

新たな検査制度（原子力規制検査）で用いる安全重要度評価等に関するガイドについて（案）

令和2年3月4日
原子力規制庁

1. 経緯及び概要

「原子力規制検査等実施要領」の下位文書である各種ガイドは、原子力規制検査を円滑に実施するため、原子力規制庁において整備を進めているところ（参考参照）。

令和元年12月18日の原子力規制委員会定例会において、「新検査制度に係る内規類の決裁区分等について」を報告し、「重要度評価に関するガイド」など、重要度や対応区分に係る判断基準等を含む場合には、原子力規制委員会に報告し、了承を経て制定することとしたため、該当するガイド案について報告し、了承を求めるもの。

2. 判断基準等を含む重要度評価等のガイドについて

（1）検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド

原子力規制検査において原子力検査官が特定した検査気付き事項について、検査指摘事項に該当するかどうかを判定する初期評価の手順（パフォーマンス劣化の有無と軽微を超えるかの判定）を定めたガイドである。

検査気付き事項については、①事業者が規制要求又は自主基準を満足していない状態か、②その状態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について評価し、どちらにも該当する場合は、事業者のパフォーマンス劣化があると判断する。

当該パフォーマンス劣化について、監視領域の目的や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について評価し、該当する場合には検査指摘事項であると判断し、重要度評価に進むことになる。

（2）重要度評価に関するガイドについて

①原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

本ガイドは、原子力規制検査における検査指摘事項について、重要度評価を実施するための手順やその評価で用いる炉心損傷頻度などの定量的評価や定性的評価の手法について定めたガイドである。重要度に関しては、実用発電用原子炉施設は4区分（「赤」「黄」「白」又は「緑」）、核燃料施設等は2区分（「追

加対応あり」又は「追加対応なし」)で判断する。具体的な評価手法については、検査指摘事項の様態や原子力施設の状況等に応じて9つの附属書を定めている(別紙1)。なお、「緑を超える」又は「追加対応あり」と初期評価された検査指摘事項のその後の取扱いについて、原子力規制庁の職員で構成される「重要度評価・規制対応措置会合(SERP)」や事業者からの意見聴取の実施など、評価を決定するための手続きも本ガイドに規定している。

②核物質防護に係る重要度評価に関するガイド

本ガイドは、原子力規制検査における核物質防護に係る検査指摘事項について、重要度評価を実施するための手順等を定めたガイドである。具体的な評価手法は、5つの附属書に定めている(別紙2)。重要度評価の区分及び評価の手続きは原子力安全に係るものと同様であるが、事業者からの意見聴取は非公開で開催することとしている。

(3) 原子力規制検査における規制対応措置に関するガイド

本ガイドは、法令違反が特定された検査指摘事項等について、原子力規制庁において検査指摘事項等の深刻度を評価し、重要度及び深刻度を踏まえた規制対応措置を立案するための基本的な考え方及び手順を定めたガイドである。検査指摘事項等の深刻度評価は、原子力安全又は核物質防護への実影響の有無、事業者の意図的な不正行為の有無、及び原子力規制委員会の規制活動への影響の有無について考慮し、重要度評価結果も参考に4段階での評価を行う。原子力規制庁は、本ガイドに従って深刻度レベルを参考に法令に基づく命令や行政指導等の規制対応措置を立案し、その内容を原子力規制委員会に報告し、同委員会が最終的な判断を行う。

(4) 安全実績指標に関するガイド

本ガイドは、原子力規制検査において活用する安全実績指標の運用及び評価の考え方について定めたガイドである。具体的には、計画外スクラム回数、安全系の使用不能時間割合、線量限度を超えた被ばく件数、監視カメラ等の使用不能時間割合などの安全実績指標について、指標の定義、算定方法及び事業者からの報告頻度等、運用に関する事項を規定している。

3. 今後の予定

今回報告したガイドについては、引き続き文言等の詳細について修正を行い3月中に制定する。4月からの運用開始以降においても、原子力規制検査の経験や知見を踏まえて継続的に改善を行っていく。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの附属書について

附属書 1 出力運転時の指摘事項に対する重要度評価ガイド

出力運転時の実用発電用原子炉の原子力安全（発生防止、影響緩和及び閉じ込めの維持等）に係る検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、詳細リスク評価が必要か、あるいは「緑」と判断されるかについての手順等を定めている。

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

重大事故等対処及び大規模損壊対処に係る検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、重大事故等に係る設備、機器、体制の整備及び緊急事態における活動に関する評価の手順等を定めている。

附属書 3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド

従業員の放射線安全に係る検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、放射線被ばく線量低減活動（ALARA）や従業員の被ばく管理に関する評価の手順等を定めている。具体的な評価は、法令等で定められている線量限度等との比較で行う。

附属書 4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド

公衆の放射線安全に係る検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、放射性廃棄物の排出管理、**固**体廃棄物の管理及び放射性物質の運搬に関する評価の手順等を定めている。具体的な評価は、法令で定める事業所等の境界若しくは周辺監視区域外の線量目標値や線量限度等との比較で行う。

附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド

火災防護に係る検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、火災発生防止、火災早期検知・消火、鎮火されない場合でも安定状態が確保されるかなどの事業者の火災防護の取組みにおいて劣化状態が確認された場合の重要度評価の手順等を定めている。

附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド

運転停止時の実用発電用原子炉の原子力安全（発生防止、影響緩和及び閉じ込めの維持等）に係る検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、詳細リスク評価が必

要か、あるいは「緑」と判断されるかについての手順等を定めている。

附属書 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド

閉じ込めの維持に関する検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、格納容器機能喪失頻度（CFF）に影響を及ぼす事業者の取組みにおいて劣化状態が確認された場合の評価の手順等を定めている。

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

事業者が実施するメンテナンスの際のリスク評価に関する検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、リスク評価の不適切な実施による影響等に関する評価の手順等を定めている。

附属書 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド

定性的な判断基準による検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、深層防護や安全裕度の減少などの指標を用いて定性的に評価する手順を定めている。

発電用原子炉施設に関しては、安全確保状態、劣化状態の継続時間及び事業者の改善活動の3要素を点数化して定性的に評価を行う手法も設けている。

核燃料施設等に関しては、取り扱う核燃料物質の潜在的なリスクを考慮して評価を行う。

核物質防護に係る重要度評価に関するガイドの附属書について

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

特定核燃料物質の盗取又は所在不明に係る検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、所在不明の特定核燃料物質が7日以内に防護区域内で発見された場合には「緑」と判断する等、特定核燃料物質の管理に関する評価の手順等を定めている。

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

核物質防護情報の放置又は管理上の不備に係る検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、核物質防護情報を放置していた場所が防護区域内であった場合には「緑」と判断する等、核物質防護上の情報管理に関する評価の手順等を定めている。

附属書 3 物理的防護に関する重要度スクリーニングガイド

物理的防護に関する脆弱性が確認された期間に係る検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、立入許可を受けていない不審な車両が周辺防護区域内で発見され、3日未満の期間放置されていた場合には「緑」と判断する等、物理的防護の脆弱性に関する評価の手順等を定めている。

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

人が侵入可能な地下通路等の開口部に関する検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、当該開口部が立入制限区域から周辺防護区域に通じる開口部であった場合には「緑」と判断する等、当該開口部の防護措置への影響に関する評価の手順等を定めている。

附属書 5 防護措置に関する重要度評価ガイド

附属書 1 から 4 のいずれにも該当しない検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、防護措置の要件への影響に関する評価の手順等を定めている。

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド

(案)

(GI0008_r0)

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. 適用範囲..... | 3 |
| 3. 用語の定義..... | 3 |
| 4. スクリーニングの手順..... | 4 |
| 添付1 監視領域（小分類）の目的と属性 | 7 |
| 参考資料 軽微事例集..... | 53 |

1. 目的

本ガイドは、「原子力規制検査等実施要領」の「2.3 検査指摘事項の重要度評価」において記載している検査指摘事項の重要度評価(核燃料施設等※において行う検査指摘事項の評価を含む。)に先立ち、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出し、重要度評価につなげるための判断(スクリーニング)を行うに当たっての手順を示すものである。

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

2. 適用範囲

検査気付き事項があった場合に、当該事項を検査指摘事項とするかどうかのスクリーニングに適用する。なお、検査気付き事項については、本スクリーニングの結果を踏まえた検査指摘事項の重要度評価とは別に、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」に基づき規制対応措置の対応要否等の検討も行うこととなる。

3. 用語の定義

① 検査指摘事項

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)第57条の8で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者(以下「事業者」と総称する。)の活動状況の監視(=検査)により、事業者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動(以下「安全活動」という。)について、その目的が十分に達成されておらず、原子力安全又は核物質防護の維持に影響を与えていることが確認された事項。

② 検査気付き事項

事業者の安全活動の監視により、安全活動の目的の達成状況が十分でない懸念される事項(本ガイドに基づくスクリーニングにより検査指摘事項とするものも含む。)

③ 機能劣化

原子力安全を維持、確保する機能に関わる設備やシステム等の状況が管理値を下回っている状態。

管理値とは、事業者が安全な状況を維持していく上で設定しているものであり、一般的に規制要求を満足しているかどうかを判断する上で、許認可等で確認されている値(設計確認値)から余裕をもって設定されているものをいう。そのため、機能劣化がある場合においても、必ずしも規制要求を満足していないわけではない。

また、対象となる状況としては、設備等の性能(容量、出力等)だけでなく、設備等の性能を発揮させるための運転員の操作が確実に行われるための要員が確保されているか、確実に操作されるよう手順等が明確にされているか等の運用上の体制も含むものである。

④ パフォーマンス劣化

事業者が原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図した活動をその企図に即して実施できていない状態。すなわち、事業者が規制要求又は自主基準を満足することに失敗している状態であって、その失敗が合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったもの。

設備等に機能劣化が見られる場合には、その直接的な原因となっている事業者の活動の問題点(例えば、設備等の性能の管理値を下回っている状態が放置されていた場合には、対応する点検の不備)を指す。

4. スクリーニングの手順

(1) ステップ 1: パフォーマンス劣化があるか？

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

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

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

- 検査気付き事項に関連する事業者の活動について、原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図している内容を確認し、その企図に即して実施できているか。また、あらかじめ決められた方法や計画どおりではないにしても、事業者が規制要求を許容可能な方法で満たしているか。
- 原子力安全又は核物質防護の維持、確保の観点から、事業者が企図している内容が、規制要求に対して十分なものになっているか。この判断に当たっては、論点となる規制要求事項に対する許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。

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

機能劣化の程度を以下の観点から整理し、有意な機能劣化があると判断される場合は、当該パフォーマンス劣化を検査指摘事項として重要度評価のプロセスに移行し、その旨を本庁担当部門に報告する。検査指摘事項とはしないものにあっても、事業者においては予防処置等の観点で対応を検討する必要があることから、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認し、軽微として分類され対応を終了する。

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。

なお、事業者は軽微と分類されたパフォーマンス劣化に対して是正しなければならないが、当該事案について通常は検査報告書において文書化されるものではなく、基本検査の中で改善措置活動の適切性を見ていくものとする。

