に考慮される。
 - a. 意見陳述の際に事業者から追加的な新たな情報を整理していることが表明されている
 - b. 新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすことが明らかである
 - c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある

添付3 重要度評価の申立て制度

1 目的

本文書は、「白」、「黄」又は「赤」とされた検査指摘事項（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の重要度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、法に基づく原子力規制検査における重要度評価に関するものであり、行政不服審査法に基づく異議申立てとは異なるものである。

2 申立ての前提

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

- (1) 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。
- (2) 検査官及び評価担当者は、重要度評価ガイドの附属書を用いて検査指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える）を評価。
- (3) 暫定的に評価された検査指摘事項について、重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）において評価が行われている。その後、原子力規制庁は、事業者に暫定的な結果を通知し、意見陳述の機会があることを提示。
- (4) 事業者が、意見陳述を要望した場合は、原子力規制庁は意見を聴取し、追加的な情報を踏まえ評価を変更する必要があるか否かを検討し、最終的な評価結果を通知。

3 申立ての要件

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

- (1) 原子力規制庁による重要度評価のプロセスが、「核物質防護に係る重要度評価に関するガイド」と一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。
- (2) 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。
- (3) 事業者が意見陳述の時点で整理が間に合わなかった新しい情報がある場合。ただし、新しい情報については、以下のいずれにも該当する場合に考慮される。
 - d. 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
 - e. 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
 - f. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

<p>なお、整理に認められる期間については、最終的な<u>重要度評価等の結果</u>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 申立ての用件」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) <u>重要度評価等結果</u>の記載に不十分な点があるため、<u>当該結果</u>についてより詳細な説明が必要</p> <p>(3) <u>重要度評価等</u>の過程に問題があり、<u>当該評価</u>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、<u>重要度評価等の結果</u>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、<u>SERP</u>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>申立てに対する決定書案及び<u>重要度評価等の結果</u> (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。</p> <p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">申立てに対する判定会合の開催について</p> <p>1 設置の趣旨</p> <p>原子力規制庁が最終評価した検査指摘事項の重要度について、事業者は原子力規制委員会に対し申立てを行うことができる。</p> <p>重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容に関する妥当性等について検討を行うため、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき申立てに対する判定会合を開催する。</p> <p>2 検討事項</p>	<p>なお、整理に認められる期間については、最終的な<u>重要度評価結果</u>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 申立ての用件」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>(4) 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>(5) <u>重要度評価結果</u>の記載に不十分な点があるため、<u>当該重要度評価結果</u>についてより詳細な説明が必要</p> <p>(6) <u>重要度評価</u>の過程に問題があり、<u>当該重要度評価</u>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、<u>重要度評価結果</u>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、<u>SERP 会合</u>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>申立てに対する決定書案及び<u>重要度評価結果</u> (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。</p> <p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">申立てに対する判定会合の開催について</p> <p>1 設置の趣旨</p> <p>原子力規制庁が最終評価した検査指摘事項の重要度について、事業者は原子力規制委員会に対し申立てを行うことができる。</p> <p>重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容に関する妥当性等について検討を行うため、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき申立てに対する判定会合を開催する。</p> <p>2 検討事項</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------

<p>核物質防護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) 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</p> <p>3 会合の構成員</p> <p>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。</p> <p>○構成員</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主管部等の長（主査） ・ 検査監督総括課長 ・ 安全規制管理官（核セキュリティ担当） ・ 検査評価室長 	<p>核物質防護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) 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</p> <p>3 会合の構成員</p> <p>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。</p> <p>○構成員</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主管部等の長（主査） ・ 検査監督総括課長 ・ 安全規制管理官（核セキュリティ担当） ・ 検査評価室長 	<p>記載の適正化</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------

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可否を判断するための4段階の値^{*4}をまとめて示す。</p> <p>※4 核燃料施設等においては、実用発電用原子炉における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可否を判断するための4段階の値^{*4}をまとめて示す。</p> <p>※4 核燃料施設等においては、実用発電用原子炉における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（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>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------

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	0~ 2.0	> 2.0	> 6.0	> 25.0	・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)。 (削る)	・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)
						・過去4四半期間中の原子炉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)		
	①7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数							・原子炉臨界時間	
	②7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数							・原子炉臨界時間	

7 安全実績指標の変更

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

(別紙1)

安全実績指標

監視領域	安全実績指標	緑	白	黄	赤	定義等	算定方法	必要データ	評価時期
原子力施設安全	発生防止	0~ 2.0	> 2.0	> 6.0	> 25.0	・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)
						・過去4四半期間中の原子炉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)		
	①7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数							・原子炉臨界時間	
	②7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数							・原子炉臨界時間	

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。 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。 注)過去12四半期における原子炉臨界時間が7,000時間未満である場合、当該評価期間では評価せず、「算定範囲外」と記載する。</p>	<p>・原子炉臨界時間</p>	
--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------	--	--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------	--

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

閉じ込めの維持	⑥格納容器内への原子炉冷却材漏えい率 (基準値に対する割合)	0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	<ul style="list-style-type: none"> ・バ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	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)
	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"> ・バ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"> ・バ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	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)
	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"> ・バ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。 (削る)	・過去1年以内 (至 近の訓練サイク ル)の保安規定に 基づく重大事故 等対策等の訓練 において、重大 事故等対策にお ける操作の想定 時間が設定され ている件数に対 する設定時間を 満足した件数を 評価する。 【算定式】 指標値 = (至近 の訓練サイクル の各訓練におい て操作の想定時 間を満足した件 数の合計) / (至 近の訓練サイク ルの各訓練にお いて操作の想定 時間が設定され ている件数の合 計) × 100	○炉ごと ・作業時間 ・想定時間 設定件数	損壊 対 処	⑨重大事故等 対策における 操作の成立性 (注4) (想定時間を 満足した割合)	100 ~ 90.0 %	< 90.0 %	< 70.0 %	設定 なし	・過去1年以内 の保安規定に 基づく重大事故 等対策における 操作の想定時間 を満足した割合。 ・しきい値は米 国の訓練パフォー マンスに関する 指標と同じ。	・過去1年以内 (至 近の訓練サイク ル)の保安規定に 基づく重大事故 等対策等の訓練 において、重大 事故等対策にお ける操作の想定 時間が設定され ている件数に対 する設定時間を 満足した件数を 評価する。 【算定式】 指標値 = (至近 の訓練サイクル の各訓練におい て操作の想定時 間を満足した件 数の合計) / (至 近の訓練サイク ルの各訓練にお いて操作の想定 時間が設定され ている件数の合 計) × 100	○炉ごと ・作業時間 ・想定時間 設定件数	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)	
	⑩重大事故等 対策設備の 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 大事故等対策設 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 等対策設備の運 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 等対策設 備)		・四半期 ごと ・評価期 間は過去 4四半期 (1年)	⑩重大事故等 対策設備の 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 大事故等対策設 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 等対策設備の運 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 等対策設 備)
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 準とする。	○炉ごと 又は施設 ごと(注 5) ・事故件数	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 準とする。	○炉ごと 又は施設 ごと(注 5) ・事故件数	・年度ご と	記載の適正化

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"> ・しきい値は法令（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条）に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度（500mSv/年）を超えた件数 ●女子の線量限度（5mSv/3ヶ月）を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度（2mSv）を超えた件数（*2） ●女子の内部被ばく（1mSv）を超えた件数（*2） <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	記載の適正化（最新の線量告示の内容を反映）
	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"> ・しきい値は法令（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条）に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度（500mSv/年）を超えた件数 ●女子の線量限度（5mSv/3ヶ月）を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度（2mSv）を超えた件数（*2） ●女子の内部被ばく（1mSv）を超えた件数（*2） <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	
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"> ・しきい値は法令（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条）に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度（500mSv/年）を超えた件数 ●女子の線量限度（5mSv/3ヶ月）を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度（2mSv）を超えた件数（*2） ●女子の内部被ばく（1mSv）を超えた件数（*2） <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	
従業員に対する放射線安全	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"> ・しきい値は法令（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条）に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度（50mSv/年、100mSv/5年（*1））を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度（500mSv/年）を超えた件数 ●女子の線量限度（5mSv/3ヶ月）を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度（2mSv）を超えた件数（*2） ●女子の内部被ばく（1mSv）を超えた件数（*2） <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	

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。 (削る)	【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 ・しきい値は米国と同じ。	【算定式】 侵入検知器使用不能指数=(過去4 四半期分の侵入検知器の補償時間) / (侵入検知器の正規化係数×8,760 時間) 監視カメラ使用不能指数=(過去4 四半期分の監視カメラの補償時間) / (監視カメラの正規化係数×8,760 時間) 指標値=(侵入検知器使用不能指数+監視カメラ使用不能指数) / 2	○ 炉ごと又は施設ごと ・補償時間 ・正規化係数	・四半期ごと 評価期間は過去4 四半期(1年)
			0.08 0	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	

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)

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 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_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3</p> <p>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</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 6</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 9</p> <p>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_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 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</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 6</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 9</p> <p>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 → <u>詳細リスク評価へ進む</u> <input type="checkbox"/> b. いいえ → <u>「緑」とする</u></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 → <u>「緑」とする</u></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. <u>外部事象影響緩和系</u>（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. <u>原子炉保護系</u></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. <u>外部事象緩和システム</u>（地震、<u>火災</u>、<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. <u>反応度制御系統</u></p> <p>1. 検査指摘事項は、原子炉スクラムの起因となる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 → 附属書9へ進む</p> <p><input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</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（重要度評価に関するガイド表2の表現に統一及び誤記）</p> <p>記載の適正化（重要度評価に関するガイド表2の表現に統一及び誤記）</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>	
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--

別紙3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問	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>A. 燃料被覆管の健全性</p> <p>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。</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、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）。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 検査指摘事項は、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）。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 次へ進む</p> <p>4. 検査指摘事項は、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。</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p>	<p>(新設)</p> <p>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)</p> <p><input type="checkbox"/> RCS バウンダリに該当する場合は、詳細なリスク評価部へ進む</p> <p>B. 原子炉格納容器の閉じ込め</p> <p>1. 検査指摘事項は、原子炉格納容器における 貫通部、開口部（バルブ又はエアロック等） 格納容器隔離シ</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>B. 原子炉冷却材系統 (RCS) バウンダリ</p> <p>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)</p> <p><input type="checkbox"/> a. はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> b. いいえ → 「緑」とする</p> <p>C. 原子炉格納容器の閉じ込め</p> <p>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</p>	<p>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)</p> <p><input type="checkbox"/> RCS バウンダリに該当する場合は、詳細なリスク評価部へ進む</p> <p>B. 原子炉格納容器の閉じ込め</p> <p>1. 検査指摘事項は、原子炉格納容器における 貫通部、開口部（バルブ又はエアロック等） 格納容器隔離シ</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</p>

<p><u>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）の故障又は格納容器熱除去設備の故障</u>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<u>実際の機能低下</u>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><u>D.</u> 制御室、補助建屋、原子炉建屋又は使用済燃料プール建屋</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><u>E.</u> 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><u>システム（論理回路と計装）及び格納容器熱除去設備</u>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<u>機能低下</u>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><u>C.</u> 制御室、補助建屋、原子炉建屋又は使用済燃料プール建屋</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><u>D.</u> 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 2
重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド
(新旧対照表)

改正後	改正前	改正理由
<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 2_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3</p> <p>2 法令等により事業者に要求されている事項 3</p> <p>2.1 設備・機器及び体制の整備 3</p> <p>2.2 施設の保全のための活動 3</p> <p>3 <u>重要度評価</u>の基本的考え方 4</p> <p>4 <u>重要度評価</u>の方法 5</p> <p>4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合 5</p> <p>4.2 運用手順等に基づく活動の不実施 6</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書においては、原子力規制検査において特定された<u>重要度評価</u>の対象となった検査指摘事項のうち、以下に関する<u>重要度</u>の評価に適用する。</p> <p>○重大事故等対処及び大規模損壊対処に係る設備・機器及び体制の整備に関する事項</p> <p>○緊急事態における運用手順等に基づく活動の不実施に関する事項</p> <p>2 法令等により事業者に要求されている事項</p> <p>2.1 設備・機器及び体制の整備</p> <p>事業者は、法令等により重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のための活動を行う設備・機器及び体制の整備に関し、以下に掲げる措置を講ずることが求められている。</p> <p>(1) 施設の保全のための活動を行うために必要な計画を策定すること</p> <p>(2) 施設の保全のための活動を行うために必要な要員（対策要員）を配置すること</p> <p>(3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年 1 回以上定期的に実施すること</p>	<p style="text-align: center;">原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド (GI0007_附属書 2_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 法令等により事業者に要求されている事項 3</p> <p>2.1 設備・機器及び体制の整備 3</p> <p>2.2 施設の保全のための活動 3</p> <p>3 <u>安全重要度評価</u>の基本的考え方 4</p> <p>4 <u>安全重要度評価</u>の方法 5</p> <p>4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合 5</p> <p>4.2 運用手順等に基づく活動の不実施 6</p> <p>1 適用範囲</p> <p>本附属書においては、原子力規制検査において特定された<u>安全重要度評価</u>の対象となった検査指摘事項のうち、以下に関する<u>安全重要度</u>の評価に適用する。</p> <p>○重大事故等対処及び大規模損壊対処に係る設備・機器及び体制の整備に関する事項</p> <p>○緊急事態における運用手順等に基づく活動の不実施に関する事項</p> <p>2 法令等により事業者に要求されている事項</p> <p>2.1 設備・機器及び体制の整備</p> <p>事業者は、法令等により重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のための活動を行う設備・機器及び体制の整備に関し、以下に掲げる措置を講ずることが求められている。</p> <p>(1) 施設の保全のための活動を行うために必要な計画を策定すること</p> <p>(2) 施設の保全のための活動を行うために必要な要員（対策要員）を配置すること</p> <p>(3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年 1 回以上定期的に実施すること</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>表現の簡素化 記載の適正化（表現の統一）</p>

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

2.2 施設の保全のための活動

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

(1) 重大事故等発生時における施設の保全のための対応

- 共通事項（アクセスルートの確保等）
- 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
- 電源の確保に関する手順等
- 事故時の計装に関する手順等
- 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 監視測定等に関する手順等
- 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 通信連絡に関する手順等炉心の著しい損傷を防止するための対策

(2) 大規模損壊発生時における施設の保全のための対応

- 以下に関する手順等
 - ・大規模な火災が発生した場合における消火活動
 - ・炉心の著しい損傷を緩和するための対策
 - ・原子炉格納容器の破損を緩和するための対策