- パフォーマンス劣化は、添付 1 に示す原子力規制検査における監視領域(小分類)の属性の一つに関連付けられ、また、そのパフォーマンス劣化は関連する監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしたか。
- パフォーマンス劣化は、事故の防止の機能の一部が喪失する等の原子力安全又は核物質防護上重大な事象につながる前兆として考えられるか。
- 確認されたパフォーマンス劣化が是正されないままであれば、もっと原子力安全又は核物質防護上重大な問題をもたらす可能性があるか。
- パフォーマンスの劣化は安全実績指標に関係し、その安全実績指標のしきい値を超える原因となるものか。

上述の検討の参考として、主に、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例(IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues)から抜粋した事例集を参考資料に示す。参考資料の事例は一般的な状況での取扱いを整理したものであって、実際のスクリーニングにおいては、原子力施設等の実態、背景要因及び発生環境、その他の要因を含めて考慮して判断する。

上記ステップ 1 及びステップ 2 のスクリーニングに当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。原子力安全又は核物質防護に一義的な責任を有する事業者は、ある検査気付き事項が「パフォーマンス劣化がない」又は「検査指摘事項ではない」と考える場合には、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠に基づき説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には「検査指摘事項にある」と判断する。

図 1 に、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングのフローを示す。

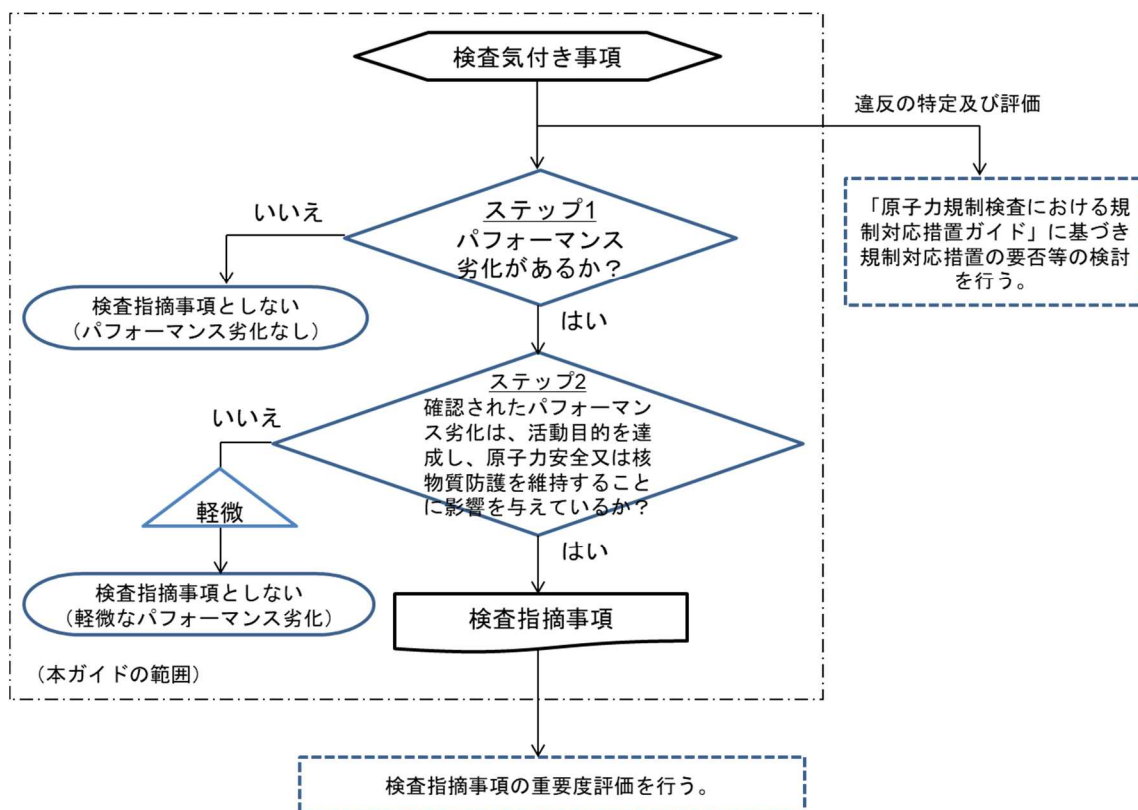


図1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

添付 1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）

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

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

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

| | |
|-----------------------|--|
| 構成配置管理 | 反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、原子炉制御系）、一次系水質管理、炉心構成配置（装荷） |
| 被覆管のパフォーマンス | ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル |
| 手順書の品質 | 燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 手順書の遵守（FEM、燃料装荷、物理特性試験、容器組立、水質、原子炉操作）、FME ルーズ・パーツ、共通原因問題 |
| 属性 | 評価領域（原子炉冷却系の機能維持） |
| 設計管理 | プラントの改造 |
| 構成配置管理 | 系統の配置、1次系/2次系の水質 |
| 原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス | 原子炉冷却系漏えい、バウンダリの動的機器（弁、シール）、供用期間中検査の結果 |
| 手順書の品質 | 日常（定期）OPS/保守手順書、EOPs 及び EOPs によって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 日常（定期）OPS/保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス |
| 属性 | 評価領域（格納容器の機能維持） |
| 設計管理 | プラントの改造、構造健全性、運転性能 |
| 構成配置管理 | 格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持 |
| SSC 及びバリアのパフォーマンス | 蒸気発生器伝熱管の健全性、インターフェース・システム LOCA の防止、格納容器隔離、SSC 信頼性/動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能 |
| 手順書の品質 | 非常時運転手順書、リスク上重要な手順書（OPS、メンテナンス、サーベイランス） |
| ヒューマン・パフォーマンス | 事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS/保守パフォーマンス |
| 属性 | 評価領域（制御室と補助建屋－PWR、及び、SGT（非常用ガス処理系）－BWR のみ、の放射性物質バリアの機能維持） |
| 設計管理 | プラントの改造、構造健全性 |
| 構成配置管理 | 建屋バウンダリの保持 |
| SSC 及びバリアのパフォーマンス | 扉、ダンパー、ファン、シール、計装 |
| 手順書の品質 | EOPs、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS/保守パフォーマンス |
| 属性 | 評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持） |

| | |
|---------------|---|
| 設計管理 | プラントの改造、構造健全性 |
| 構成配置管理 | 系統の配置 |
| SSCのパフォーマンス | ポンプ、弁、計装 |
| 手順書の品質 | EOPs、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS/保守パフォーマンス |

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

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

| | |
|----------------------|---|
| <u>監視領域</u> (小分類) | <u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u> |
| <u>目的</u> | 通常の商用原子炉の運転における放射性物資による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |

| 属性 | 評価領域 |
|-------------------|--|
| プラント施設／ 設備及び計装 | プロセス設備計装、(ARM Cals 及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書 (放射線防護及びメンテナンス) |
| プログラム及び プロセス | 手順書 (HPT、放射線作業従事者、ALARA) ; 被ばく／汚染管理及びモニタリ ング (モニタリング及び RP 管理)、ALARA 計画 (管理目標、測定－予測被 ばく量) |
| ヒューマン・パ フォーマンス | トレーニング (契約者 HPT 認定、放射線作業従事者訓練、習熟) |

添付 1－2 監視領域 (小分類) の目的と属性 (試験研究用等原子炉施設)

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－発生防止 |
|---------------|--|
| 目的 | 出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 設計管理 | ○当初の設計とプラントの改造 ・過剰な反応度の印加防止機能 (高出力、中出力、低出力) 制御棒ストッパ機構、相互に独立な複数の系統 ・炉心の形成機能 (高出力、中出力、低出力) 炉心支持構造物、燃料要素 ・燃料を安全に取り扱う機能 (高出力、中出力、低出力) 核燃料取扱設備 ・冷却材の循環機能 (高出力、中出力、低出力) 1次冷却系設備 (主循環ポンプ)、中間冷却系 ・プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。) (高出力、中出力、低出力) 反応度制御系、計測制御系 |
| 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 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響 ○人為事象 ・飛来物 (航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等) による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響 |
| 構成配置管理 | ○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ ・発生防止に係る安全機能の維持 |
| 設備のパフォーマンス | ○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性、燃料取替／燃料取扱設備等の発生防止に係る安全機能の性能の維持 |
| 手順書の品質 | 手順書の適切さ |

| | |
|-------------------|-----------|
| ヒューマン・パ フォーマンス | ヒューマン・エラー |
|-------------------|-----------|

| | |
|---------------|--|
| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－拡大防止・影響緩和 |
| 目的 | 望ましくない結果（すなわち、炉心損傷）を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 設計管理 | <p>○当初の設計とプラントの改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 （高出力、中出力、低出力）制御棒、スクラム機構、液体制御材、一次冷却材の排水機能 ・停止後の炉心冷却機能 （高出力、中出力）崩壊熱除去設備（補助ポンプ等）、残留熱除去設備 ・炉心の冷却機能 （高出力、中出力、低出力）1次冷却系設備、2次冷却設備、ナトリウムを液体の状態に保つ設備、カバーガスを保持する設備 ・炉心の冠水維持機能 （高出力、中出力）サイフォンブレーカ、冠水維持バウンダリ、ガードベッセル ・試料冷却機能 （高出力、中出力）1次系、試験燃料体の冷却機能 ・工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生機能 （高出力、中出力、低出力）安全保護系（停止系）、工学的安全施設 ・安全設備 （高出力、中出力）非常用電源設備 ・（実験設備（照射ループ設備））保護機能 （高出力、中出力）安全弁、逃がし弁 ・事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なものの機能 （高出力、中出力、低出力）原子炉建屋内放射線モニタ、原子炉プール水位計、使用済燃料貯蔵プール水位計、通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明 ・制御室外安全停止機能 （高出力、中出力、低出力）制御室外原子炉停止装置（設置されている場合） ・原子炉圧力上昇緩和機能 （高出力、中出力）逃がし弁 ・（実験設備）炉心の冠水維持に必要な機能 （高出力、中出力）水平実験孔（水止用板） ・特に重要な計測機能 （高出力、中出力）圧力計、温度計、流量計、水位計等 |
| 外的事象に対する防護 | <p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、 |

| | |
|---------------|--|
| | <p>火山の影響、生物学的事象、森林火災等) による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響</p> <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物 (航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等) による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響 |
| 構成配置管理 | <p>○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 | <p>○動作可能性、信頼性、拡大防止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・影響緩和に係る安全機能の性能への影響 |
| 手順書の品質 | <p>運転 (事象後) 手順書、保守及び試験 (事象前) 手順書</p> |
| ヒューマン・パフォーマンス | <p>ヒューマン・エラー (事象後)、ヒューマン・エラー (事象前)</p> |