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

2.2 施設の保全のための活動

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

(1) 重大事故等発生時における施設の保全のための対応

- 共通事項（アクセスルートの確保等）
- 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
- 電源の確保に関する手順等
- 事故時の計装に関する手順等
- 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 監視測定等に関する手順等
- 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 通信連絡に関する手順等炉心の著しい損傷を防止するための対策

(2) 大規模損壊発生時における施設の保全のための対応

- 以下に関する手順等
 - ・大規模な火災が発生した場合における消火活動
 - ・炉心の著しい損傷を緩和するための対策
 - ・原子炉格納容器の破損を緩和するための対策

<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するため対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策 ・放射性物質の放出を低減するための対策 ・重大事故等対策における要求事項の一部手順 ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順 <p>3 重要度評価の基本的考え方</p> <p>「2 法令等により事業者により要求されている事項」に掲げられた事項に係る検査指摘事項のうち、発生防止、拡大防止・影響緩和及び閉じ込めの維持の監視領域の視点と同様の機能を有する措置（以下「防止等措置」という。）に関連するものについては、他の附属書（評価ガイド）を準用して評価を行う。</p> <p>その他、防止等措置以外の検査指摘事項又は緊急事態が発生した際の運用手順に基づく活動の不実施等の検査指摘事項については、本附属書に記載された手法を用いて評価を行う。</p> <p>4 重要度評価の方法</p> <p>4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合</p> <p>「2.1 設備・機器及び体制の整備」に掲げる重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のために法令で求められている事項の不適合に係る検査指摘事項に関する 重要度 について以下のとおり評価を行う。</p> <p>(1) 評価の基準</p> <p>a. 防止等措置に係る指摘事項の場合</p> <p>防止等措置に関連する検査指摘事項については、以下の附属書を準用して 評価を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・附属書 1 出力運転時の検査指摘事項に対する 重要度評価ガイド ・附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド ・附属書 6 停止時の検査指摘事項に対する 重要度評価ガイド ・附属書 7 バリア健全性に関する 重要度評価ガイド ・附属書 9 定性的な判断基準に関する 重要度評価ガイド <p>附属書の選定にあたっては、「GI0007 原子力安全に係る 重要度評価に関するガイド」の添付 1（検査指摘事項の初期評価）を参照すること。</p> <p>b. 防止等措置以外に係る検査指摘事項の場合</p> <p>以下の基準で評価を行う。</p> <p><「白」と評価></p> <p>○実際の緊急事態の際に施設の保全のための活動が十分に機能しないと判断される場合。</p> <p><「緑」と評価></p> <p>○上記以外の場合。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するため対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策 ・放射性物質の放出を低減するための対策 ・重大事故等対策における要求事項の一部手順 ・故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順 <p>3 安全重要度評価の基本的考え方</p> <p>「2 法令等により事業者により要求されている事項」に掲げられた事項に係る検査指摘事項のうち、発生防止、拡大防止・影響緩和及び閉じ込めの維持の監視領域の視点と同様の機能を有する措置（以下「防止等措置」という。）に関連するものについては、他の附属書（評価ガイド）を準用して評価を行う。</p> <p>その他、防止等措置以外の検査指摘事項又は緊急事態が発生した際の運用手順に基づく活動の不実施等の検査指摘事項については、本附属書に記載された手法を用いて評価を行う。</p> <p>4 安全重要度評価の方法</p> <p>4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合</p> <p>「2.1 設備・機器及び体制の整備」に掲げる重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のために法令で求められている事項の不適合に係る検査指摘事項に関する 安全重要度 について以下のとおり評価を行う。</p> <p>(1) 評価の基準</p> <p>a. 防止等措置に係る指摘事項の場合</p> <p>防止等措置に関連する検査指摘事項については、以下の附属書を準用して 評価を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・附属書 1 出力運転時の検査指摘事項に対する 安全重要度評価ガイド ・附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド ・附属書 6 停止時の検査指摘事項に対する 安全重要度評価ガイド ・附属書 7 バリア健全性に関する 安全重要度評価ガイド ・附属書 9 定性的な判断基準に関する 安全重要度評価ガイド <p>附属書の選定にあたっては、「GI0007 原子力安全に係る 安全重要度評価に関するガイド」の添付 1（検査指摘事項の初期評価）を参照すること。</p> <p>b. 防止等措置以外に係る検査指摘事項の場合</p> <p>以下の基準で評価を行う。</p> <p><「白」と評価></p> <p>○実際の緊急事態の際に施設の保全のための活動が十分に機能しないと判断される場合。</p> <p><「緑」と評価></p> <p>○上記以外の場合。</p>	<p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>
--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------

<p>(2) 重要度の評価 以下の手順で重要度の評価を行う（図参照）。</p> <p>a. 検査指摘事項によって影響を受けると考えられる規制要求事項を特定 b. 防止等措置に関連する場合は他の附属書を準用して重要度を評価 c. b. に該当しない場合は、緊急事態の際、施設の保全のための活動が十分に機能するかについて評価を行い、機能しないと判断する場合には、重要度を「白」と評価</p> <p>4.2 運用手順等に基づく活動の不実施</p> <p>「2.2 施設の保全のための活動」に掲げる緊急事態における運用手順等の不実施に係る重要度について以下のとおり評価を行う。なお、防止等措置に関するもので、「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」により重要度評価が可能なものについては、「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」による手法で評価を行うものとする。</p> <p>(1) 評価の基準 重要度の評価は、以下の基準で判断を行う。</p> <p>赤：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できず、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合</p> <p>黄：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的は達成されたが、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合</p> <p>白：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できなかったが、その他の措置等により、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できたと判断する場合</p> <p>緑：緊急事態等の発生時に、運用手順から大幅に逸脱した対応が行われたが、目的は達成され重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できた場合</p> <p>(2) 重要度の評価 以下の手順で重要度の評価を行う。</p> <p>a. 不実施を指摘された施設の保全のための活動・手順を特定する b. その検査指摘事項の重大事故等対処及び大規模損壊対処への影響を確認する c. その影響の重要度を評価する</p>	<p>(2) 重要度の判定 以下の手順で安全重要度の判定を行う（図参照）。</p> <p>a. 検査指摘事項によって影響を受けると考えられる規制要求事項を特定 b. 防止等措置に関連する場合は他の附属書を準用して安全重要度を評価 c. b. に該当しない場合は、緊急事態の際、施設の保全のための活動が十分に機能するかについて評価を行い、機能しないと判断する場合には、安全重要度を「白」と評価</p> <p>4.2 運用手順等に基づく活動の不実施</p> <p>「2.2 施設の保全のための活動」に掲げる緊急事態における運用手順等の不実施に係る重要度について以下のとおり評価を行う。なお、防止等措置に関するもので、「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」により安全重要度評価が可能なものについては、「4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合」による手法で評価を行うものとする。</p> <p>(1) 評価の基準 安全重要度の評価は、以下の基準で判断を行う。</p> <p>赤：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できず、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合</p> <p>黄：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的は達成されたが、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合</p> <p>白：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できなかったが、その他の措置等により、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できたと判断する場合</p> <p>緑：緊急事態等の発生時に、運用手順から大幅に逸脱した対応が行われたが、目的は達成され重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できた場合</p> <p>(2) 安全重要度の判定 以下の手順で安全重要度の判定を行う。</p> <p>d. 不実施を指摘された施設の保全のための活動・手順を特定する e. その検査指摘事項の重大事故等対処及び大規模損壊対処への影響を確認する f. その影響の安全重要度を評価する</p>	<p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------------------

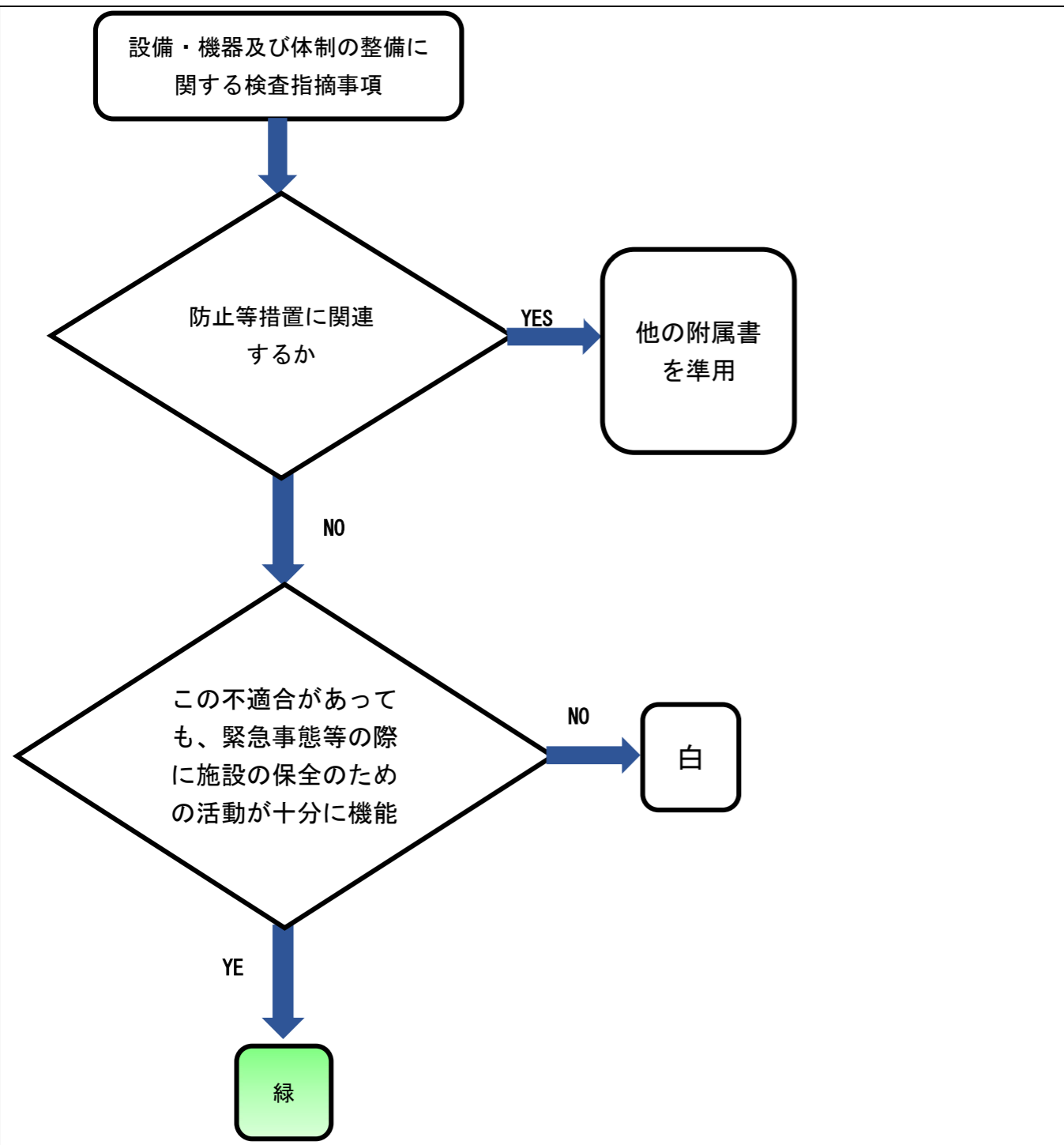


図 設備・機器及び体制の整備に関する不適合に対する重要度評価フロー

○ 改正履歴

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

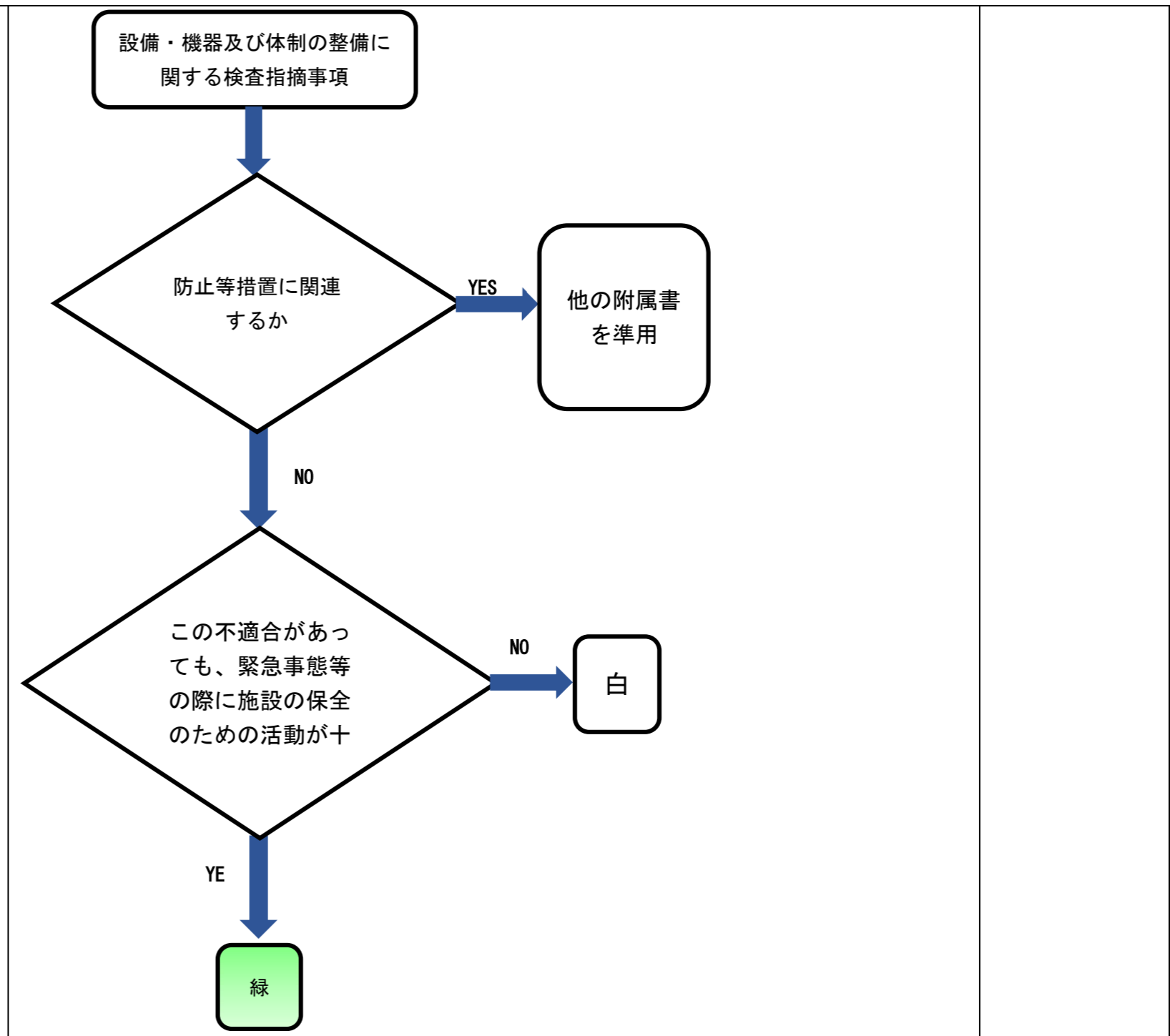


図 設備・機器及び体制の整備に関する不適合に対する安全重要度評価フロー

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	

記載の適正化（表現の統一）

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 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 (GI0007_附属書3_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3</p> <p>2 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の重要度評価 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 放射線管理の重要度評価 3</p> <p>3.1 実効線量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検査指摘事項のうち、従業員に対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</p> <p>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重要度の評価を行う。</p> <p><u>なお、核燃料施設等の重要度評価に本ガイドを適用する場合は、「緑」を「追加対応なし」、「白」以上を「追加対応あり」と読み替える。</u></p> <p>2 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の重要度評価</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 (GI0007_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、従業員に対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。</p> <p>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行う。</p> <p>2 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価</p> <p>2.1 平均集団線量の評価（別紙1参照）</p>	<p>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（区域管理等も含むことを明確化）</p> <p>記載の適正（「等価線量」と整合のある表現に変更）</p> <p>記載の簡素化</p> <p>・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> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>

<p>(1) 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、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 放射線管理の重要度評価</p> <p>3.1 実効線量及び等価線量の超過の評価</p> <p>放射線管理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、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. 法令に定める実効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. 法令に定める実効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、法令に定める実効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>(2) 「赤」と判断</p> <p>a. 法令に定める実効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>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>記載の適正化（評価期間だけが判れば良いので削除）</p> <p>記載の適正化（「等価線量」と整合のある表現に変更）</p> <p>記載の適正化（「線量限度」は「等価線量限度」も含むため）</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------

3.2 線量限度超過の可能性における評価

従業員の被ばくについて、結果的に法令に定める線量限度を超えなくとも、超える可能性があった場合は、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：従業員が、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重要度評価

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

○ 改正履歴

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

3.2 線量限度超過の可能性における評価

従業員の被ばくについて、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：従業員が、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員に対する放射線測定が適切に実施されず、事業者の総合的な線量評価能力が不十分と判断される場合は「白」と評価される。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	

記載の適正化（「線量限度」は等価線量限度も含むため）

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（表現の統一）

・記載の適正化（「線量限度」は等価線量限度も含むため）

記載の適正化（表現の統一）

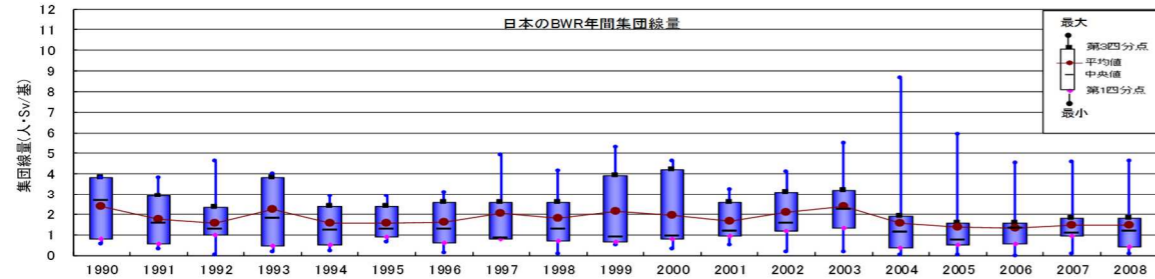
改正に伴う修正

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

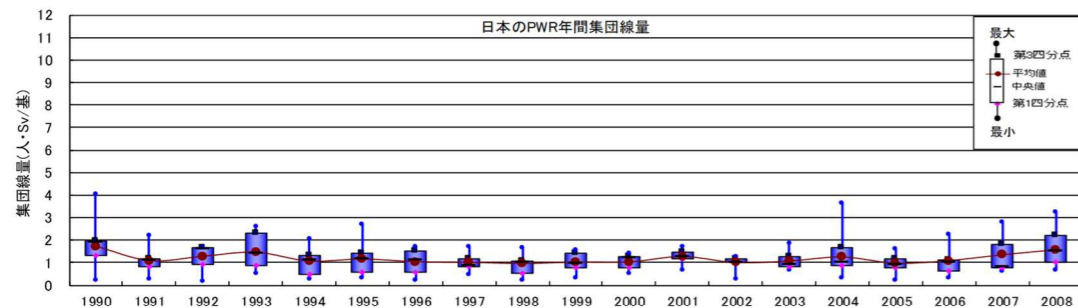


出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

<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



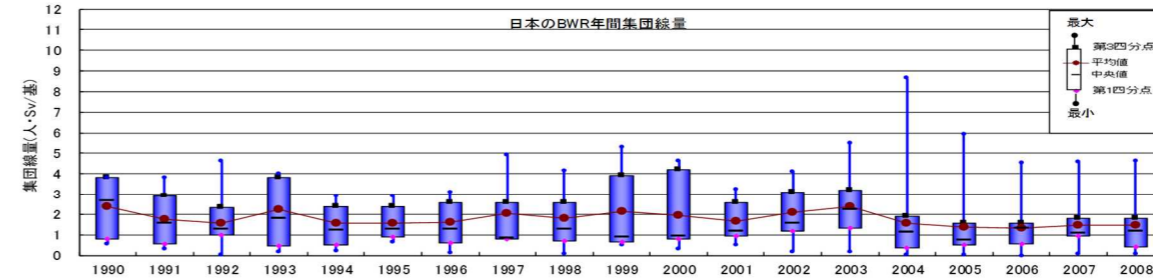
出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

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

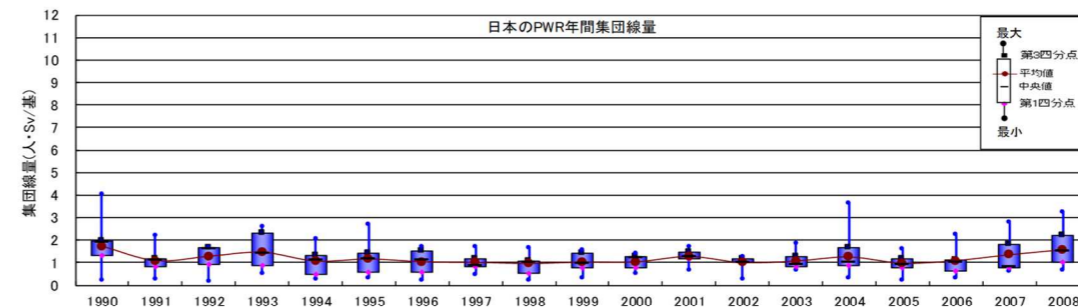


出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

<PWR>

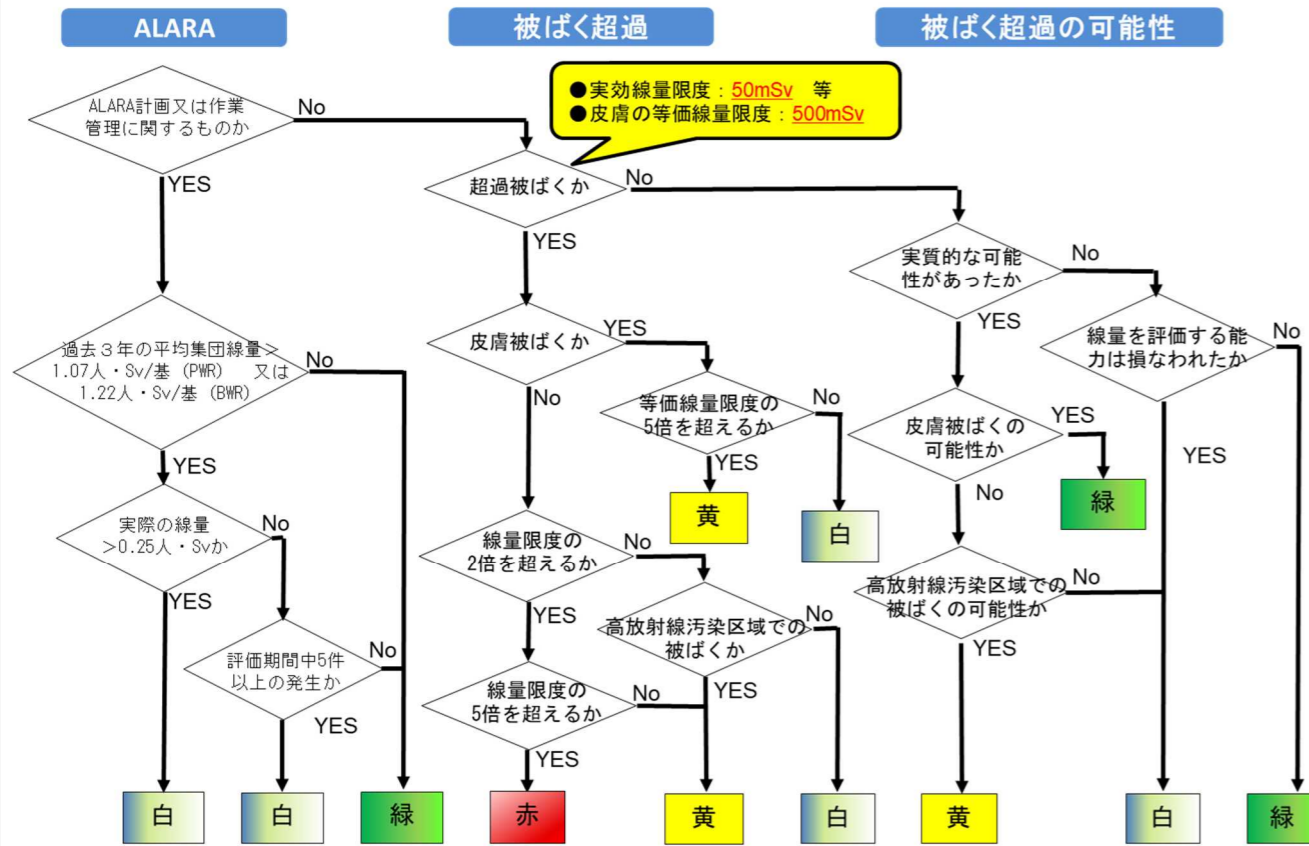
(人・Sv/基)

	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

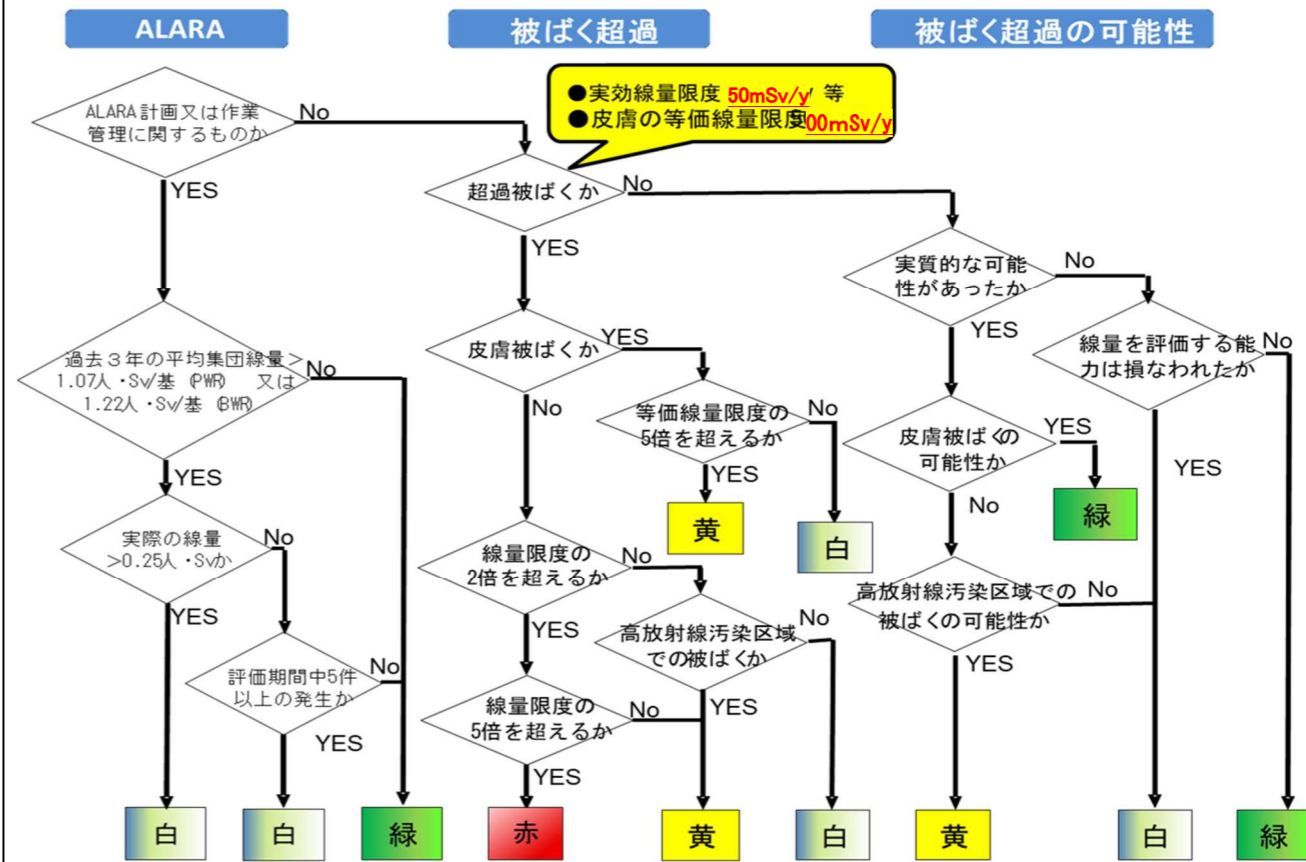


出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

別紙2 重要度評価のフロー図



別紙2 安全重要度評価のフロー図



記載の適正化（表現の統一）

SDP 評価では年間ではなく、パフォーマンス劣化毎に判断することから「/y」を削除数字が見にくいので修正

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 (GI0007_附属書 4_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>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 <u>重要度評価プロセス</u> 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 <u>重要度評価プロセス</u> 5</p> <p>3 運搬 5</p> <p>3.1 目的 5</p> <p>3.2 <u>重要度評価プロセス</u> 6</p> <p>適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された<u>検査指摘事項</u>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 (GI0007_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 <u>安全重要度評価プロセス</u> 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 <u>安全重要度評価プロセス</u> 5</p> <p>3 運搬 5</p> <p>3.1 目的 5</p> <p>3.2 <u>安全重要度評価プロセス</u> 6</p> <p>適用範囲</p> <p>本附属書は、原子力規制検査において特定された<u>安全重要度評価の対象となった検査指摘事項</u>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（表現の統一）</p> <p>記載の簡素化</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>