| | |
|-----------------------|--|
| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－閉じ込めの維持 |
| 目的 | 物理的設計バリア（燃料被覆材、冷却系統及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。 |
| 属性 | 評価領域（燃料被覆材の機能維持） |
| 設計管理 | 物理特性試験、炉心設計解析（熱的制限、運転上の制限） ・冷却材中への核分裂生成物の放散防止機能 （高出力、中出力、低出力）燃料被覆材 |
| 構成配置管理 | 反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、反応度制御系）、水質管理、炉心構成配置（装荷） |
| 被覆材のパフォーマンス | ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル |
| 手順書の品質 | 燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 手順書の遵守（異物混入防止、燃料装荷、物理特性試験、容器組立、水化学、原子炉操作）、ルーズ・パーツ、共通原因問題 |
| 属性 | 評価領域（原子炉冷却系の機能維持） |
| 設計管理 | ○プラントの改造 ・（実験設備（照射ループ設備））冷却材バウンダリ機能 （高出力、中出力）外套管 ・保護機能 （高出力、中出力）耐圧管 |
| 構成配置管理 | 系統の配置、1次系/2次系の水質 |
| 原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス | 原子炉冷却系漏えい、バウンダリの動的機器（弁、シール）、事業者検査の結果 |
| 手順書の品質 | 日常（定期）OPS/保守手順書、EOPs及びEOPsによって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 日常（定期）OPS/保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス |
| 属性 | 評価領域（格納容器の機能維持） |
| 設計管理 | ○プラントの改造、構造健全性、運転性能 ・放射性物質の閉じ込め機能、遮へい及び放出低減機能 （高出力、中出力、低出力）非常用排気設備、原子炉建屋、排気筒 |
| 構成配置管理 | 格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持 |
| SSC及びバリアのパフォーマンス | 格納容器隔離、SSC信頼性/動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能 |
| 手順書の品質 | 非常時運転手順書、リスク上重要な手順書（OPS、メンテナンス、サーベイラ |

| | |
|-------------------|---|
| | ンス) |
| ヒューマン・パフォーマンス | 事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS／保守パフォーマンス |
| 属性 | 評価領域（制御室と建屋、非常用排気設備等の放射性物質バリアの機能維持） |
| 設計管理 | ○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 （高出力、中出力、低出力）液体及び固体の放射性廃棄物処理施設 |
| 構成配置管理 | 建屋バウンダリの保持 |
| SSC 及びバリアのパフォーマンス | 扉、ダンパ、ファン、シール、計装 |
| 手順書の品質 | EOPs、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS／保守パフォーマンス |
| 属性 | 評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持） |
| 設計管理 | ○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 （高出力、中出力、低出力）核燃料貯蔵設備 |
| 構成配置管理 | 系統の配置 |
| SSC のパフォーマンス | ポンプ、弁、計装 |
| 手順書の品質 | EOPs、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS／保守パフォーマンス |

| | |
|---------------|---|
| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全—多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（高出力炉、中出力炉）又は非常時の対応（低出力炉） |
| 目的 | 多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 体制の整備 | <p>○多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及びその支援組織</p> <ul style="list-style-type: none"> ・多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備 |
| 設備、資機材 | <p>○多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計評価事故を超える事故の拡大を防止する設備 ・フィルタ等を設けた非常用排気設備等による、事故時の使用済燃料を取り扱う施設等からの放射性物質の流出を抑制又は緩和する設備 ・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材 ・上記多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備以外の多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材 |
| 手順書の品質 | <p>○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故の拡大を防止するための手順等 ・核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に対処するための手順等 ・その他の事故に対処するための手順等 |
| 要員のパフォーマンス | <p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> ・多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の使用施設の挙動に関する知識の向上 ・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・放射性物質による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練 |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－公衆に対する放射線安全 |
|-------------------|--|
| 目的 | 通常の商用原子炉の運転において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物資の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| プラント施設／ 設備及び計装 | プロセス放射線モニタ (RMS) (改造、較正、信頼性、動作可能性)、放射線環境監視設備、気象設備、輸送パッケージ、手順書 (設計／改造、設備計算、輸送パッケージ、計量ラボ) |
| プログラム及び プロセス | 手順書 (プロセス RMS 及び放射線環境監視設備、放出測定 QC、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価)、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理 (予測サイト外被ばく、異常な放出、DOT パッケージ放射線制限、測定線量) |
| ヒューマン・パ フォーマンス | トレーニング (技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス) |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－従業員に対する放射線安全 |
|-------------------|--|
| 目的 | 通常の商用原子炉の運転において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物資による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| プラント施設／ 設備及び計装 | プロセス設備計装、(ARM Cals 及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書 (放射線防護及びメンテナンス) |
| プログラム及び プロセス | 手順書 (HPT、放射線作業従事者、ALARA) ; 被ばく／汚染管理及びモニタリング (モニタリング及び RP 管理)、ALARA 計画 (管理目標、測定－予測被ばく量) |
| ヒューマン・パ フォーマンス | トレーニング (契約者 HPT 認定、放射線作業従事者訓練、習熟) |

添付1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－発生防止 |
|---------------|--|
| 目的 | 施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす冷却機能喪失、水素掃気機能喪失、臨界、火災又は爆発等による閉じ込めに係る安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 設計管理 | <p>○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全設計（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、核燃料物質の同位体組成、ユニット管理、中性子吸収材の形状寸法、濃度、材質等の核的制限値の設定、機器の設計、運転条件等） ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（熱的制限値（ウラン濃縮缶に供給する加熱蒸気温度等）、化学的制限値（核燃料物質を含む有機溶媒温度等）、有機溶媒等の漏えい、爆発防止、引火点未満、水素滞留防止、不燃性材料又は難燃性材料等） |
| 外的事象に対する防護 | <p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 |
| 構成配置の管理 | <p>○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ） |
| 設備のパフォーマンス | <p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | <p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る手順（溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果、減速材条件及び反射条件） ・火災又は爆発の防止に係る手順（可燃性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理、危険物管理等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による冷却、水素掃気、火災又は爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順 |
| ヒューマン・パ | ヒューマン・エラー |

| | |
|-----------------------------|--|
| パフォーマンス | |
| <u>監視領域</u> <u>(小分類)</u> | 原子力施設安全－拡大防止・影響緩和 |
| <u>目的</u> | 冷却機能喪失、水素掃気機能喪失、臨界、火災又は爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| <u>属性</u> | 評価領域 |
| 設計管理 | ○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る設計（臨界警報装置及び臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等に係る安全機能の設計） ・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（火災感知設備、消火設備、可燃性ガス漏えい感知設備、爆発による圧力逃がし設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等） |
| 外的事象に対する防護 | ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）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（冷却、水素掃気、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響 |
| 構成配置の管理 | ○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ） |
| 設備のパフォーマンス | ○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | ○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順 |
| 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（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることにについて合理的な保証をもたらすこと。 |
| 属性 | 評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持） |
| 設計管理 | ○施設の改造、構造健全性、運転設計 <ul style="list-style-type: none"> ・ 遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・ セル、グローブボックス等の局所システムを含む換気システム（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等） |
| 外的事象に対する防護 | ○自然現象 <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 |
| 構成配置の管理 | ○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 <ul style="list-style-type: none"> ・ 閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響 |
| 設備のパフォーマンス | 排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等 |
| 手順書の品質 | 異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス |

| | |
|-----------------------------|---|
| <u>監視領域</u> <u>(小分類)</u> | <u>原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処</u> |
| <u>目的</u> | <p>重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。</p> |
| <u>属性</u> | <u>評価領域</u> |
| <u>体制の整備</u> | <p>○重大事故等対策の実施組織及びその支援組織</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備 ・重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制の整備 |
| <u>設備、資機材</u> | <p>○重大事故等対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故の拡大を防止するための設備（中性子吸収材の貯槽への注入設備、溶液の回収・移送設備、水封安全器、セル換気系統代替設備等） ・冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための設備（冷却設備、回収・移送設備、冷却管を用いた直接注水設備、ルテニウムの気相への大量移行を抑制するためのショ糖等の注入設備、希釈材の注入、水封安全器、セル換気系統代替設備等） ・放射線分解により発生する水素による爆発に対処するための設備（圧縮空気の供給設備、溶液の回収・移送設備、ポンプ等による水素掃気配管への窒素の供給設備、爆発に至らせないための水素燃焼設備、容器への希釈材の注入設備、水封安全器、セル換気系統代替設備等） ・有機溶媒等による火災又は爆発に対処するための設備（溶液の回収・移送設備、セル内注水設備、消火設備や窒息消火設備（ダンパ等の閉止）、漏えいした溶液の冷却設備、セル内注水設備、閉止弁、密閉式ダンパ、水封安全器、セル換気系統代替設備等） ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（可搬型代替注水設備（注水ライン、ポンプ車等）、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン、ポンプ車等、使用済燃料貯蔵槽の監視、電源、補給水、施設の状態を監視するための設備等） ・放射性物質の漏えいに対処するための設備 ・上記重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備及び資機材 |

| | |
|-------------------|---|
| <p>手順書の品質</p> | <p>○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界事故の拡大を防止するための手順等 ・ 冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための手順等 ・ 放射線分解により発生する水素による爆発に対処するための手順等 ・ 有機溶 媒等による火災又は爆発に対処するための手順等 ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 ・ 放射性物質の漏えいに対処するための手順等 ・ 工場等外への放射性物質等の放出を抑制するための手順等 ・ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る手順等 ・ その他の手順 |
| <p>要員のパフォーマンス</p> | <p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等時の再処理施設の挙動に関する知識の向上 ・ 要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・ 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・ 高線量下、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・ 夜間及び休日を含めて必要な要員の招集、定期的な連絡訓練 |

| 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 | 通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量） |
| ヒューマン・パフォーマンス | トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス） |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－従業員に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | 放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（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（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟） |

添付 1 - 4 監視領域（小分類）の目的と属性（プルトニウムを取り扱う加工施設）

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－発生防止 |
|---------------|--|
| 目的 | 施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による閉じ込めに係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 | <p>○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全設計（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、中性子吸収材の形状寸法、材質、質量、プルトニウム富化度、同位体組成、密度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材、溶液中の濃度等の核的制限値の設定、機器の設計、インターロック、運転条件等） ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（熱的制限値、化学的制限値、有機溶媒等の可燃性物質又は水素ガス等の爆発性物質の漏えい防止、引火点未満、不燃性材料又は難燃性材料等） |
| 外的事象に対する防護 | <p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 |
| 構成配置の管理 | <p>○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ） |
| 設備のパフォーマンス | <p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | <p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る手順（核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果、減速材条件及び反射条件） ・火災又は爆発の防止に係る手順（有機溶媒等可燃性物質、水素ガス等爆発性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理、危険物管理等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による火災・爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順 |
| ヒューマン・パフォーマンス | ヒューマン・エラー |

| | |
|---------------|---|
| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－拡大防止・影響緩和 |
| 目的 | 臨界、火災・爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 設計管理 | ○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る設計（臨界警報装置、臨界発生時の未臨界措置等に係る安全機能の設計） ・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（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等） |
| 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（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）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（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響 |
| 構成配置の管理 | ○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界防止等）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（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | ○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順 |
| ヒューマン・パフォーマンス | ヒューマン・エラー |

| | |
|---------------|---|
| 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（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることにについて合理的な保証をもたらすこと。 |
| 属性 | 評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持） |
| 設計管理 | ○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所システムを含む換気システム（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等） |
| 外的事象に対する防護 | ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 |
| 構成配置の管理 | ○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等）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 | 重大事故に至るおそれがある事故（設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 体制の整備 | <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対策の実施組織及びその支援組織 ・重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備 |
| 設備、資機材 | <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対処設備及び資機材 ・未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための設備 ・臨界事故の影響を緩和するための設備 ・核燃料物質等の飛散又は漏えいを防止し、飛散又は漏えいした核燃料物質等を回収するために必要な設備 ・核燃料物質等を閉じ込める機能を回復するために必要な設備 ・上記重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備及び資機材 |
| 手順書の品質 | <ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・臨界事故の拡大を防止するための手順等 ・核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に対処するための手順等 ・その他の事故に対処するための手順等 ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 ・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る手順等 |
| 要員のパフォーマンス | <ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・重大事故等時の MOX 加工施設の挙動に関する知識の向上 ・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・放射性物質や化学物質等による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練 |

| | |
|----------------------|---|
| <u>監視領域</u> (小分類) | <u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u> |
| <u>目的</u> | 通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| <u>属性</u> | <u>評価領域</u> |
| 施設／設備及び計装 | モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量） |
| ヒューマン・パフォーマンス | トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス） |

| | |
|----------------------|---|
| <u>監視領域</u> (小分類) | <u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u> |
| <u>目的</u> | 通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| <u>属性</u> | <u>評価領域</u> |
| 施設／設備及び計装 | 放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（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（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟） |

添付 1 - 5 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－発生防止 |
|---------------|--|
| 目的 | 施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による閉じ込めに係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 | <p>○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る安全設計（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、材質、質量、化学的組成、同位体組成、密度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材、溶液中の濃度等の核的制限値の設定、機器の設計、インターロック、運転条件等） ・ 火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（熱的制限値、化学的制限値、可燃性物質又は水素ガス等の爆発性物質の漏えい防止、引火点未満、不燃性材料又は難燃性材料等） |
| 外的事象に対する防護 | <p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 |
| 構成配置の管理 | <p>○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ） |
| 設備のパフォーマンス | <p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | <p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る手順（核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果、減速材条件及び反射条件） ・ 火災又は爆発の防止に係る手順（可燃性物質、水素ガス等爆発性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理等） ・ 外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による火災・爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順 |
| ヒューマン・パフォーマンス | ヒューマン・エラー |

| | |
|---------------|---|
| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－拡大防止・影響緩和 |
| 目的 | 臨界（臨界質量以上のウラン（ウラン二三五の量のウランの総量に対する比率が百分の五を超えるものに限る。）、火災・爆発等による閉じ込め機能の喪失等）の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 設計管理 | ○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る設計（臨界警報装置、臨界発生時の未臨界措置等に係る安全機能の設計） ・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（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等） |
| 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（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）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（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響 |
| 構成配置の管理 | ○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）の維持（ラインナップ） |
| 設備のパフォーマンス | 動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | ○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順 |
| ヒューマン・パフォーマンス | ヒューマン・エラー |

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

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処 |
|---------------|--|
| 目的 | 重大事故に至るおそれがある事故（設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 体制の整備 | <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対策の実施組織及びその支援組織 ・重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備 |
| 設備、資機材 | <ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対処設備及び資機材 ・未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための設備 ・臨界事故の影響を緩和するための設備 ・核燃料物質等の飛散又は漏えいを防止し、飛散又は漏えいした核燃料物質等を回収するために必要な設備 ・核燃料物質等を閉じ込める機能を回復するために必要な設備 ・上記重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備及び資機材 |
| 手順書の品質 | <ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・重大事故等の発生を防止するための手順等（六ふっ化ウラン（UF6）を取り扱うウラン加工施設については、UF6の漏えいに伴う作業環境（建物内外）への化学的影響を含む対策を実施する放射線業務従事者の作業安全の確保を含む。） ・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る手順等 |
| 要員のパフォーマンス | <ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・重大事故等時のウラン加工施設の挙動に関する知識の向上 ・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・放射性物質や化学物質等による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練 |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－公衆に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量） |
| ヒューマン・パフォーマンス | トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス） |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－従業員に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | 放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（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（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟） |

添付 1 - 6 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付 1 - 1 0に係るものを除く））

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－臨界防止 |
|---------------|---|
| 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、火災又は爆発等による閉じ込めに係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 | <p>○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る安全設計（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、核燃料物質の質量、核燃料物質の同位体組成、ユニット管理、中性子吸収材の形状寸法、材質、プルトニウム富化度、同位体組成、密度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材、溶液中の濃度等の核的制限値の設定、機器の設計、インターロック、運転条件等） ・ 火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（熱的制限値、化学的制限値、有機溶媒等の可燃性物質又は水素ガス等の爆発性物質の漏えい防止、引火点未満、不燃性材料又は難燃性材料等） |
| 外的事象に対する防護 | <p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 |
| 構成配置の管理 | <p>○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ） |
| 設備のパフォーマンス | <p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | <p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る手順（溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子吸収効果、減速材条件、反射条件） ・ 火災又は爆発の防止に係る手順（有機溶媒等可燃性物質、水素ガス等爆発性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理、危険物管理等） ・ 外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による火災又は爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順 |
| 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 | 臨界、火災又は爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 設計管理 | ○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る設計（臨界警報装置、臨界発生時の未臨界措置等に係る安全機能の設計） ・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（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等） |
| 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（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）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（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響 |
| 構成配置の管理 | ○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界防止等）の維持（ラインナップ） |
| 設備のパフォーマンス | ○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | ○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順 |
| 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（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることにについて合理的な保証をもたらすこと。 |
| 属性 | 評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持） |
| 設計管理 | ○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所システムを含む換気システム（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等） |
| 外的事象に対する防護 | ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 |
| 構成配置の管理 | ○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響 |
| 設備のパフォーマンス | 排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等 |
| 手順書の品質 | 異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス |

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全—多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止又は非常時の対応 |
|---------------|---|
| 目的 | 多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 体制の整備 | <p>○多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及びその支援組織</p> <ul style="list-style-type: none"> ・多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備 |
| 設備、資機材 | <p>○多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計評価事故を超える事故の拡大を防止する設備 ・フィルタ等を設けた非常用排気設備等による、事故時の使用済燃料を取り扱う施設等からの放射性物質の流出を抑制又は緩和する設備 ・放射線業務従事者の作業安全（六ふっ化ウラン（UF6）を取り扱う施設については、UF6の漏えいに伴う作業環境（建物内外）への化学的影響に対する安全対策を含む。）を確保する資機材 ・上記多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備以外の多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材 |
| 手順書の品質 | <p>○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故の拡大を防止するための手順等 ・核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に対処するための手順等 ・その他の事故に対処するための手順等 |
| 要員のパフォーマンス | <p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> ・多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の使用施設の挙動に関する知識の向上 ・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・放射性物質や化学物質等による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練 |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－公衆に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量） |
| ヒューマン・パフォーマンス | トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス） |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－従業員に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | 放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（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（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟） |

添付 1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－臨界防止 |
|---------------|--|
| 目的 | 貯蔵期間を通じて、施設の安全性に影響を及ぼす臨界等を生じさせる事象の発生を抑制すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 設計管理 | <p>○臨界防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全設計（金属キャスク、使用済燃料を所定の幾何学的配置、金属キャスク相互の中性子干渉、配置・形状、中性子吸収材の効果、減速材（水）の影響、燃焼度クレジット等） ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（着火源の排除、異常な温度上昇防止、可燃性物質の漏えい防止、不燃性材料又は難燃性材料等） |
| 外的事象に対する防護 | <p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（臨界防止等）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（臨界防止等）への影響 |
| 構成配置の管理 | <p>○貯蔵期間を通じた設備の構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全機能（臨界防止等）の維持（ラインナップ） |
| 設備のパフォーマンス | <p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全機能（臨界防止等）を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | <p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設内移送中の誤操作等による金属キャスクの衝突・落下防止 |
| ヒューマン・パフォーマンス | ヒューマン・エラー |

| | |
|---------------|---|
| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－閉じ込めの維持 |
| 目的 | 物理的設計バリア（金属キャスク、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに付いて合理的な保証をもたらすこと。 |
| 属性 | 評価領域（キャスク、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、金属キャスク（使用済燃料等を内封、負圧維持、多重閉じ込め構造、蓋部の閉じ込め機能異常時の蓋追加装着、修復性等） |
| 外的事象に対する防護 | ○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 |
| 構成配置の管理 | ○キャスク、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、汚染の拡大防止、除熱機能等）の維持（ラインナップ） |
| 設備のパフォーマンス | シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等 |
| 手順書の品質 | 異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス |

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－非常時の対応 |
|---------------|--|
| 目的 | 非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 体制の整備 | <ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対策の実施組織及びその支援組織 ・非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 |
| 設備、資機材 | <ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対処設備及び資機材 ・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材 ・上記非常時の対処設備以外の非常時の対処設備及び資機材 |
| 手順書の品質 | <ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・事故に対処するための手順等 |
| 要員のパフォーマンス | <ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・非常用設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練 |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－公衆に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 貯蔵期間において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量） |
| ヒューマン・パフォーマンス | トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス） |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－従業員に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | 放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（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（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟） |

添付 1 - 8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－臨界防止 |
|---------------|--|
| 目的 | 施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界等を生じさせる事象の発生を抑制すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 設計管理 | <p>○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る安全設計（単一ユニット、ユニット相互間の中性子相互干渉等） ・ 火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（着火源の排除、異常な温度上昇防止、可燃性物質の漏えい防止、不燃性材料又は難燃性材料等） |
| 外的事象に対する防護 | <p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（臨界防止）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（臨界防止）への影響 |
| 構成配置の管理 | <p>○施設の操業時及び停止時の設備の構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る安全機能の維持 |
| 設備のパフォーマンス | <p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る安全機能を有する設備の性能 |
| 手順書の品質 | <p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る手順 |
| ヒューマン・パフォーマンス | ヒューマン・エラー |

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

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－非常時の対応 |
|---------------|--|
| 目的 | 非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 体制の整備 | <ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対策の実施組織及びその支援組織 ・非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 |
| 設備、資機材 | <ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対処設備及び資機材 ・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材 ・上記非常時の対処設備以外の非常時の対処設備及び資機材 |
| 手順書の品質 | <ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・事故に対処するための手順等 |
| 要員のパフォーマンス | <ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・非常用設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練 |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－公衆に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量） |
| ヒューマン・パフォーマンス | トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス） |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－従業員に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | 放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（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（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟） |

添付 1 - 9 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－閉じ込めの維持 |
|---------------|--|
| 目的 | 廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時において、放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。 |
| 属性 | 評価領域（廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時の閉じ込めの維持） |
| 設計管理 | <p>○施設の改造、構造健全性、運転設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・異常な漏えい防止機能（放射性物質の漏えいを防止、人工バリア、天然バリア等） |
| 外的事象に対する防護 | <p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 |
| 構成配置の管理 | <p>○埋設地による閉じ込めの維持に係る設備の構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、人工バリア、天然バリア等）の維持 |
| 設備のパフォーマンス | 地下水の水位等の監視設備等 |
| 手順書の品質 | 異常時手順書等 |
| ヒューマン・パフォーマンス | 手順書の遵守等 |

| 監視領域 (小分類) | 原子力施設安全－非常時の対応 |
|---------------|--|
| 目的 | 非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 体制の整備 | <ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対策の実施組織及びその支援組織 ・非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 |
| 設備、資機材 | <ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対処設備及び資機材 ・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材 ・上記非常時の対処設備以外の非常時の対処設備及び資機材 |
| 手順書の品質 | <ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・非常時に対処するための手順等 |
| 要員のパフォーマンス | <ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・非常用設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練 |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－公衆に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ） |
| 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、放射線技能者のパフォーマンス） |

| 監視領域 (小分類) | 放射線安全－従業員に対する放射線安全 |
|---------------|---|
| 目的 | 通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 施設／設備及び計装 | 放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（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（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟） |

添付1-10 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）

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

| <u>監視領域</u> <u>(小分類)</u> | <u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u> |
|-----------------------------|---|
| <u>目的</u> | 通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| <u>属性</u> | <u>評価領域</u> |
| 施設／設備及び計装 | モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量） |
| ヒューマン・パフォーマンス | トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス） |

| <u>監視領域</u> <u>(小分類)</u> | <u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u> |
|-----------------------------|---|
| <u>目的</u> | 通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。 |
| <u>属性</u> | <u>評価領域</u> |
| 施設／設備及び計装 | 放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス） |
| プログラム及びプロセス | 手順書（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（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟） |

添付 1 - 1 1 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）

| 監視領域 (小分類) | 核物質防護－核物質防護 |
|---------------|---|
| 目的 | 特定核燃料物質の盗取、特定核燃料物質の取扱いに対する妨害行為又は特定核燃料物質が置かれている施設若しくは防護設備等に対する破壊行為を防止すること。 |
| 属性 | 評価領域 |
| 特定核燃料物質の管理 | 特定核燃料物質の管理 |
| 核物資防護情報の管理 | 核物質防護情報の管理 |
| 立入承認 | 防護区域等への人の立入りの承認 |
| 出入管理 | 防護区域等への人及び車両等の出入管理 |
| 物理的防護 | 防護区域等の設定等の物理的防護 |
| 情報システムの防護 | 情報システムに対する外部からのアクセス遮断、情報システムセキュリティ計画の作成 |
| 核物質防護体制 | 防護体制の整備、緊急時対応計画の作成、非常の場合の対応等 |

参考資料 軽微事例集

本事例集は、主に、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例 (IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues) から抜粋したものである。

原子力検査官が事例を活用するに当たっては以下に示す注意事項を理解すること。

<注意事項>

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

事例を整理するに当たり考慮した一般的な取扱いの考え方は以下のとおり。

1. 記録の保持に関する事項

検査結果等の記録の内容及び管理に不備がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・ 再検査や再評価の必要がない。
 - ・ 実際の設備・機器等の性能、機能への影響がない。
 - ・ 他に不備がなく、当該記録上の処理のみで問題が除去される。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・ 事業者の是正処置プログラム（以下、「CAP」という。）が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

2. 事業者の管理上の要件又は制限に関する事項

検査、試験等において事業者が定める管理値を逸脱している状態、又は、事業者が履行すべき要件の不履行がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・ 法令の基準及び規制要件からの逸脱がない。
- ・ 一時的な逸脱であり、設備・機器等について、所定の性能、機能を有すること又は安全上の影響の有無を確認するための評価の必要がない(簡単な確認のみで済む)。
- ・ 他に不備がなく、また、他への安全上の影響はなく、当該逸脱又は不履行を解消するのみで問題が除去される。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

図書と実際の設備の相違が発見されたが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・許認可に関する計算ミスがあったが設備の改造や手直しの必要がない。
 - ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
 - ・同じような問題がこの他に発見されることがない。
 - ・当該相違や計算ミスが是正されなければ更に深刻なミスにつながるような問題はない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

4. 重大ではない手順誤り

保安規定や事業者内のマニュアルの手順に従わなかったが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
 - ・運転員、作業員のミスが発生することがない、又は、業務遂行能力に著しい影響を及ぼすことがない。
 - ・火災の発生のリスク等、現場の作業及び環境の管理に悪影響がない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

5. リリース前の作業ミス等

事業者の活動においては、単一の作業ミス等で問題が発生しないように、管理者等が確認して次工程に移行するようリリース判断をするものとなっており、リリース前の作業ミス等については、以下を満足する場合は検査指摘事項とはしないことができる。

- ・改造作業中、変更工事中等において事業者により発見、是正されることにより、是正されないままシステムを運用に戻したり、系統を供用に復帰したりすることがない。
- ・進行中の作業であり原子力施設の設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

6. 放射線障害に対する防護

放射線管理に関して区域管理又は被ばく管理に不備や要件への不適合、及び、管理区域内での放射性物質の漏えいに対する除染等の作業に伴う従業員の被ばくなどがあったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・文書管理上の問題があったが、放射線防護措置は講じられ、適切な放射線管理は構築されている。
 - ・深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況にない。
 - ・放射線計測の校正に関する不備において、再校正を行った際に合格基準内にあった、測定値が保守的であった、又は合理的に安全裕度レベル内にエリアモニタの警報機能が達成された。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

7. 施設管理

安全上重要度が高い機器に関して点検周期を超過している機器や点検漏れの機器が見つかったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・機器の信頼性及び動作可能性に悪影響を及ぼさず、性能及び機能が維持されており、保全に係る点検計画等の見直しの必要がない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

1. 記録の保持に関する事項

| | |
|-----------|--|
| 事例 a | アイスコンデンサーチラーユニット 10 基の保守後の試験が完了した。作業員によれば、全ての試験が終わったが、2 基のユニットについて実流量試験が行われたことを示す記録が欠落していた。制御室の指示計では、両ユニットの流量は、記録済みの試験結果の流量とほぼ同じ値を示しており、保安規定で要求されている空気温度も十分スペック内に納まっていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定、又は、事業者の手順書では、試験結果は文書化され、試験要求を満足していることが評価されることを要求している。 |
| 軽微である理由 | 重要度の低い記録保持に関する問題である。実流量は要求を満足していることが確認され、空気温度も制限値以内であった。 |
| 軽微でない場合 | その後の試験で空気流量が落ちていることが測定された場合。 |
| 事例 b | 書庫の天井からの水漏れが発見され、雨水を溜めるために仮設の容器を使用することとした。この対応策が事業者の是正処置プログラムにおいて“応急措置”として登録され、1 年が経過した。週末の豪雨により、誰も監視していない状況で容器から水があふれ、いくつかの安全関連の記録が損傷したが、読める状態であった。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、浸水問題に対して迅速な方法で是正措置を取っておらず、その結果として、資料の保存に関する保安規定の要件に違反して記録物を損傷させた。 |
| 軽微である理由 | 是正処置の実施不備であるが、記録は失われていないことから安全への影響はない。 |
| 軽微でない場合 | 必要な記録が修復不可能なほど失われた場合。 |
| 事例 c | 安全に関連するポンプの定例試験の記録が不完全。事業者は、定例試験手順書のページを飛ばしたことにより、試験の一部が記録されなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定によって定例試験の実施が要求されている。 |
| 軽微である理由 | 定例試験は実際に行われたが、文書化が不完全であった。文書化された試験の部分及び最近完了した試験により、当該機器はその安全機能を維持している。 |
| 軽微でない場合 | その後の試験で当該機器において今回着目した安全機能が維持されていることを確認できなかった場合。 |
| 事例 e | 【核燃料施設】定期点検後の性能試験は、焼結炉内の温度調節装置 5 台について実施された。作業員に当該試験についてインタビューを行ったところ、必要な試験は実施されたとのことであったが、1 台について試験記録が提示されなかった。試験結果が提示されなかった装置を含め、温度調節装置全て |

| | |
|-------------|--|
| | 制御室の指示値において把握が可能な状態であり、要求された運転範囲内であった。記録の保管及び報告は、保安規定での管理対象とされていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 一部の試験結果の記録がなかったことにより、保安規定に従った管理が実施できなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 記録がなかった調整装置について再試験を実施した結果、性能の劣化が確認され、本来の安全機能の確保ができなかった。 |
| 軽微とする場合 | 記録は保存されていなかったものの、実際の炉内温度計測値は、限度値の範囲内であったことが別の資料で証明された。 |
| | |
| 事例 f | 【核燃料施設】 記録媒体の水没又は焼失が発生し、これに起因して、許認可申請書で実施するとしている評価に関連する記録が破損した。 |
| パフォーマンス劣化 | 許認可の満了まで、その施設の変更の記録の保管期限を遵守できなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 記録の損傷が激しく（例えば、判読不能）、当該記録の再構築できなかった場合。 |
| 軽微とする場合 | 妥当な方法でその記録を再構築できた場合。 |

2. 事業者の管理上の要件／制限に関する事項

| | |
|--------------------|--|
| <p>事例 a</p> | <p>定例試験結果のレビューを行った際、事業者は加圧器逃がし弁 (PORV) の窒素ガスアキュムレータ漏えい率の測定時に計算ミスがあったことを発見した。正しく計算したところ、実際の逆止弁の漏えい率は、事業者の定例試験手順書に記載されている定例試験漏えい率の許容基準を超えていた (ただし、これは保安規定の定例試験要求ではない)。定例試験は1週間前に完了し、システムは供用中である。許容漏えい率はアキュムレータのサイズに関する設計条件を下回っており、確認された漏えいでは、事故解析時に設定された要求ストローク数の動作は可能であると判断された。</p> |
| <p>パフォーマンス劣化</p> | <p>保安規定の定例試験時の許容逆止弁漏えい率を超えた状態であり、当該システムが供用された。</p> |
| <p>軽微である理由</p> | <p>超えていたのは管理目標値であり、過去の試験記録によれば、実際の逆止弁漏えい率は十分低く、要求される弁ストローク数を満足するものであった。</p> |
| <p>軽微でない場合</p> | <p>メンテナンスの記録により、過去の逆止弁漏えい率がかなり高く、必要とされる弁ストローク数を達成する能力に疑問を投げかける場合、又は、保安規定の制限値を超えていた場合。</p> |
| | |
| <p>事例 b</p> | <p>燃料取替停止時は、事業者は18か月ごとに行うべき充填ポンプ full flow test (全量流量試験) を実施した。その際の振動値は0.823センチメートル/秒であり、試験手順書の警報値0.813センチメートル/秒を超えていた。手順書は警報値を超えた場合は、試験頻度を9か月ごとに増やすよう要求している。しかしながら、事業者は試験結果が警報値を超えていることの認識を持たず、試験頻度は増やされなかった。その後の試験ではそれ以上の振動値の悪化はなかった。規程による振動測定の許容基準は0.826センチメートル/秒であった。</p> |
| <p>パフォーマンス劣化</p> | <p>規制の要求基準又は事業者の手順書では、試験手順には設計図書で定められた許容制限値を取り込むよう要求している。測定された振動データは試験手順書の警報レベルを超えており、又追加の試験が実施されなかった。</p> |
| <p>軽微である理由</p> | <p>この制限値は事業者の管理上の制限値である。規程の制限値を超えたわけではなく、その後のポンプの振動の悪化もなかった。</p> |
| <p>軽微でない場合</p> | <p>その後の振動試験で、対応が必要な範囲まで悪化していた場合、同じ問題が試験したいくつかのポンプにも発生した場合、あるいは問題が繰り返された場合。</p> |
| | |
| <p>事例 c</p> | <p>事業者は、異常事象の宣言において行うべき地方自治体への1時間ごとの状況報告を怠った。</p> |
| <p>パフォーマンス劣化</p> | <p>規制要求では、事業者は緊急時計画に従うことを要求しており、また、その計画には事業者は緊急事態等の宣言時は1時間ごとに地方自治体へ状況報告することを定められている。</p> |