<p>項が確認された場合には本附属書を用いて重要度の評価を行う。</p> <p>また、原子力規制検査においては、事業者が関連法令等を踏まえた的確な運用管理を放射線環境監視計画（事業者が作成する周辺環境モニタリング計画）に定め、これが確実に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて重要度評価を行う。</p> <p>1.2 重要度評価プロセス</p> <p>(1) 「緑」と判断される場合</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 <p>(2) 「白」と判断される場合</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 <p>＜重大な不備例＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 事業者が定める手順どおりに、放出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、放出し又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の性質特定に大きな不備が見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合 ✓ （計画的、非計画的のいずれの場合であっても）放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、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 <ol style="list-style-type: none"> 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。 <p>(3) 「黄」と判断される場合</p> <p>放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が 1 ミリシーベルト²⁾ を超えるが、5 ミリシーベルト³⁾ 以下である場合。</p>	<p>項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度の評価を行う。</p> <p>また、原子力規制検査においては、事業者が関連法令等を踏まえた的確な運用管理を放射線環境監視計画（事業者が作成する周辺環境モニタリング計画）に定め、これが確実に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度評価を行う。</p> <p>1.2 安全重要度評価プロセス</p> <p>(1) 「緑」と判断される場合</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 <p>(2) 「白」と判断される場合</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 <p>＜重大な不備例＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 事業者が定める手順どおりに、放出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、放出し又は漏えいした放射性気体及び液体廃棄物の性質特定に大きな不備が見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合 ✓ （計画的、非計画的のいずれの場合であっても）放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、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 <ol style="list-style-type: none"> 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。 <p>(3) 「黄」と判断される場合</p> <p>放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が 1 ミリシーベルト²⁾ を超えるが、5 ミリシーベルト³⁾ 以下である場合。</p>	<p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------

<p>(4)「赤」と判断される場合</p> <p>放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が5ミリシーベルト³⁾を超える場合。</p> <p>2 放射性固体廃棄物の管理</p> <p>2.1 目的</p> <p>原子力施設において発生する放射性固体廃棄物の管理においては、放射性固体廃棄物に起因した放射線による公衆に対する被ばく抑制のため、放射性固体廃棄物が定められた方法に従って処理され、発電所構内に貯蔵し又は保管する際は法令等に基づいて適切な措置が講じられている必要がある。原子力規制検査においては、これらの措置が適切に行われているかどうかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて<u>重要度評価</u>を行う。</p> <p>2.2 <u>重要度評価プロセス</u></p> <p>(1)「緑」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める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。</p> <p>(2)「白」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が50マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1ミリシーベルト²⁾以下である場合。</p> <p>(3)「黄」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が1ミリシーベルト²⁾を超えるが、5ミリシーベルト³⁾以下である場合。</p> <p>(4)「赤」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が5ミリシーベルト³⁾を超える場合。</p> <p>3 運搬</p> <p>3.1 目的</p> <p>原子力施設においては、核燃料物質等を施設構内において運搬又は施設構外へ搬出する際には、法令等に基づいて適切な措置が講じられることが求められている。</p> <p>このため、原子力規制検査においては、事業者が実施するこれらの措置が、関係する法令に基づいて放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<u>重要度評価</u>を行う。</p>	<p>(4)「赤」と判断される場合</p> <p>放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる放射性物質の線量が5ミリシーベルト³⁾を超える場合。</p> <p>2 放射性固体廃棄物の管理</p> <p>2.1 目的</p> <p>原子力施設において発生する放射性固体廃棄物の管理においては、放射性固体廃棄物に起因した放射線による公衆に対する被ばく抑制のため、放射性固体廃棄物が定められた方法に従って処理され、発電所構内に貯蔵し又は保管する際は法令等に基づいて適切な措置が講じられている必要がある。原子力規制検査においては、これらの措置が適切に行われているかどうかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて<u>安全重要度評価</u>を行う。</p> <p>2.2 <u>安全重要度評価プロセス</u></p> <p>(1)「緑」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める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。</p> <p>(2)「白」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が50マイクロシーベルト¹⁾を超えるが、1ミリシーベルト²⁾以下である場合。</p> <p>(3)「黄」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が1ミリシーベルト²⁾を超えるが、5ミリシーベルト³⁾以下である場合。</p> <p>(4)「赤」と判断される場合</p> <p>放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量が5ミリシーベルト³⁾を超える場合。</p> <p>3 運搬</p> <p>3.1 目的</p> <p>原子力施設においては、核燃料物質等を施設構内において運搬又は施設構外へ搬出する際には、法令等に基づいて適切な措置が講じられることが求められている。</p> <p>このため、原子力規制検査においては、事業者が実施するこれらの措置が、関係する法令に基づいて放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<u>安全重要度評価</u>を行う。</p>	<p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------

3.2 重要度評価プロセス

(1) 核燃料物質等の運搬に係る線量当量率及び表面密度限度の超過

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

- a. 以下の場合は「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値を超えたが、公衆が輸送物に接近する可能性がなかった場合で、規制値の2倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値を超えたが、規制値の5倍以内である場合
- b. 以下の場合は「白」と評価され、規制限度を超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがある程度存在すると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値を超え、かつ公衆が輸送物に接近する可能性があった場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 公衆が輸送物に接近する可能性がなかったが、線量当量率の規制値の2倍を超えた場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の5倍を超えたが、規制値の50倍以下であった場合
- c. 以下の場合は「黄」と評価され、規制限度を大きく超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクが高まっていると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値の5倍を超えたが、規制値の10倍以下であった場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の50倍を超えたが、規制値の100倍以下であった場合
- d. 以下の場合は「赤」と評価され、規制限度を大きく超過していて、公衆に対する実際の危険が生じていると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値の10倍を超えた場合
 - ✓ 施設の敷地外の汚染を伴い、表面密度限度の規制値の100倍を超える場合

(2) 運搬中における輸送物の破損

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

- 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。

3.2 安全重要度評価プロセス

(1) 核燃料物質等の運搬に係る線量当量率及び表面密度限度の超過

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

- a. 以下の場合は「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値を超えたが、公衆が輸送物に接近する可能性がなかった場合で、規制値の2倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値を超えたが、規制値の5倍以内である場合
- b. 以下の場合は「白」と評価され、規制限度を超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがある程度存在すると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値を超え、かつ公衆が輸送物に接近する可能性があった場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 公衆が輸送物に接近する可能性がなかったが、線量当量率の規制値の2倍を超えた場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の5倍を超えたが、規制値の50倍以下であった場合
- c. 以下の場合は「黄」と評価され、規制限度を大きく超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクが高まっていると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値の5倍を超えたが、規制値の10倍以下であった場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の50倍を超えたが、規制値の100倍以下であった場合
- d. 以下の場合は「赤」と評価され、規制限度を大きく超過していて、公衆に対する実際の危険が生じていると判断される。
- ✓ 線量当量率の規制値の10倍を超えた場合
 - ✓ 施設の敷地外の汚染を伴い、表面密度限度の規制値の100倍を超える場合

(2) 運搬中における輸送物の破損

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

- 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。

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（表現の統一）

- 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、輸送容器の重量等が不正確である場合等）、車両運搬確認証及び積載方法承認証に記載された要件や内容等を満たしていない場合等が対象となる。従業員及び公衆の被ばく線量超過若しくは負傷又は輸送物若しくは容器の物理的な破損は本項の評価の対象とならない。

<軽微な輸送物の欠陥>

本項では核燃料輸送物設計承認書及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目において、重要性は低いと考えられる仕様に関する不備は「緑」と評価される。例えば、輸送物の臨界

- 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、輸送容器の重量等が不正確である場合等）、車両運搬確認証及び積載方法承認証に記載された要件や内容等を満たしていない場合等が対象となる。従業員及び公衆の被ばく線量超過若しくは負傷又は輸送物若しくは容器の物理的な破損は本項の評価の対象とならない。

<軽微な輸送物の欠陥>

本項では核燃料輸送物設計承認書及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目において、重要性は低いと考えられる仕様に関する不備は「緑」と評価される。例えば、輸送物の臨界

評価に影響のないもの、容器の耐久性に関連しないもの等が本項の評価の対象となる。

<重大な輸送物の欠陥>

本項では、核燃料輸送物設計承認証及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目で、重要性が高いと考えられる項目の不備が対象となる。例えば、臨界の評価に影響があると考えられる項目（温度、圧力、配置、重さ、燃焼度、濃縮度、減速材、中性子吸収体等）の不備、容器等の主要構造物等の密閉システムの不備等が対象となる。

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

b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

本項では、施設の外に運搬される核燃料物質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、重要度を「白」と評価する。

(参考)

- 「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。
- 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。
- 「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	
<u>2</u>			

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)

- 「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。
- 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。
- 「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

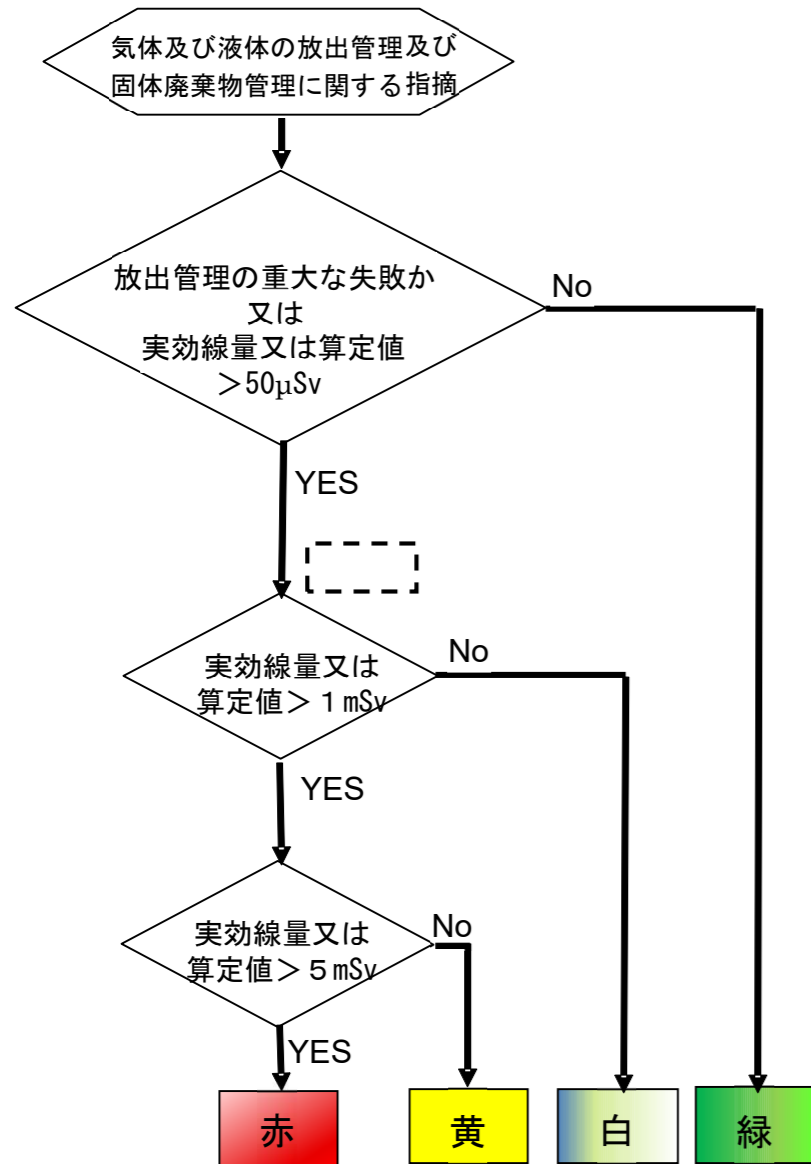
改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○記載の適正化	

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（表現の統一）

改正に伴う修正

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

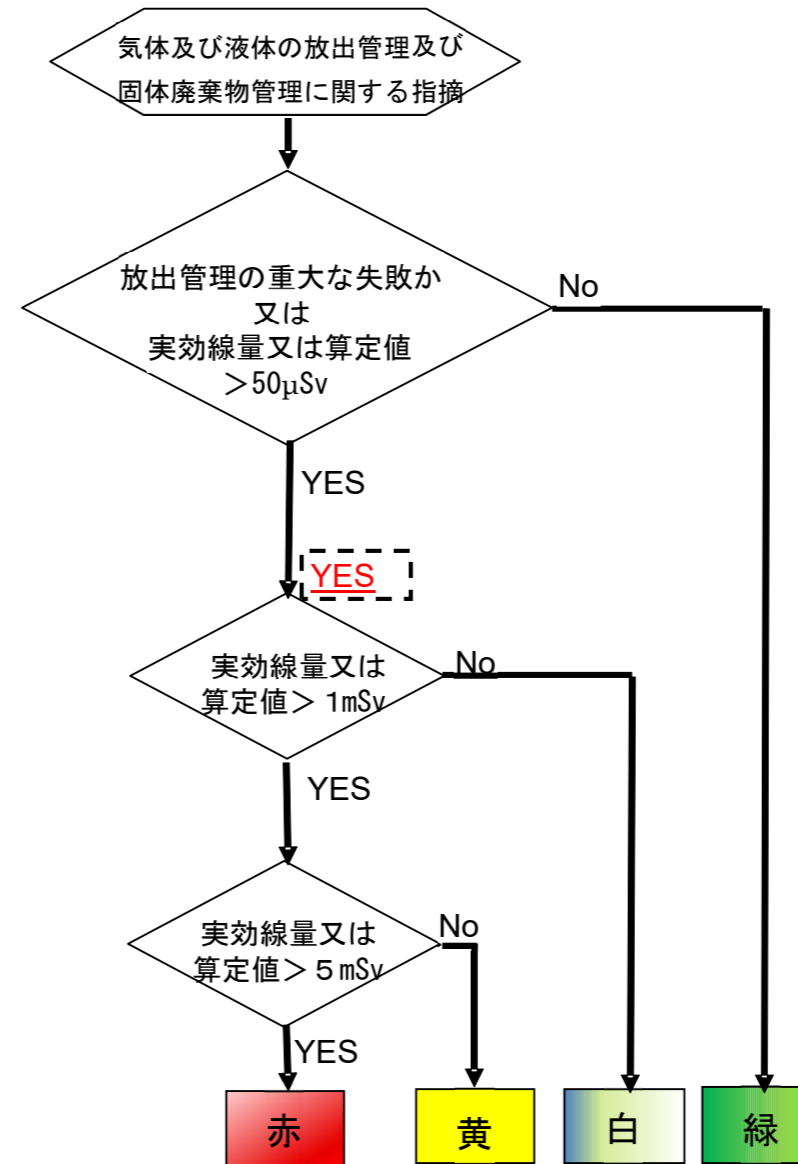


別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図
(略)