| | |
|-------------|---|
| 軽微である理由 | この1時間ごとの状況報告は規制要求ではなく、公衆の健康と安全に対する影響はなく、緊急時における地方自治体の対処機能を大いに低下させた訳でもない。 |
| 軽微でない場合 | 要求されている初期通報に失敗した場合、緊急時計画を実行する中で重大なコミュニケーション機能の停止があった場合、又は緊急時に対応する地方自治体の能力に影響を与えるような失敗があった場合。 |
| 事例 d | 発泡シリコン製のペネトレーション・シール検査中、検査官は、補修したシール発泡体のはみ出し量（3/8 インチ）がシールの補修手順書の規定量（1/2 インチ）を下回っていることに気付いた。しかしながら、メーカーの指示書では1/4 インチ以上でよいとしていた。 |
| パフォーマンス劣化 | シールの補修が事業者の手順書どおりに行われなかった。 |
| 軽微である理由 | 事業者管理要件の違反である。メーカーの指示書の制限を満足しており、規制要件に違反していない。 |
| 軽微でない場合 | 事業者の手順書とメーカーの指示書の両方に違反し、シールの機能達成能力に影響を与える状態だった場合。 |
| 事例 e | 事業者の手順書では、9月30日から4月30日まで、ディーゼル消火ポンプ室のヒート・トレーシングを通电することが求められていた。12月にヒート・トレーシングが通电されていないことに検査官が気付いた。室温は蒸気ボイラーにより20℃に維持されていた（最低動作温度10℃）。制御室で室温を監視しており、室温低下の警報が出たら運転員がヒート・トレーシングを確認することが、警報対応手順書で指示されていた。検査官は、室温が9月30日以降10℃を下回らなかったことを確認した。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者の手順書要件を満足していなかった。 |
| 軽微である理由 | 与えられた状況で安全上の影響がない手順書要件の不履行である。温度は最低動作温度を下回らなかった。 |
| 軽微でない場合 | 警報装置が使用不能だった場合、又は室温が10℃を下回った。 |
| 事例 f | 運転手順書では、運転モード変更時には当直長が発電所長に事前連絡することを求めている。当直長のミスで、事前連絡なしで運転モードを変更した。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、該当する場合は保安規定により手順書に従うことが求められている。 |
| 軽微である理由 | 安全設備への影響がなく、安全上の影響もない軽微な手順ミスである。この事前連絡以外には運転モード変更に関する全ての要件が満たされていた。 |
| 軽微でない場合 | 必要な設備の全てが運転可能ではないのにモード変更が行われた場合。 |

| | |
|-------------|---|
| 事例 g | 事業者は、総実効線量等量 5 rem/年を守ることが求められている。ある事業者は、手順書で 2 rem/年の管理制限値を設定し、これを超過する場合は放射線防護マネージャ又は所長の承認を必要とした。このプログラムに反して、ある技術者が放射線安全担当者の承認なしに 2.7rem/年の放射線を被ばくした。この技術者、監督者及び職員が、被ばく線量が管理制限値を超えていたことに気付かなかったことが原因だった。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、認可条件により手順書に従うことが求められている。 |
| 軽微である理由 | 超えたのは事業者の管理制限値だった。作業員の線量は法令の制限値の範囲内だった。 |
| 軽微でない場合 | ALARA プログラムの維持及び実施が守られていないことを示す発電所の放射線防護手順書の不履行例が複数発見された場合。 |
| 事例 h | 【核燃料施設】 臨界安全管理に関する検査において、臨界安全管理に係る措置が、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること（以下「二重偶発性の原則」という。）の要求事項を満足していないことを確認した。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、施設の更新時に、二重偶発性の原則の遵守等の臨界安全管理に係る措置を講じることとの規制要求に対し、その確実性の確認していなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 関係資料等から当該状態は、臨界が発生するおそれがあると判断された。 |
| 軽微とする場合 | 当該状態は、事業者の検討記録は確認できなかったものの、他の資料により二重偶発性の原則は遵守されていると判断できた場合。 |
| 事例 i | 【核燃料施設】 事業者は、臨界安全管理に係る安全評価の外部監査における結果に対し、監査機関が特定した調査結果について、是正措置プログラムへの登録を怠った。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、社内規定に反して、外部監査の調査結果を是正措置プログラムに登録しなかった。事業者は、許認可申請書（事業許可申請書、保安規定等）において、不適合管理に係る対応については、当該社内規程を適用するとしていた。 |
| 軽微ではないとする理由 | 事業者は、外部監査によって特定された調査結果について、是正すべき是正措置を講じなかった、又は不遵守であった場合。 |
| 軽微とする場合 | 外部監査によって特定された調査結果は、事業者の臨界安全管理に係る安全評価上の改善又は表現上の変更に過ぎず、臨界安全管理に係る安全評価の結果に影響を及ぼすものでなかった場合。 |

| | |
|-------------|---|
| 事例 j | <p>【核燃料施設】検査官は、臨界安全管理に係る検査において、許認可申請書に記載された臨界安全に係る評価条件と異なる条件による評価が行われていることを確認した。検査官は、臨界安全管理に係る安全評価に用いられた条件について確認したところ、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであって、当該評価に用いた条件を許認可申請書の適用範囲内と判断した。</p> <p>(注) 我が国では、設工認の審査において、許可との整合性を確認しており、我が国の許認可体系において、同様の事象が発生するとは考え難い。</p> |
| パフォーマンス劣化 | 許認可申請書と異なる条件による臨界安全管理に係る安全評価の実施。 |
| 軽微ではないとする理由 | 臨界安全管理に係る安全評価の条件が保守的でなかった又は妥当性確認の適用可能範囲(AOA)外であった、又は、許認可で見込んでいた安全裕度の著しい低下を引き起こした。 |
| 軽微とする場合 | 臨界安全管理に係る安全評価の条件は、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであり、当該評価に用いた条件が許認可申請書の適用範囲内であった場合。 |
| | |
| 事例 k | <p>【核燃料施設】検査官は、臨界安全管理に係る安全評価を実施した担当者の一部に事業者が定める臨界安全管理に係る安全評価に係る適性確認プログラムを修了していない等、適切な力量を有するかどうかを確認できていない事例を確認した。なお、事業者は、本件に係る適性確認の完了に向けて是正措置を開始していた。</p> |
| パフォーマンス劣化 | 許認可申請の要件に従って、臨界安全管理に係る安全評価に係る担当者の力量管理が不適切であったこと。 |
| 軽微ではないとする理由 | 検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価に過誤があり、事業許認可で見込んでいる評価上の不確かさ内にある等、評価結果が許認可の確認範囲内にあることを合理的に示すことができず、評価結果が適切でないと判断した。 |
| 軽微とする場合 | 検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価結果について、安全上の懸念が特定されなかった場合。 |
| | |
| 事例 l | <p>【核燃料施設】加工施設のある工程において、事業者が核的制限値の一つである減速度に影響する作業管理の確認を怠っていたことを確認した。この核的制限値(この場合、減速度)の遵守に関しては、上流の工程における確認においては減速度の制限値からの逸脱は確認されなかった。事業者は、この上流の工程における減速度の確認をもって、下流に位置する工程の核的制限値の確認とならしていた。</p> |

| | |
|-------------|--|
| パフォーマンス劣化 | ある工程において、核的制限値（本件においては減速度）に影響を及ぼす作業管理の確認を怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値からの逸脱が確認された又は、上流の工程における核的制限値の確認及びその他の臨界管理上の措置等が、二重偶発性の原則を遵守する上で不十分であった。 |
| 軽微とする場合 | ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値内にあり、また、二重偶発性の原則が遵守されていた場合。 |
| | |
| 事例 m | 【核燃料施設】事業者は、核的制限値に係る減速度の遵守が求められる区域において、その旨を掲示しなかった。事業許可申請書において、当該区域への減速材（大気中の水分等）の侵入防止を、臨界防止に係る基本設計としている。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、当該工程への減速材（大気中の水分等）の侵入防止のために、許認可申請に基づく適切な臨界防止措置及び禁止事項を掲示することを怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | 当該区域で減速材が確認された又は、掲示の欠陥に起因して減速材（大気中の水分等）が持ち込まれた又は、二重偶発性の原則が遵守されなかった。 |
| 軽微とする場合 | 掲示を行わない行為は、単発的な異常事態であり（例えば、標識が不注意で取り外された又は落下した）、掲示が欠落していた間に、その区域に減速材（大気中の水分等）が実際に導入されることはなかった場合。 |
| | |
| 事例 n | 【核燃料施設】事業者検査の記録を通じて、事業者が施設の改造後に臨界安全に係る形状寸法の確認を怠ったことを確認した。許認可申請書等において、この形状寸法が臨界防止に係る措置となっていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、据付時に、許認可申請書等に基づく検査（寸法確認）を怠ったこと |
| 軽微ではないとする理由 | 事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定される所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）でなかった場合。 |
| 軽微とする場合 | 事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定される所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）であった場合。 |
| | |
| 事例 o | 検査官は、事業者が火災感知／報知設備のソフトウェアを更新したので、特定した事象の追跡調査を行った。事業者は、ソフトウェアの改良を行ったが、事業者の品質保証プログラムに準拠していなかった。この改良に起因して、自動音声プログラムの機能停止が発生したが、認識されていなかった。この機能不良は、その後の火災報知設備の起動時に偶発的に確認された。 |
| パフォーマンス劣化 | 許認可申請では、事業者の品質保証プログラムに従って、ソフトウェアを改良することを事業者に義務付けている。許認可申請によれば、事業者は、一連の標準業務手順書、社内基準及び方針ガイドラインに従ってその業務を遂行 |