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
(略)

別紙4 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図
(略)

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2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図
(略)

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
(略)

別紙4 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図
(略)

記載の適正化(誤
記訂正)

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 (G10007_附属書 6_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 1</p> <p>2 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<u>重要度決定プロセス</u>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。<u>重要度決定プロセス</u>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 (G10007_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<u>安全重要度決定プロセス</u>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。<u>安全重要度決定プロセス</u>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>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化(表現の統一)</p>

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、**キャビティ水位又はウェル水位**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><u>ミッドループ運転 (PWR のみ)</u> 原子炉冷却水系統のエアレーション等のために、原子炉冷却水系統の水位を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><u>原子炉容器からのドレンの可能性を伴う操作</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。<u>原子炉容器からのドレン</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><u>保有水減少状態 (PWR のみ)</u> ミッドループ運転状態等、原子炉冷却水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><u>原子炉冷却系統開放</u> 以下の場合、原子炉冷却系統は開放状態にあるとみなされる。 <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を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<u>含まれる</u>。 <u>BWR プラントの場合</u> (1) <u>原子炉圧力容器上蓋が取り外されている</u>。 (2) <u>原子炉圧力容器上蓋はあるが、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><u>燃料取替用水タンク／復水貯蔵タンクの枯渇</u> 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>自己制御式原子炉保有水減少</u> 漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却系統に取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去系統又は余熱除去系統が<u>損なわれる前に</u>漏れが止まる。</p> <p><u>停止操作</u></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><u>ミッドループ運転 (PWR のみ)</u> 原子炉冷却水系統のエアレーション等のために、原子炉冷却水系統の水位を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><u>原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業</u> 正しく行われないと保有水喪失事象につながる可能性の伴う計画的なメンテナンス時の放水をいう。<u>原子炉格納容器の排水</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><u>保有水減少状態 (PWR のみ)</u> ミッドループ運転状態等、原子炉冷却水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><u>原子炉冷却系統開放</u> 以下の場合、原子炉冷却系統は開放状態にあるとみなされる。 (1) 蒸気発生器による熱除去が持続できない。<u>(PWR のみ)</u> (2) フィードアンドブリードを<u>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<u>含まれる</u>。</p> <p><u>燃料取替用水タンク／復水貯蔵タンクの枯渇</u> 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>自動制御式原子炉保有水減少</u> 漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却系統に取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去系統又は余熱除去系統が<u>損なわれないうちに</u>漏れが止まる。</p> <p><u>停止操作</u></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(表現の見直し)</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><u>スクリーニング</u>（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><u>詳細リスク評価</u>（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><u>前兆の検査指摘事項</u></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><u>状態の検査指摘事項</u></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><u>残留熱除去系の喪失（LORHR）</u></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><u>外部電源の喪失（LOOP）</u></p> <p>残留熱除去系又は<u>余熱除去系の機能喪失</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><u>原子炉保有水喪失（LOI）</u></p> <p><u>BWR 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<u>流量制御に失敗し</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><u>スクリーニング</u>（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><u>詳細リスク評価</u>（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><u>前兆の検査指摘事項</u></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><u>状態の検査指摘事項</u></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><u>残留熱除去系の喪失（LORHR）</u></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><u>外部電源の喪失（LOOP）</u></p> <p>残留熱除去系又は<u>余熱除去系機能の喪失</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><u>原子炉保有水喪失（LOI）</u></p> <p><u>BWR 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>レベル制御の喪失（LOLC）</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<u>流量制御を維持できず</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><u>オーバードレン (OD)</u></p> <p>オーバードレンは<u>水位制御の喪失</u>の一部である。原子炉冷却系統が1つの目標レベル範囲から次に低い範囲へと排出されている間、最終的に求められる範囲内に放出が止まらない場合の事象を表す。</p> <p>○PWRの主な運転状態 (POSS)</p> <p><u>運転状態 1</u></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、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><u>運転状態 2</u></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ない時、又は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><u>運転状態 3</u></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><u>運転状態 1</u></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>原子炉圧力容器上蓋があり、原子炉冷却系統は閉じており、そのため運転員が介入しない長期の残留熱除去系機能喪失は、残留熱除去系ポンプの締切圧力以上に昇圧される可能性がある。</u></p> <p><u>運転状態 2</u></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あるが残留熱除去に十分な原子炉圧力容器ベントがない場合</u>の停止状態を示す。</p> <p><u>運転状態 3</u></p> <p>この運転状態は、原子炉圧力容器の水位が保安規定に記載されている<u>原子炉圧力容器内</u>の照射済燃料集合体の移動に必要な<u>最低レベル以上</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<u>期間中</u>に生ずる。</p>	<p><u>オーバードレン (OD)</u></p> <p>オーバードレンは<u>水位維持の失敗</u>の一部である。原子炉冷却系統が1つの目標レベル範囲から次に低い範囲へと排出されている間、最終的に求められる範囲内に放出が止まらない場合の事象を表す。</p> <p>○PWRの主な運転状態 (POSS)</p> <p><u>運転状態 1</u></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><u>運転状態 2</u></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><u>運転状態 3</u></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><u>運転状態 1</u></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<u>残留熱除去系機能の喪失が拡大し、残留熱除去系ポンプの停止ヘッドより上部で原子炉冷却系統の再加圧につながるよう、格納容器蓋はかぶさった状態で、原子炉冷却系統は閉まっている。</u></p> <p><u>運転状態 2</u></p> <p>この運転状態は、(1) <u>格納容器蓋</u>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照射済燃料集合体</u>の移動に必要な最低レベルより低い場合、又は(2) <u>格納容器蓋はかぶさっているが崩壊熱除去に十分な原子炉冷却系統の通気路がない場合</u>の停止状態を示す。</p> <p><u>運転状態 3</u></p> <p>この運転状態は、原子炉圧力容器の水位が保安規定に記載されている<u>原子炉圧力容器の範囲内</u>の照射済燃料集合体の移動に必要な<u>最低レベルに等しいかそれ以上</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<u>間中</u>に生ずる。</p>	<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"> ・表現の適正化 <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"> ・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>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) 格納容器隔離系の中に、動作可能でないものがある<u>可能性があり</u>、閉じ込め機能の<u>喪失の可能性が増加する。</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<u>低温過加圧</u>（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、<u>それぞれの熱交換器</u>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<u>重要度評価</u>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</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、動作可能でないもの<u>あり</u>、閉じ込め機能の<u>喪失可能性が大きいものがある。</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<u>低温加圧</u>（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のそれぞれの熱交換器</u>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<u>安全重要度評価</u>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</p>	<p>記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・誤記訂正 ・分かり易い表現とした <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（低温過加圧に統一）</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（表現の統一）</p>
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

するスクリーニング質問事項を別紙2から5までに定めている。スクリーニング質問事項は、運転モード、沸騰までの時間、原子炉冷却系水位及び原子炉冷却系の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）

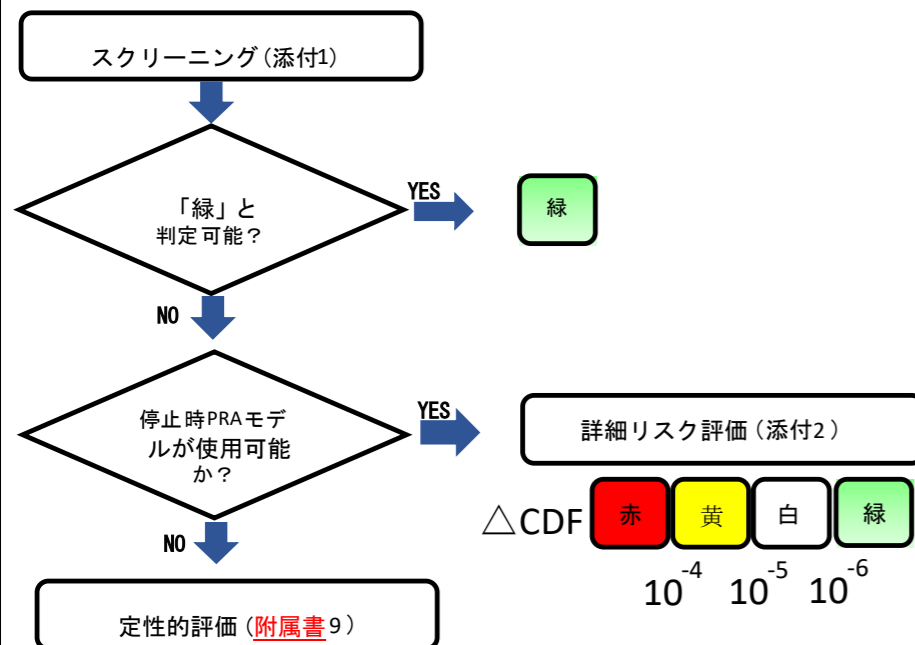
重要度決定プロセスの一環として、停止中に事業者が事象の発生を最小化し緩和能力を維持することの確認に加え、原子力検査官は水位維持の失敗を示す状態又は事象の監視も行う。本附属書の添付1に記載の状態が生じた場合、その検査指摘事項は定量的に評価される必要がある。

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>			



するスクリーニング質問事項を別紙2から5までに定めている。スクリーニング質問事項は、運転モード、沸騰までの時間、原子炉冷却系水位及び原子炉冷却系の構成によって決まる、全ての運転状態に対応している。別紙2から5までを完了するに当たっては、検査官は別紙1の表1を使用する。表1には、停止中に維持していることが好ましい機器、系統、計装装置、方針及び手順がセットになっている。

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

4.4 停止時中の水位維持の失敗（PWRのみ）

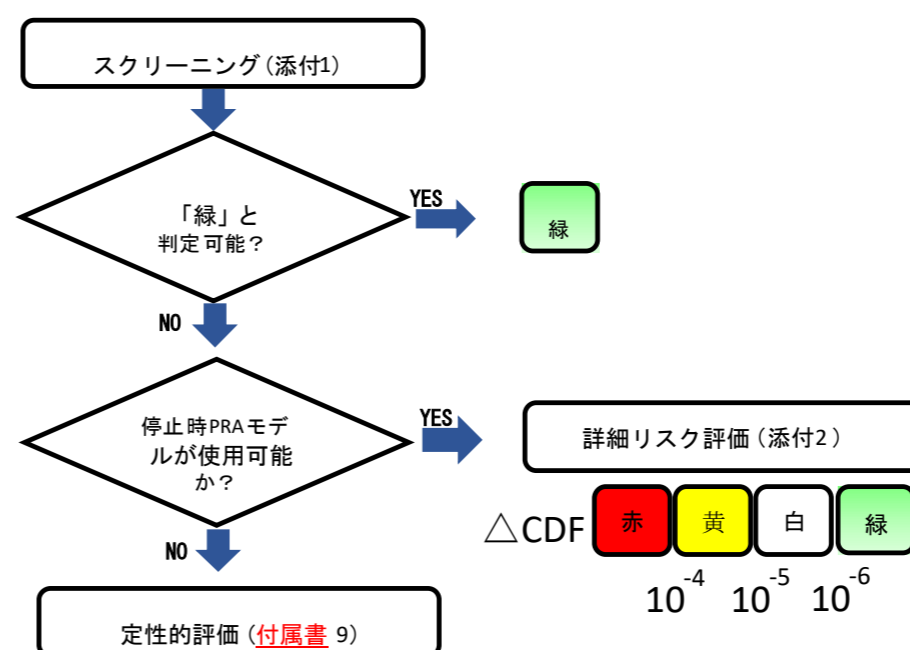
安全重要度決定プロセスの一環として、停止中に事業者が事象の発生を最小化し緩和能力を維持することの確認に加え、原子力検査官は水位維持の失敗を示す状態又は事象の監視も行う。本附属書の添付1に記載の状態が生じた場合、その検査指摘事項は定量的に評価される必要がある。

4.5 定量評価を必要とする所見

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

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	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	



記載の適正化

記載の適正化

改正に伴う修正

誤記訂正

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](#)」(以下、「[安全重要度評価ガイド](#)」という。)の添付1に示される初期評価に戻ることにする。

2 開始条件

個別事項の[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[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、[安全重要度評価ガイド](#)の添付1の表3により、検査官は適用する[重要度評価手法](#)を選定する。プラント停止時の検査指摘事項の場合は本附属書を適用する。検査官は、[安全重要度評価ガイド](#)の添付1の表1、2における検査指摘事項の初期評価からの情報を活用するが、[当該ガイド](#)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

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にする。

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

略称の設置

記載の適正化(表現の統一)

記載の適正化(表現の統一)

略称の使用

略称の使用
略称の使用

受けた**構築物、系統及び機器 (SSC)**、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**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、**重要度評価**の枠組みを活用して事業者側の入力や仮定の妥当性を評価していくこととする。

安全機能	主要システム	サポートシステム	起回事象シナリオ
残留熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去 余熱除去 停止時冷却 (SDC) 蒸気発生器 (PWR) フィード&ブリード (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"> 交流電源 直流電源 RHR 熱交換器 補機冷却系 (PWR) 逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口/出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉容器上蓋が取り付けられた PWR のみ) 補機冷却海水系 (BWR) 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) 水位制御喪失 (LOLC) (PWR) 補機冷却水喪失 (CCW) (PWR) 補機冷却海水系喪失 (RSW) (BWR)
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 逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口/出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉容器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"> 保有水喪失 (LOI) オーバードレン (OD) (PWR) 水位制御喪失 (LOLC) (PWR)
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"> 全起回事象因子
反応度制御	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護系 (RPS) 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)

受けた**構築物・系統・機器**、劣化の内容及び劣化した状態の継続期間など、検査指摘事項の重要度を決定するための情報を収集する。検査官は、事業者からの提供準備が整えば**安全重要度評価**の初期段階から事業者のリスクに関する知見を入手すべきであり、**安全重要度評価**の枠組みを活用して事業者側の入力や仮定の妥当性を評価していくこととする。

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

記載の適正化 (表現の統一)

記載の適正化

格納容器	<ul style="list-style-type: none"> 水素制御 格納容器閉じ込め能力 貫通部 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定) 仮設閉じ込め/貫通部 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因事象因子
------	-----------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------

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。

格納容器	<ul style="list-style-type: none"> 水素制御 格納容器封鎖能力 貫通部 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定) 仮設封鎖/貫通部 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因因子
------	---------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------------------------------------------------

(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。

記載の適正化
・表の記載項目に限定しないことを明記

<p>引き続き、スクリーニング質問に回答する。</p> <p>1.4 スクリーニング質問に回答し、別紙における決定論理を用いて当該事項を「緑」として特定できるかどうか判断する。別紙に示されている事例は全てを網羅しているわけではないことに留意すること。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。</p> <p>ステップ2：当該事項を「緑」にスクリーニングできれば、所定の様式に従い文書化する。</p> <p>ステップ3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙2～5でのスクリーニング質問による指示に従い、詳細リスク評価又は定性的基準を用いるリスク評価を実施する。この評価の実施に当たっては本庁に連絡すること。</p> <p style="text-align: center;">別紙2 発生防止のスクリーニングに関する質問</p> <p><u>A. プラント停止時の起因事象</u></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><u>B. 冷却材喪失事故—保有水喪失に係る起因事象</u></p> <p>2. <u>保有水喪失事象</u>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系統の失敗（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</p>	<p>引き続き、スクリーニング質問に回答する。</p> <p>1.4 スクリーニング質問に回答し、別紙における決定論理を用いて当該事項を「緑」として特定できるかどうか判断する。別紙に示されている事例は全てを網羅しているわけではないことに留意すること。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。</p> <p>ステップ2：当該事項を「緑」にスクリーニングできれば、所定の様式に従い文書化する。</p> <p>ステップ3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙2～5でのスクリーニング質問による指示に従い、詳細リスク評価又は定性的基準を用いるリスク評価を実施する。この評価の実施に当たっては本庁に連絡すること。</p> <p style="text-align: center;">別紙2 発生防止のスクリーニングに関する質問</p> <p><u>A. プラント停止時の起因事象</u></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><u>B. 冷却材喪失事故—インベントリ喪失に係る起因事象</u></p> <p>2. <u>インベントリ喪失事象</u>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系統の失敗（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</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>記載の適正化（表現の統一）</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------

<p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>3. 当該保有水喪失事象は運転中の残留熱除去系統へ影響を及ぼす前に漏えいが止まるような自己制御的なものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><u>C. 過渡事象の起因となる事象</u></p> <p>4. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が原子炉キャビティ満水又はウェル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又はウェル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><u>D. 外部事象に係る起因事象</u></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><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系統へ影響を及ぼす前に漏えいが止まるような自己制御的なものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 次へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 詳細リスク評価へ進む</p> <p><u>C. 過渡事象の起因となる事象</u></p> <p>4. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が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><u>D. 外部事象に係る起因事象</u></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>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>BWR の状態を追加</p> <p>BWR の状態を追加</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ないことから修正原文に沿って修正</p>
-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

別紙3 影響緩和のスクリーニングに関する質問	別紙3 影響緩和のスクリーニングに関する質問	
<p>A. 緩和系の<u>構築物、系統及び機器 (SSC)</u> 及び機能性</p> <p>1. 当該検査指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該 SSC はその運用性又は機能性を維持しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 緑とする <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該検査指摘事項は、安全機能の喪失を示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>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>A. 緩和系の <u>SSC</u> 及び機能性</p> <p>1. 当該検査指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該 SSC はその運用性又は機能性を維持しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 緑とする <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該検査指摘事項は、安全機能の喪失を示しているか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>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>記載の適正化</p>
<p>4. a) <u>キャビティ又はウェル満水</u> 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. a) <u>キャビティが満水</u> 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>BWR の状態を追加</p>
<p>4. b) <u>キャビティ又はウェルが非満水</u> 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>4. b) <u>キャビティが非満水</u> 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>BWR の状態を追加</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. 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、<u>ウエル</u>が非満水の場合、当該検査指摘事項は、動作可能であることの要求の有無にかかわらず、原子炉容器の低水位における RHR の自動隔離の機能を劣化させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p><u>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）</u></p> <p>6. 当該検査指摘事項は、別紙 5 の判断基準を用い、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象により可能性としてリスク上重要であるとみなされるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p><u>C. 消防隊</u></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 <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 <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>	<p>5. b) BWR で、<u>原子炉ウエル</u>が非満水の場合、当該検査指摘事項は、動作可能であることの要求の有無にかかわらず、原子炉容器の低水位における RHR の自動隔離の機能を劣化させるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 詳細リスク評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p><u>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）</u></p> <p>6. 当該検査指摘事項は、別紙 5 の判断基準を用い、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象により可能性としてリスク上重要であるとみなされるか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p><u>C. 消防隊</u></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 <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 <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>	<p>記載の適正化（表現の統一）</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> <ol style="list-style-type: none"> 1. 低温過加圧 (LTOP) - PWR について、当該指摘事項は、低温過加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？ <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む 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保有水喪失事象を引き起こす可能性があるか？ <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む 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？ <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む 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？ <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む 	<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> <ol style="list-style-type: none"> 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？ <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む 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？ <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む 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？ <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む 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？ <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> はい → 附属書9へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む 	<p>記載の適正化 (低温過加圧に統一)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</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"/> 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><u>B. 格納容器バリア</u></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、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>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"/> はい → 附属書 9 へ進む <input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>5. ドレンドア経路又は漏えい経路 - 当該検査指摘事項は、ドレンドア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><u>B. 格納容器バリア</u></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>記載の適正化（表現の統一）</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それ自体により：</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において、2 つ以上のトレインを劣化させるか、又は唯一 	<p>1. 機器又は安全機能が完全に故障又は利用不能と想定される場合、次の 3 つの記述のいずれかが当てはまるか？ 外的起因事象発生中にそれを低減する目的のこの機器又は機能の喪失のみにより：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 問題のプラントに対して、表 1に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？ ・ 複数トレインの安全系若しくは機能の 2 つ以上のトレインを劣化させるか、又は唯一利用可能 	<p>記載の適正化</p> <p>記載の簡素化</p>

<p>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？</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全系又は安全機能をサポートする系統の1つ以上のトレインを劣化させるか？ <p><input type="checkbox"/> はい → 当該検査指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙2の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の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>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？</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全系又は安全機能をサポートする系統の1つ以上のトレインを劣化させるか？ <p><input type="checkbox"/> はい → 当該検査指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙2-5のスクリーニング質問事項に戻る。</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 次へ進む</p> <p>2. 当該検査指摘事項は、確率的リスク評価（PRA）又は類似の分析を通じて事業者により特定される、外的事象による炉心損傷事故シーケンス（地震、溢水又は悪天候事象により引き起こされるもの）に寄与する安全機能の完全な喪失に関わるものか？</p> <p><input type="checkbox"/> はい → 当該検査指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙2-5のスクリーニング質問事項に戻る。</p> <p><input type="checkbox"/> いいえ → 緑とする</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
<p style="text-align: center;">添付2 詳細リスク評価</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モデルがあればこれを用いるが、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> <ul style="list-style-type: none"> ① 影響する期間の特定 ② 使用できない設備の特定 	<p style="text-align: center;">添付2 詳細リスク評価</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ものがあれば、事業者の確率論的リスク評価（PRA）モデルを用いる。確率論的リスク評価（PRA）モデルが使用できない場合は、附属書9の定性評価を実施する。</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> <ul style="list-style-type: none"> ① 影響する期間の特定 ② 使用できない設備の特定 	<p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化</p>

③ 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

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

3.1 余裕時間の特定

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

冷却材が 100°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。

③ 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

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

3.1 余裕時間の特定

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

冷却材が 100°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 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_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3 2 略語と定義 4 3 <u>重要度評価</u>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<u>重要度</u>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<u>重要度評価プロセス</u>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<u>重要度評価</u>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<u>重要度</u>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_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 2 略語と定義 4 3 <u>安全重要度評価</u>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<u>安全重要度</u>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<u>安全重要度評価プロセス</u>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<u>安全重要度評価</u>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<u>安全重要度</u>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>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>

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

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

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

2 略語と定義

2.1 略語

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

2.2 定義

格納容器機能喪失頻度（CFF）：

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

重要度評価の各フェーズ：

フェーズ1～検査指摘事項の特性評価と初期スクリーニング：検査又は事業者が実施する是正措置プ

定量的基準	ΔCDFに基づく判断	ΔCFFに基づく判断
$\geq 10^{-4}$	赤	赤
$10^{-4} < 10^{-5}$	黄	赤
$10^{-5} < 10^{-6}$	白	黄
$10^{-6} < 10^{-7}$	緑	白
$< 10^{-7}$	緑	緑

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

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

2 略語と定義

2.1 略語

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

2.2 定義

格納容器機能喪失頻度（CFF）：

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

重要度評価の各フェーズ：

フェーズ1～検査指摘事項の特性評価と初期スクリーニング：検査又は事業者が実施する是正措置プ

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化

<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<u>検査指摘事項</u>（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～<u>重要度</u>の評価と基準： <u>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重要度の評価</u></p> <p>フェーズ3～<u>重要度</u>の詳細評価： <u>フェーズ2の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）。</u></p> <p>3 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<u>重要度</u>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<u>件重指摘事項</u>（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～<u>安全重要度</u>の評価と基準：<u>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</u></p> <p>フェーズ3～<u>安全重要度</u>の詳細評価：<u>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）。</u></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<u>安全重要度</u>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> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</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 **重要度評価プロセス** により Δ CDF に基づく **重要度** を求める。この全 Δ CDF が炉年当たり **10^{-7} 未満** である場合、重要度を「緑」と評価する。

炉年当たりの全 Δ CDF が **10^{-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 **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 **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 **重要度評価** を行う。

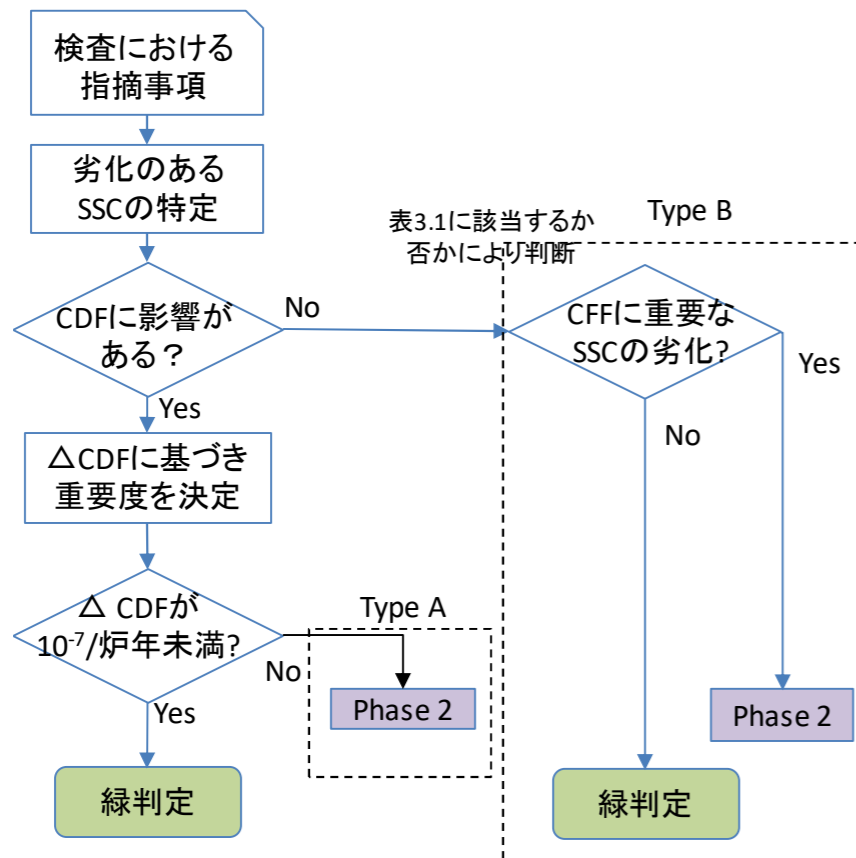


図 3.1 重要度評価プロセスのフロー図

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。

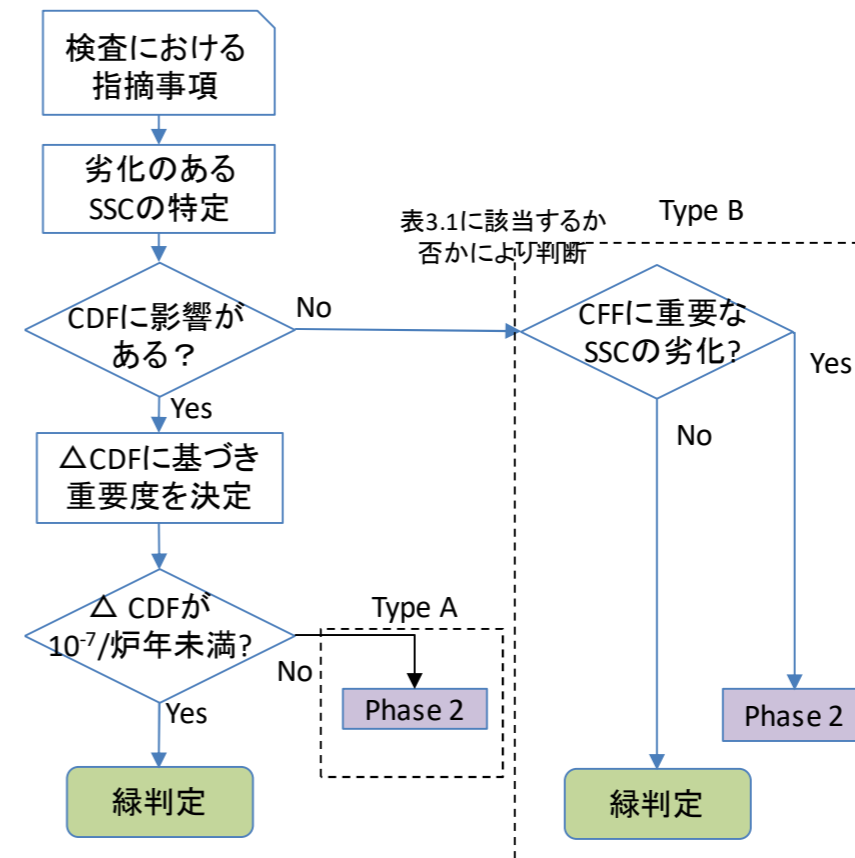


図 3.1 重要度評価プロセスのフロー図

記載の適正化 (表現の統一)
記載の適正化

記載の適正化 (表現の統一)