| | |
|-------------|--|
| | しなければならない。事業者は、事業者のソフトウェア手順書に準拠しない改訂されたプログラミングを実行し、このソフトウェアによって自動音声プログラムが機能不良になった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていた。また、事業者はその故障を認識しておらず、実際の警報起動時に偶発的に発見した。 |
| 軽微とする場合 | 当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていなかった。 |
| 事例 p | 【核燃料施設】加工施設において、燃料ペレット製造区域に新規の換気ダクトが取り付けられており、当該ダクトが既設の火災用スプリンクラー設備の吹き出し口の多くを遮蔽していることを発見した。遮蔽された火災用スプリンクラー設備は移設されておらず、これによって消防法に準じた設置の基準の不遵守が確認された。 |
| パフォーマンス劣化 | 許認可申請等では、火災用スプリンクラー設備を消防法の設置基準に従って保守することを遵守しているものの、事業者は、新規の換気ダクトを取り付けた後、当該火災用スプリンクラー設備が、消防法の設置基準に従って所定の区域内に設置されるように変更しなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 許認可では、消防設備は消防法の設置基準の遵守を義務付けているが、事業者は、当該スプリンクラー設備が消防法の設置基準から逸脱した理由を説明できなかった。 |
| 軽微とする場合 | 許認可申請書等において、換気ダクトの設置が既設の火災用スプリンクラー設備に影響を及ぼすものではないことが説明され、承認されていた場合、又は当該火災用スプリンクラー設備は、安全確保に必要な要求事項として特定されなかった場合。 |
| 事例 q | 【核燃料施設】検査官は、想定される火災関連シナリオを検証するために想定される事故事象をレビューした。検査官は、事業許可書に記載される、ウラン乾燥装置に用いられるホットオイル熱交換システム、六フッ化ウラン(UF ₆)シリンダーの処理／設置場所に関連する事故シーケンスをレビューしたところ、総合安全解析に記載された事故シーケンスは限られており、オイル火災が港湾区域で貯蔵又は処理される UF ₆ シリンダーに悪影響を及ぼす可能性を考慮していなかった。さらに検査官は、UF ₆ シリンダーの事故シーケンスに係る評価内容をレビューした結果、UF ₆ の放出を、影響が甚大な事象と認識していたことを確認した。 |
| パフォーマンス劣化 | 原子炉等規制法では、事業許可において想定しうる事故事象を評価すること、起こり得る影響やその対策等の評価を義務付けている。事業者は、ホットオイルシステムからの出火に起因する六フッ化ウランシリンダーの故障リスクの低減に対する安全確保に必要な事項の有無を評価しなかった。 |

| | |
|-------------|--|
| 軽微ではないとする理由 | 安全確保に必要な事項の適用が不可欠な、起こり得る火災関連シナリオが評価に組み込まれていなかった場合。 |
| 軽微とする場合 | ホットオイルシステムの既存の制御機能を評価した結果、これは UF ₆ シリンダーの故障を引き起こす際に必ず発生する一定規模の火災を防止するものだったと判断できた場合。 |
| | |
| 事例 r | 【核燃料施設】検査官は、改造工事が行われた機器等に対し、臨界安全管理ガイドを用いた検査を実施した結果、二重偶発性の原則の考え方が適用されない機器等が存在していることを確認した。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、新規の機器の設置又は処理プロセスに対する二重偶発性の原則の遵守等、臨界安全管理を設計に義務付ける規制要求事項に照らして二重偶発性の原則を確保することを怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | 検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界状態が発生する可能性があるとして判断された。 |
| 軽微とする場合 | 事業者は、臨界を引き起こす際に必ず起こり得るプロセス状態の変化のサブセットのみを記録した。検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界は発生しないと判断された場合。 |
| | |
| 事例 s | 【核燃料施設】外部の監査機関により放射線管理システムプログラムが監査された後、事業者は、監査機関により指摘された不適合事象を是正措置プログラムに登録するのを怠った。 |
| パフォーマンス劣化 | 不適合管理要領に基づき是正措置プログラムに必要な情報を登録しなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、保安規定に基づき事業者が実施すべき是正措置を講じなかった不遵守であった。 |
| 軽微とする場合 | 外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、事業者の放射線管理システムの改善又は表現上の変更等の軽微な事項であった場合。 |
| | |
| 事例 t | 【核燃料施設】環境モニタリングのため、社内規定に基づき、施設周囲に設置された 2 箇所の測定地点から大気試料を収集しているが、この分析を 2 週間怠っていたことが確認された。事業者の社内規定では、大気試料を毎週観測し、解析することとしており、大気試料が入手できない場合でも、他の大気測定地点からデータを入手して、解析を行うことは可能であった。検査官は、他地点の測定結果に基づき、分析を怠っていた期間を通じて、非安全側の傾向又は放射性物質濃度の上昇は検出されなかったことを確認した。 |
| パフォーマンス劣化 | 活動は、社内規定に定める要領で、手順に従って行われなかった。 |

| | |
|-------------|---|
| 軽微ではないとする理由 | 大気観測データが回収不能であった又は、事業者は、分析を怠っていた期間にわたって、排出物放出に起因して環境に放出された線量を計算する（又は予測する）ための十分な裏付けが説明できなかった。 |
| 軽微とする場合 | 事業者は、モニタリング期間にわたって、保安規定に定める放出限度及び公衆に対する線量を遵守できていたことが確認できた場合、排出物放出が前回の報告期間に報告されたものを上回ったことを示す根拠がなかった場合。 |
| 事例 u | 【核燃料施設】 輸送に関する事業者検査の記録の確認を通じて、事業者の過誤によって、輸送容器に誤ったラベルが表示されたことを発見した。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定において、核物質に係る輸送記録は、3年間分の保持を各事業者に義務付けておりこれが遵守されていなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | この過誤により、作業員が過剰被ばくする可能性をもたらした。 |
| 軽微とする場合 | この過誤は保守的なもの又は事務的なものであり、作業員が過剰被ばくする可能性がなかった場合。 |

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

| | |
|-------------|--|
| 事例 a | 耐震性回復のために、多重の CCWS 2 系統のうち 1 系統のサージタンクの暫定的な改造を実施した。技術者が計算結果のレビューに関する事業者の要求を守らなかったことから第 2 段階のレビューを受けていなかった。その計算に技術的エラーが発見されたが、当該系統が運転不能となるものではなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 規制要件である設計妥当性の検証に関する設計管理が実施されていなかった。設計変更は元の設計に適用されたものに相応する設計管理の対象となる。 |
| 軽微である理由 | 重大な計算ミスは見られなかった。計算ミスは軽微であり、実施された改造はタンクの耐震性を回復させるものであった。 |
| 軽微でない場合 | 耐震計算上の問題を解決するために、改造の再修正や手直しが必要なほど、計算ミスが重大であった場合。 |
| 事例 b | 管理された設計図ではプラグ弁となっているところ実際にはボール弁が設置されていた。この図面と実際に弁のタイプが違うことは、事業者による監視により発見された。弁の設計がボール弁に変更になったが、事業者は図面を改定していなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 設計内容は正確に図面に反映するよう要求されている。 |
| 軽微である理由 | 重大ではない図面の欠陥である。 |
| 軽微でない場合 | 弁の違いによってシステムの運転に悪影響があった場合。 |

| | |
|-------------|---|
| 事例 c | ロックされている弁のリストに載っている弁は、プラント図面上でロックされていることを示すことが要求されているが、ロックされている安全関連の弁がプラント図面上でロックされていると示されていないことが判明した。 |
| パフォーマンス劣化 | 手順書に沿った取組がなされていなかった。 |
| 軽微である理由 | 重大な図面食い違いではない。ロックされるべき弁は適切にロックされており、正しい弁位置にある。 |
| 軽微でない場合 | 所定の弁位置にはあるがロックされていない弁が 2 弁以上あった場合。 |
| 事例 d | 安全関連コンクリート壁の建設中、事業者の品質管理検査員が、埋込金物が 6 度ずれていることを発見した。仕様は±3 度を要求している。事業者は、作業員が必要な水準器を使用しなかったことを発見した。理由は不明であるが、是正処置を講ずることなく状態報告書がクローズされた。その後、同じ作業員が他の 3 個の埋込金物を誤った角度で設置した。これらは全て、その場で廃棄処分とした。 |
| パフォーマンス劣化 | 品質に悪影響を与える状態が是正されず、繰り返されたこと。 |
| 軽微である理由 | 安全上影響のない是正処置の実行ミスを示している。仕様外の埋込金物はその場で廃棄されたため、直接安全上の影響はなかった。 |
| 軽微でない場合 | 安全関連の固定器具が仕様外の埋込金物に取り付けられ使用された場合。 |
| 事例 e | 事業者の防護フェンスは 3.8 メートルの高さが必要である。検査官は一部の区間でフェンスの高さが 3.76 メートルしかないことを発見した。 |
| パフォーマンス劣化 | 認可条件で遵守が求められている物理的セキュリティ計画で、防護フェンスの高さは 3.8 メートル必要と規定している。 |
| 軽微である理由 | 大きな寸法の違いでない。 |
| 軽微でない場合 | フェンスがかなり低かった場合（例、3.3 メートル） |
| 事例 f | 認可条件では燃料取替用水貯蔵タンク容量を 950,000 リットルとしている。実際の容量は 948,000 リットルである。 |
| パフォーマンス劣化 | 施設が許可条件に矛盾していた。 |
| 軽微である理由 | 大きな寸法の違いでない。 |
| 軽微でない場合 | 事故解析でサクシオン位置より上の使用可能容量を 950,000 リットルと想定しており、事故解析要件を満足することを確認するため実際の容量で事故解析の計算をやり直す必要があった場合。 |

| | |
|---|---|
| 事例 g | 事業者は、復水貯蔵タンクの温度の事故解析入力値に非保守的な値を採用した。採用された値は 48℃で、実際の温度は 49℃まで上昇する可能性があった。このミスにより、事故状況下で安全注入ポンプの有効吸入水頭が若干低くなった。この低下は裕度の数パーセントに過ぎなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計に適用されるものと同程度の設計管理措置を適用しなければならない。 |
| 軽微である理由 | 重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。 |
| 軽微でない場合 | このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生ずる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合。 |
| | |
| 事例 h | 代替制御パネルからプラントの安全停止をサポートする分析で、事業者は運転員が必要とされる操作を 10 分で完了すると想定したが、実際には、所要操作の完了に 11 分を要することがあった。これらの操作の完了までに最大 30 分が認められていたため、事業者の分析結果に影響はなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計と同等の設計管理措置を適用しなければならない。 |
| 軽微である理由 | 重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題はなかった。 |
| 軽微でない場合 | このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生じる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合 |
| 注：上述の事例「g」及び「h」は、設備が動作不能であることが軽微ではない事象となること的前提条件にはならないということを意図している。 | |