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。

表 3.1 CFF に影響を及ぼす SSC 一覧

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

表の行間を調整

圧力抑制設備 <ul style="list-style-type: none"> 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ユ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 及び CFF** についても **重要**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

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 **重要度決定プロセス**を定めており、CDF に影響を与える検査指摘事項の重要度を評価するための指針が示されている。これらの指針では、CDF の増加量 ΔCDF を評価し、**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**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**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 ΔCDF を求め、CDF に影響を与える検査指摘事項のうち、CFF にも寄与する可能性のある検査指摘事項を同定する。

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 ΔCDF (全ての炉心損傷事故シーケンスの変化量の総和) が年間 **10⁻⁷/炉年未満**である場合、CFF に対する**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。

	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** についても **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 ΔCDF を評価し、**安全重要度**を決定する。

このような CDF に影響を与える検査指摘事項は、タイプ A に分類される。タイプ A に関しては、CFF に基づいて**安全重要度**の評価を行う。4.2 節は出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項に対する**安全重要度**の評価手順を示す。

【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 ΔCDF を求め、CDF に影響を与える検査指摘事項のうち、CFF にも寄与する可能性のある検査指摘事項を同定する。

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 ΔCDF (全ての炉心損傷事故シーケンスの変化量の総和) が年間 **1E-7/炉年未満**である場合、CFF に対する**安全重要度**は緑となり、それ以上の CFF に関する評価は不要である。そうでない場合、ステップ 3 へ進む。

検査の指標は CFF なので追記誤記訂正

記載の適正化(表現の統一)

記載の適正化
記載の適正化(表現の統一)

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。

- a) 検査指摘事項に対するリスクの増加量の絶対値 (ΔCDF 及び ΔCFF)
- b) 検査指摘事項に対するリスクの変化割合 ($\Delta CDF/CDF$ 及び $\Delta CFF/CFF$)
- c) 検査指摘事項に対する主要な事故のシナリオ

得られたリスクの増加量、リスクの変化割合及び主要な事故シナリオから、**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。

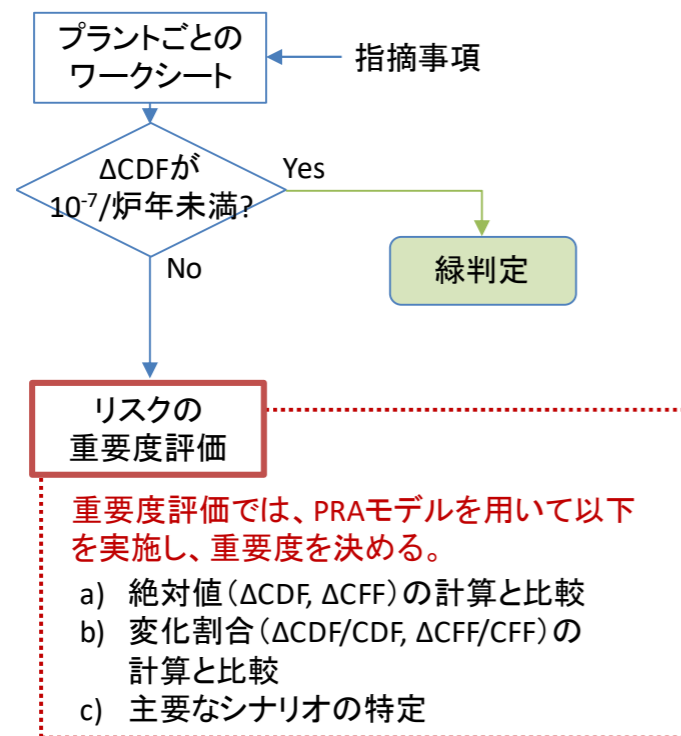


図 4.1 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

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

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。

- a) 検査指摘事項に対するリスクの増加量の絶対値 (ΔCDF 及び ΔCFF)
- b) 検査指摘事項に対するリスクの変化割合 ($\Delta CDF/CDF$ 及び $\Delta CFF/CFF$)
- c) 検査指摘事項に対する主要な事故のシナリオ

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

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

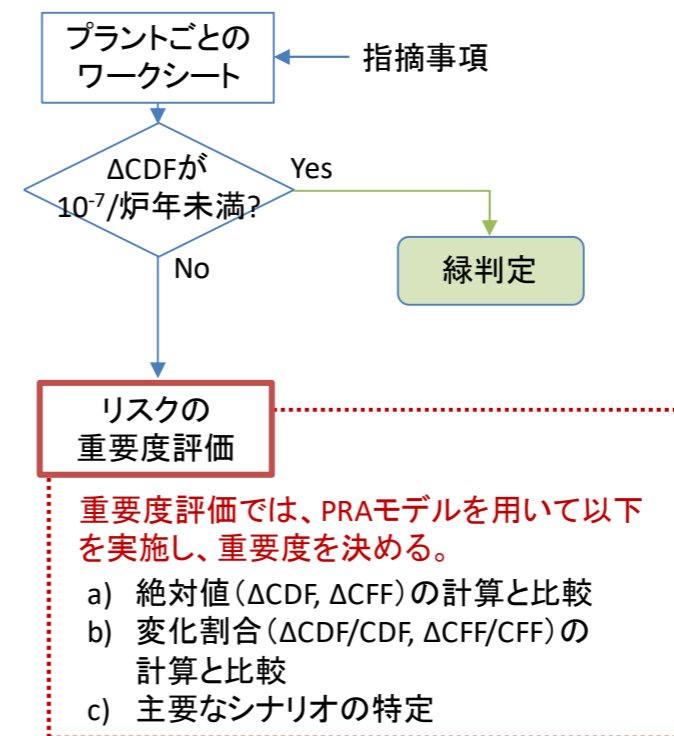


図 4.1 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

5 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する手順

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

記載の適正化（表現の統一）

る CFF の **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 **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。 **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 **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 **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

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

記載の適正化 (表現の統一)

記載の適正化 (表現の統一)

記載の適正化 (表現の統一)

記載の適正化 (表現の統一)

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	<u>主蒸気隔離弁</u> 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

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	<u>主蒸気遮隔離弁</u> 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

誤記訂正

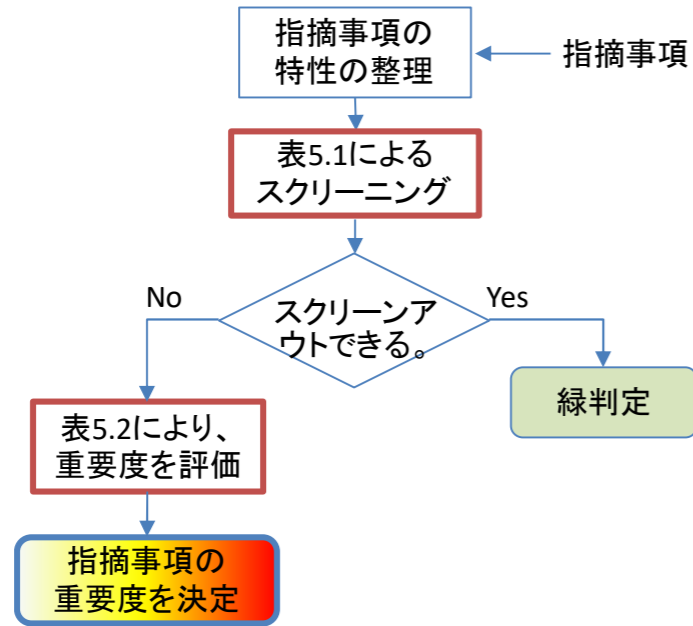


図 5.1 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

○ 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>			

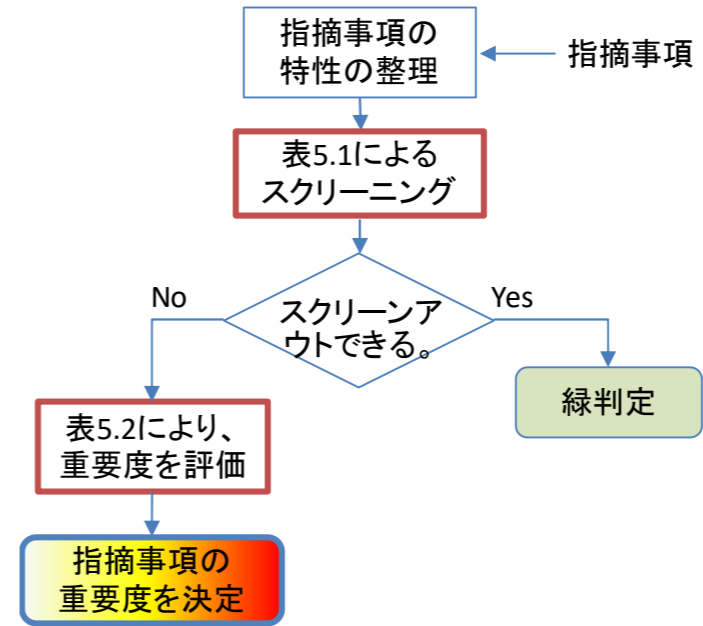


図 5.1 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

○ 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_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1 適用範囲 3 2 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重要度を評価するために用いられる。 この重要度評価は、以下に関連する検査の指摘事項で、軽微よりも重要度が高いと判断されたものである。</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、この重要度評価において用いられる想定かつ用語の定義については添付に記載している。</p> <p>2 重要度評価の手順</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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_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 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。 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;"> <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>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>

<p>本附属書を用いた重要度評価では、その他の評価ガイドによる重要度評価で用いられる ΔCDF（年換算による炉心損傷のリスク増加）ではなく、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>重要度は、事業者によるメンテナンスに係る不十分なリスク評価又はリスク管理活動の欠如によるリスク増加の量を踏まえ評価される。特に、漸進的炉心損傷確率損失（ICDPD）及び漸進的格納容器破損確率損失（ICFFD）は、事業者がメンテナンス活動又は設定による一時的リスクの増加について、不十分なリスク評価を行ったことによる劣化の重要度を評価するのに用いられる。</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. 懸念となる構築物、系統及び機器（SSC）の設定及び使用から除外されてから再び使用した SSC の実時間</p> <p>b. 起因事象の発生可能性を潜在的に増加させたメンテナンス活動の詳細</p> <p>c. 実施された実際の補償行動の詳細</p> <p>d. 被認可者によるリスク評価</p> <p>手順 2.2：リスク損失の決定</p> <p>事業者が全くリスク評価を行わなかった場合、実際のリスク増加（ICDPactual）は、$ICDP_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ の条件において、漸進的 CDF と設定期間の年換算の部分との積となる。[すなわち、$ICDP_{actual} = ICDP_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。</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</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、$ICDP_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ の条件において、漸進的 CDF と設定期間の年換算の部分との積となる。[すなわち、$ICDP_{actual} = ICDP_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。</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</p>	<p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------

場合、ICDP と等しい。欠陥のあるリスク評価の場合、 $ICDP_{actual} > ICDP_{flawed}$ と仮定すると、リスク損失 $ICDPD = ICDP_{actual} - ICDP_{flawed}$ である。

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

事業者のリスクの過小評価（又は評価の不実施）の重要度（ICDPD）はその後、フローチャート 1 を参照にする。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 **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。

(略)

○ 改正履歴

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

場合、ICDP と等しい。欠陥のあるリスク評価の場合、 $ICDP_{actual} > ICDP_{flawed}$ と仮定すると、リスク損失 $ICDPD = ICDP_{actual} - ICDP_{flawed}$ である。

実際に正しく評価された ICDP が $1E-6$ 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。

(略)

○ 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)

記載の適正化

<p>(略)</p> <p>添付 用語の定義</p>	<p>(略)</p> <p>添付 用語の定義</p>	
----------------------------	----------------------------	--

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 (GI0007_附属書 9_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 2 基本的な考え方 3 3 適用 3 4 評価手順 4</p> <p>添付 1 <u>実用発電用原子炉施設</u>のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法 (削る)</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</u>、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<u>重要度</u>を評価する際、他の附属書において規定されている<u>重要度評価</u>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<u>重要度</u>を見積もることができない<u>場合</u>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（<u>重要度</u>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<u>重要度評価</u>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<u>重要度</u>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<u>重要度</u>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して</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 (GI0007_附属書 9_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 目的 3 2 基本的な考え方 3 3 適用 3 4 評価手順 4</p> <p>添付 1 <u>発電用原子炉施設</u>のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法 <u>添付 2 核燃料施設等の安全重要度評価（原子力施設安全）の視点</u></p> <p>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</u>、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<u>安全重要度</u>を評価する際、他の附属書において規定されている<u>安全重要度評価</u>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<u>安全重要度</u>を見積もることができない<u>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</u>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（<u>安全重要度</u>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<u>安全重要度評価</u>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<u>安全重要度</u>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<u>安全重要度</u>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>改正に伴う修正</p> <p>記載の適正化（附属書 10 新設により削除）</p> <p>記載の適正化（附属書 10 新設により削除）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p>

<p>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<u>重要度評価</u>が適切ではない場合がある。</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<u>重要度</u>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> <ul style="list-style-type: none"> a 他の附属書において本附属書を適用することが示されている場合 b 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、対象原子炉施設に係る PRA モデルが未整備であり、又は適切性が確認されていない場合 c 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、PRA 手法の適用が適切でないと判断できる場合 d 他の附属書による評価手法を適用することが適切でないと判断できる場合 <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 SERP</u>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> <ul style="list-style-type: none"> (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、<u>重要度評価</u>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、<u>重要度評価</u>を終了する。 (2) <u>境界評価</u>が困難な場合又は境界評価によって検査指摘事項の<u>重要度</u>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>4.2 検査指摘事項に係る指標の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) <u>境界評価</u>が困難な場合又は<u>重要度</u>が「緑」を超える可能性がある検査指摘事項については、以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、その他の考慮すべき情報を含め、総 	<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<u>安全重要度評価</u>が適切ではない場合がある。</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切ではない。</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<u>安全重要度</u>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> <ul style="list-style-type: none"> a 他の附属書において本附属書を適用することが示されている場合 b 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、対象原子炉施設に係る PRA モデルが未整備であり、又は適切性が確認されていない場合 c 他の附属書において PRA 手法を適用することが示されているものの、PRA 手法の適用が適切でないと判断できる場合 d 他の附属書による評価手法を適用することが適切でないと判断できる場合 <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>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 SERP</u>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> <ul style="list-style-type: none"> (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、<u>安全重要度評価</u>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、<u>安全重要度評価</u>を終了する。 (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評価</u>が困難な場合又は境界評価によって検査指摘事項の<u>安全重要度</u>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>4.2 検査指摘事項に係る指標の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> (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評価</u>が困難な場合又は<u>安全重要度</u>が「緑」を超える可能性がある検査指摘事項 	<p>記載の適正化（附属書 10 新設により削除）</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（附属書 10 新設により削除）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（表現の統一）</p> <p>記載の適正化（附属書 10 新設により削除）</p> <p>記載の適正化（附属書 10 新設により削除）</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

合的に考慮した上で検査指摘事項の重要度を評価する。

- 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「実用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」を超える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、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」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		

り削除)

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）

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化（表現の統一）

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		

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 実用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、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の重要度評価を行う際、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の附属書9「定性的な判断基準に関する重要度評価ガイド」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実用発電用原子炉施設の状態を定量化（点数化）し、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実用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実用発電用原子炉設置者（以下本添付

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

記載の適正化（表現の統一）

改正に伴う修正

記載の適正化
記載の適正化（表現の統一）

1において「事業者」という。)の活動により達成される、実用発電用原子炉施設の安全維持のための機能である。

- ①実用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	<u>重要度</u> 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	<u>重要度</u> 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実用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実用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、実用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	<u>安全重要度</u> 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	<u>安全重要度</u> 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。

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

2.2 実用発電用原子炉施設の安全確保状態の評価

実用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実用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、

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、

記載の適正化

記載の適正化

(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**実用発電用原子炉**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**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

(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

記載の適正化

記載の適正化

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。

【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

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。

【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かかわらず、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、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
<u>重要度</u>	緑	白	黄	赤

(削る)

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かかわらず、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
<u>安全重要度</u>	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。

記載の適正化（表現の統一）

記載の適正化
・附属書 10 新設により削除

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

表 代表的な核燃料物質等の状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベル（例）

	液体	気体 (粉末及びエアロゾル を含む)	固体
<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。） 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确实かつ継続的に行われていることを以下の点に着目して確認する。</p> <p>(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。） 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确实かつ継続的に行われていることを以下の点に着目して確認する。</p> <p>(1) 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(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、他検査に係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、他検査に係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	

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

改正に伴う修正

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	日常

に係る時間は含まれない。

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	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

れない。

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	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

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3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p><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>a. 許認可関連文書等により施設の溢水評価区画及びウォークダウンによる取水施設を含めた内部溢水の影響を受けやすいエリアの調査。</p> <p>b. 設備の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能、発電炉にあつては使用済燃料の冷却機能等、核燃料施設にあつては火災・爆発、臨界等の防止機能等を有する設備、これらの設備について適切な溢水防護対策が講じられ、溢水事象が発生しても設備の健全性が確保されること。</p> <p>c. 防護すべき設備のあるエリアにおいては、防水扉、堰、ドレン排水等の溢水防護対策が講じられ、それらの機能が劣化していないこと。</p> <p>d. 防護すべき設備が結露水、浸水等の内部溢水等により悪影響を受けないこと。</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>a. 結露水、浸水等の内部溢水の悪影響を受けやすいケーブルの設置場所を配線図面等で確認し、悪影響を受けてもケーブルの健全性が確保されること。</p> <p>b. 防護すべき設備に使用されるケーブルは、仕様、耐環境性、水分による損傷等が考慮され、アクセスが困難場所では排水・乾燥、監視等が行われていること。</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) 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</u></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3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。</p> <p><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>a. 許認可関連文書等により施設の溢水評価区画及びウォークダウンによる取水施設を含めた内部溢水の影響を受けやすいエリアの調査。</p> <p>b. 設備の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能、発電炉にあつては使用済燃料の冷却機能等、核燃料施設にあつては火災・爆発、臨界等の防止機能等を有する設備、これらの設備について適切な溢水防護対策が講じられ、溢水事象が発生しても設備の健全性が確保されること。</p> <p>c. 防護すべき設備のあるエリアにおいては、防水扉、堰、ドレン排水等の溢水防護対策が講じられ、それらの機能が劣化していないこと。</p> <p>d. 防護すべき設備が結露水、浸水等の内部溢水等により悪影響を受けないこと。</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>a. 結露水、浸水等の内部溢水の悪影響を受けやすいケーブルの設置場所を配線図面等で確認し、悪影響を受けてもケーブルの健全性が確保されること。</p> <p>b. 防護すべき設備に使用されるケーブルは、仕様、耐環境性、水分による損傷等が考慮され、アクセスが困難場所では排水・乾燥、監視等が行われていること。</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) 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</u></p>	<p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p> <p>記載の適正化 (誤記)</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------

<p>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>
----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------

<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。</p> <p>なお、実行不可能な場合は、担当 監視部門と協議する。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>b. 核燃料施設等</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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</p>	<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。</p> <p>なお、実行不可能な場合は、担当 監視部門と協議する。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>b. 核燃料施設等</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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</p>	<p>記載の適正化（誤記）</p>
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------

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			

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>			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、「緑」(核燃料施設等においては「追加対応なし」)以上の可能性がある問題、状況に関して、事業者の原因分析及び是正処置が不十分と思われる場合には注意を怠らないこと。</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、「緑」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、対象者が社内で不利益を受けるおそれがあるため、取扱いには注意する必要がある（b. NRC の取り組み等参照）。

b. NRC の取り組み等

(a) NRC は、インタビュー対象者のリスト情報を事業者側の管理職のみが知ることに限定した上で、インタビューを受けるスタッフの上司に対して、インタビューの事前準備やインタビュー結果の報告を求めないことを要請。

(b) インタビューの回答を理由に上司や管理職が当該スタッフに不利益な扱いをした場合、Allegation（NRC への内部告発制度）による申告が可能な旨をインタビュー時に伝え、当該対象者から申告を受ければ、NRC が事実関係を調査。

(c) 日本の場合、上記 Allegation に該当する「原子力施設安全情報に係る申告制度」（原子力規制委員会ホームページの[トップページから「原子力の規制」を選択し、「原子力規制検査」の「申告制度」](#)を参照）があり、申告があった場合、これに基づき適切に対応する。

5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド

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、対象者が社内で不利益を受けるおそれがあるため、取扱いには注意する必要がある（b. NRC の取り組み等参照）。

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 a～fの項目 を必須項目とし、それ以外の項目は、事業者のパフォーマンスに応じて追加することができる。

【必須項目】

a. **事業者**が特定した問題（内部監査又は自己評価により特定された問題及び事業者の不適合等の報告書を含む）。

事業者の不適合等に関するCAP情報のレビューは、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査での問題点に着目するなど、検査期間中の検査リソースを効果的に利用し、品質を大きく損なう事象に対する是正処置を優先的に検査対象とすること。事業者の是正処置（根本的な原因分析（Root Cause Analysis）を含む。以下「RCA」という。）について評価する際は、「原因分析に関するガイド」を参照して評価してもよい。

b. **品質管理基準規則第18条～第20条（マネジメントレビュー関連）**に関する自己評価の結果

事業者の自己評価の結果が、本検査で収集されたデータと一貫性があるかどうか、自己評価が問題を効果的に特定しているかどうかを判断すること。検査対象の評価の結果と過去に行われた評価の結果との間に存在する差異が合理的なものであることを検証すること。PI&R活動により特定した問題の解決にあたって、適時、適切に是正処置が実施されているかどうかを判断するため、事業者の自己評価をレビューすること。

c. **内部監査**

内部監査部門は、社長の代理として組織の監査を行う使命があり、社長の意向に沿って組織の問題、課題を特定し、組織の改善を促す重要な部門である。このことから、内部監査をレビューする場合、検査官は、その監査がQMSの分野における問題を適切に特定しているかどうかを判断するため、事業者のQMS及び監査計画書、監査報告書を理解する必要がある。

監査の結果と検査官の結論の間に矛盾点を見出した場合、当該分野について複数サイクルの監査をレビューし、品質管理基準規則第46条（内部監査）の要求事項に対して、十分な深みと範囲をもった適切な監査となっているかどうかを判断する必要がある。品質管理基準規則第46条（内部監査）に基づき定期的実施される内部監査の結果は、「被監査部門の活動がQMSや業務プロセスに適合し、QMSの実効性を維持しており、QMSの改善や被監査部門の業務プロセスの改善の機会となり組織の改善に役立っている」ものであることが求められる。検査官は、特定された矛盾点を評価し、内部監査が事業者の問題や課題を適切に特定し、組織の改善に役立っているかどうかを判断する必要がある。

d. **健全な安全文化の育成と維持に関する活動の分析・評価**

(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**

記載の適正化

<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「<u>緑</u>」を超える（<u>核燃料施設等においては「追加対応あり」</u>）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<u>緑</u>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>	○	○	○

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><適切な是正処置の確認></p> <p>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）></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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><検査官の検査指摘事項への対応></p> <p>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>			○

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

6 四半期報告書への反映

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><適切な是正処置の確認></p> <p>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）></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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><検査官の指摘事項への対応></p> <p>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>			○

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

6 四半期報告書への反映

記載の適正化（誤記）

<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>			

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 想定の間隙 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 想定の間隙 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(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(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、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、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_r2)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」「放射線安全」 小分類：「閉じ込めの維持」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」 検査分野：「施設管理」「運転管理」「放射線管理」「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第61条の2の2の規定に基づき、法第52条第1項の許可を受けた者のうち、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号。）第41条各号に該当する核燃料物質を使用しない者（以下「非該当使用者」という。）に対して、法第61条の2の2第1項第4号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_r1)</p> <p style="text-align: center;">原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課</p> <p>1 監視領域 大分類：「原子力施設安全」「放射線安全」 小分類：「閉じ込めの維持」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」 検査分野：「施設管理」「運転管理」「放射線管理」「防災・非常時対応」</p> <p>2 検査目的 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（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<u>許可事項等</u>への適合性及び保安活動の<u>状況を、記録等に基づいて</u>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<u>許可事項</u>への適合性及び保安活動の<u>状況</u>を確認する。</p>	<p>記載の適正化</p>
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------

<p>(3) 検査気付き事項等に関する対応</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> <p>a. 管理区域への入域前に注意事項の説明を受けたか。</p> <p>b. 入退域手続きが適切か。</p> <p>c. 管理区域への入域時に、防護装備（専用の作業衣、作業靴等）、個人線量計等の着用を求められたか。</p> <p>d. 管理区域入口に注意事項等が掲示されているか。</p> <p>e. 放射線監視盤にて、排気モニタ、ダストモニタ等の記録が取られているか。</p> <p>f. 管理区域からの退域時に、検査担当職員自身の汚染検査が実施されたか。</p> <p>g. 管理区域からの退域時に、持ち込み物品（書類、カメラ等）の汚染検査が実施されたか。</p> <p>(2) 施設の管理状況を確認する。</p> <p>a. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の設備等が許可申請書通りに施設されていること（無許可で設備等の改造、廃棄をしていないこと）、及び許可申請書に記載されていない設備等で核燃料物質等が使われていないか。</p> <p>b. 施設及び機器の巡視及び点検は実施されているか（点検内容、頻度、記録等）。</p> <p>(3) 核燃料物質等の取扱い状況を確認する。</p> <p>a. 作業エリアは整理・整頓されているか（設備内に核燃料物質等が放置されていないか）。</p> <p>b. 作業者が必要とされる装備をしているか。</p> <p>c. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。</p>	<p>(3) 検査実施手順</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> <p>a. 管理区域への入域前に注意事項の説明を受けたか。</p> <p>b. 入退域手続きが適切か。</p> <p>c. 管理区域への入域時に、防護装備（専用の作業衣、作業靴等）、個人線量計等の着用を求められたか。</p> <p>d. 管理区域入口に注意事項等が掲示されているか。</p> <p>e. 放射線監視盤にて、排気モニタ、ダストモニタ等の記録が取られているか。</p> <p>f. 管理区域からの退域時に、検査担当職員自身の汚染検査が実施されたか。</p> <p>g. 管理区域からの退域時に、持ち込み物品（書類、カメラ等）の汚染検査が実施されたか。</p> <p>(2) 施設の管理状況を確認する。</p> <p>a. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の設備等が許可申請書通りに施設されていること（無許可で設備等の改造、廃棄をしていないこと）、及び許可申請書に記載されていない設備等で核燃料物質等が使われていないか。</p> <p>b. 施設及び機器の巡視及び点検は実施されているか（点検内容、頻度、記録等）。</p> <p>(3) 核燃料物質等の取扱い状況を確認する。</p> <p>a. 作業エリアは整理・整頓されているか（設備内に核燃料物質等が放置されていないか）。</p> <p>b. 作業者が必要とされる装備をしているか。</p> <p>c. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。</p>	<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>			

表1 核燃料物質の使用等に関する規則の規定条項

(略)

表2 核原料物質の使用に関する規則の規定条項

(略)

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。）

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

(略)

表2 核原料物質の使用に関する規則の規定条項

(略)

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。）

記載の適正化（記載位置の移動）

改正に伴う変更

<p>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。</p> <p>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</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>2 その他保安のために必要な事項</p> <p>(1)核燃料物質使用許可申請書等との整合</p> <p>a. 予定使用期間及び年間予定使用量</p> <p>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</p> <p><u>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</u></p> <p>(2)核燃料物質使用に関する記録の管理状況</p> <p>(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>(略)</p> <p style="text-align: right;">別紙 3</p> <p style="text-align: center;">廃止措置の終了の確認に係る項目</p> <p>(略)</p>	<p>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。</p> <p>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</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>(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]</p> <p>2 その他保安のために必要な事項</p> <p>(1)核燃料物質使用許可申請書等との整合</p> <p>a. 予定使用期間及び年間予定使用量</p> <p>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 (新設)</p> <p>(2)核燃料物質使用に関する記録の管理状況</p> <p>(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>(略)</p> <p style="text-align: right;">別紙 3</p> <p style="text-align: center;">廃止措置の終了の確認に係る項目</p> <p>(略)</p>	<p>規制の適正化（5 検査手引（現場確認を踏まえた書類 確認時の着眼点） (2)b. からの移動）</p>
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---------------------------------------------------------------------------