4. 重大ではない手順誤り

| | |
|-------------|---|
| 事例 a | 安全関連のプラント・サービス水系ストレナの間を立てた足場について、系統の配管の間にきつく押し込んで組み立てていた。事業者の手順書では安全関連の機器の近傍に設置する足場についてはエンジニアリング評価を行うことを要求している。足場の耐震性への影響を判断するためのエンジニアリング評価は行われていなかった。後のエンジニアリング評価により安全上の問題がないことが確認された。 |
| パフォーマンス劣化 | 規制の要求基準では、品質に影響を与える活動は手順に従って行われることが求められている。 |
| 軽微である理由 | 安全への影響がない手順上の誤りである。 |
| 軽微でない場合 | 事業者が日常的に同様な事案に対してエンジニアリング評価を行っていない場合、又はその後の評価で安全関連機器に悪影響を及ぼすことが判明した場合。 |
| 事例 b | 原子炉保護系の作業中、運転員が誤ってバイパス・スイッチを操作し、1チャンネルがトリップ状態になった。運転員は手順書に従って正しいスイッチを操作したことを確認するための自己チェックを適切に行わなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定では、手順書に従って作業を進めるように求めている。 |
| 軽微である理由 | 手順上のミスで、安全に影響がなかった。 |
| 軽微でない場合 | 原子炉トリップ等、その他の過渡事象を招いた場合 |
| 事例 c | 試験中、弁のモータオペレータを試験配線して動作電流を測定した。弁は問題なくサイクル動作を完了し、記録されたデータは許容範囲内であることを確認し、通常のサービスに復帰した。ところが、測定に際し、手順書で定める0-10 Aの電流計ではなく0-100 Aの電流計を使用していた。所定の電流計を使った再試験で、電流値に問題はなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 試験手順書が守られなかった。 |
| 軽微である理由 | 安全設備に影響のない手順上のミスだった。ミスによって実際に機器に問題を招くことはなかった。 |
| 軽微でない場合 | 再試験で、データが実際に許容レンジ外であることが判明した場合。 |
| 事例 d | 安全注入ポンプ室の照明レビューの際、検査官は、照度が運転員の活動のための許可条件の設計レベルに達していないことを発見した。事業者は、この状態に気付いていたことを検査官に伝えた。しかしながら、照度を高めるための是正処置は優先度が低く、最初の発見から2年たったが実施していなか |

| | |
|-------------|--|
| | った。運転員とのインタビューで、ポンプ室では懐中電灯を使わないとサーベイランス又は緊急時ドリルが難しいという者もあった。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、品質に悪影響を与える状態に対する速やかな是正処置を怠った。 |
| 軽微である理由 | 安全上影響のない是正措置の不履行である。運転員は手順書で懐中電灯の携帯が規定されており、規定レベルを下回る照明に起因する操作ミスがないことから明らかなように、このような照明状態の中で問題なく操作を行っていた。 |
| 軽微でない場合 | 照明の劣化状態が運転ミスに寄与した、または運転員の業務遂行能力に著しい影響を与えることが判明した場合。 |
| 事例 e | 検査官が、銘板のない弁を発見した。これは、全ての機器にラベルを付けるように定めたプラント手順書の違反となる。運転員との話し合いで、この状態が数年続いていたことが判明した。しかし、運転員は通常プラント図面を参照しており、弁の操作が日常的に行われても、銘板の欠落が安全上影響を与えることはなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | プラント手順書で全ての機器にラベルを付けることが求められていた。 |
| 軽微である理由 | 安全上影響のない手順書要件違反である。運転員は図面を使用しており、弁の位置の特定に問題はなかった。 |
| 軽微でない場合 | 銘板の欠落で弁の操作ミスが発生した場合。 |
| 事例 f | ディーゼル発電機デイタンクの溶接接続部で少量の漏えいが発生し、燃料がディーゼル発電機室の床面にゆっくりと滴下した。保守作業員は漏えいを一時的に止めるためシール剤を使用し、最終的な補修を行うよう作業指示書に明記し、この補修は次回停止時に計画された。その後、シールが機能せず、再び漏えいが発生し、安全関連のソレノイドが燃料に浸る事態が発生した。事業者は仮補修で誤ったシール剤を使用したことに気付いた。 |
| パフォーマンス劣化 | 品質に悪影響を与える状態を適切に是正しなかった。 |
| 軽微である理由 | ディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えることがなかったため安全上影響のない是正処置の不履行である。 |
| 軽微でない場合 | ソレノイドの損傷がディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えた、又は火災の危険を招いた場合。 |
| 事例 g | ある安全関連の弁のリーチ・ロッドが固着して使用できなくなったが、一段階低い位置で手動操作していた。この状態は2年間放置され、運転員から不満があったにもかかわらず修理していなかった。検査官は、この対応策によ |

| | |
|-------------|---|
| | る運転員の対応時間は約1分を要し、弁の手動操作は非定常状態の手順書で規定されていることに気付いた。非定常状態の事象中も、この弁はアクセス可能だった。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、品質に悪影響を与える状態の特定と保安規定の要求に従う是正を怠った。 |
| 軽微である理由 | 安全上ほとんど影響のない是正処置の不履行である。弁は操作可能で、所要時間は回復作業に影響するものではなかった。 |
| 軽微でない場合 | 弁へのアクセスが周辺の条件（熱、放射線、酸素）で制限される状況があった場合。 |
| | |
| 事例 h | 検査官は、補助給水ポンプ室に、前の週に解体した3メートルの足場用木材が3本放置されていることを発見した。事業者は、火災防護計画で求められる可燃物仮置きを承認する工学的評価を実施していなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | これらの一時的な可燃物は火災ハザード解析に反映されておらず、事業者は必要な工学的評価を実施しなかった。 |
| 軽微である理由 | 安全上の影響がほとんど又は全くない火災防護計画要件の履行違反である。これらの一時的な可燃物は安全上重要な設備に影響を及ぼさず、許認可ベースの要件に抵触しなかった。事業者は、火災ハザード解析の制限値を遥かに下回っていることを示すことができた。 |
| 軽微でない場合 | 火災の負荷が火災ハザード解析の制限値を逸脱した場合、これらの可燃物を含む信頼できる火災シナリオで安全上重要な設備が影響を受ける場合、これらの可燃物が許認可ベースの許容範囲ではない場合、又は冗長トレイン分離のため可燃物を用いない区域にあった場合。 |
| | |
| 事例 i | 【核燃料施設】焼結炉を起動したところ、可燃性ガスが流入する状態になったことから、運転員は当該ガスを掃気する系統を起動したが、連続する2つの弁が開いた途端に、閉止した。運転員は、これらの弁が、前回の保守の際の復旧作業が十分でなかったことに気付いた。運転手順書において機器の復帰の確認が記載されていない場合には、系統を復帰する際での確認を義務付けている。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、保安規定で義務付けられている手順書に従って作業を遂行するのを怠った。手順書においては、運転手順で機器の復帰が扱われていない場合には、系統を復帰する際での確認を義務付けている。 |
| 軽微ではないとする理由 | 当該系統の状態は、原子力安全又は放射線安全への影響を与える状態であった。又は、作業を中断するような状況があった場合が挙げられる。 |
| 軽微とする場合 | 当該系統の状態は、原子力安全又は放射線安全への影響を与えない状態であり、その状態が進展する可能性はなかった場合。 |
| | |

| | |
|-------------|---|
| 事例 j | 【核燃料施設】検査官は、事業者がウラン転換に係る処理系統の運転前に、当該系統の弁／機器の系統構成を確認する際、旧版の運転手順書が使用されていることを確認した。正確な系統構成は、運転を行う上で安全確保に必要なものであり、事業者の手順書では、最新版であることを確認することを義務付けている。また、事業者は手順書の遵守を保安規定で管理対象としていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、保安規定に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の使用と遵守及び構成管理）の遂行を怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | 新旧版の違いが、安全確保に必要な事項及び安全機能に悪影響を及ぼした。 |
| 軽微とする場合 | 新旧版の違いが軽微であり、若しくは管理されていた場合、又は、変更によって、安全確保に必要な事項若しくは安全機能に悪影響が及ぶことはなかった場合。 |
| 事例 k | 【核燃料施設】事業者の運転手順書においては、特定された弁はプラントの配管・計装図に示される要領で開閉状態を保持しなければならない。検査官は、運転手順書に記載された特定の弁が、配管・計装図に示された状態で保持されていないことを発見した。事業者は、安全制御機能の運転及び保守に用いられる情報が常に最新であることを確保するように、系統構成を管理することが義務付けられている。系統構成の管理は、事業者の保安規定の中の管理対象として規定されていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（構成管理）の遂行を怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | 弁は、安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与える位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合 |
| 軽微とする場合 | 重要度の低い図面の食い違いであること、又は弁は安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与えない位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合 |
| 事例 l | 【核燃料施設】検査官は、保安規定に基づく資格要件が必要な運転員が資格更新訓練要件を満たしていなかったことを確認した。訓練及び適性確認は、事業者の保安規定の中で管理対象として規定されていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、保安規定で義務付けられている管理（訓練及び適性確認）の遂行を怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | 安全機能を確保するための能力に影響を及ぼす作業を、当該運転員が誤って行った、又は当該運転員が割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していなかった。 |

| | |
|-------------|--|
| 軽微とする場合 | 運転操作は全て、安全かつ制御された方法で行われており、聞き取り調査を行ったところ、当該運転員は、自身に割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していることが分かった場合、又は、この不備は、運営管理又は訓練に関する軽微な記録上の過誤が原因であった場合。 |
| 事例 m | 【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、換気用高性能フィルタの差圧が通常の運転域を逸脱していることを発見した。運転手順書では、計測値を1回記録することを運転員に義務付けている。安全上の懸念は、フィルタの貫通（低差圧）又はフィルタの過負荷（高差圧）の検出が行われなかったことであり、検査官は、最近の運転員日誌を確認した結果、当該運転員は、過去2回の当直時に計測値の記録を怠ったものと判断した。手順書の遵守は、事業許可申請の中で管理対象として想定されていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | 高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていた。 |
| 軽微とする場合 | 高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていなかった場合。 |
| 事例 n | 【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、運転員が化学カラムへの化学物質の充填後に、カラムへの化学物質供給弁を日常的に開状態にしていることを発見した。手順書では、化学物質の充填後に供給弁は閉止することを義務付けている。供給弁の位置確認は、保安規定における管理上の安全確保に必要な事項として規定されており、手順書の遵守は、事業許可の中での管理対象として想定されていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保に向けて、原子炉等規制法及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | 弁の開閉状態を適切に確認しなかったために、機器／系統の安全機能に影響を及ぼした。 |
| 軽微とする場合 | 弁の開閉状態を適切に確認しなかったが、機器／系統の安全機能が影響を及ぼすことがなかった場合。 |
| 事例 o | 【核燃料施設】検査官は、外運搬される製品が保管されている倉庫の巡視点検時に、多数の識別タグが紛失し、何枚かは床に落ちており、何枚かは機器から剥がれかけた状態で貼り付いていることを発見した。サイトの運転手順書では、機器のラベル表示を義務付けている。手順書の利用及び遵守は、事業者の許認可申請の中で管理対象として想定されていた。 |

| | |
|-------------|--|
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（識別管理）の遂行を怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | 識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こした。 |
| 軽微とする場合 | 識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こさなかった場合。 |
| | |
| 事例 p | 【核燃料施設】 検査官は、巡視点検時に、校正すべき期日を1日から数日過経過している計測装置が複数あることを発見した。この計測装置は、臨界安全管理に必要な装置として事業許可で指定されていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている保守管理（性能維持）の遂行を怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | その後に実施された計器の校正結果は、非安全側であった。 |
| 軽微とする場合 | その後に実施された計測装置の校正結果は、基準を満足していたものであり、計器の調整は必要なかった場合、又は、当該計測装置は、最後に校正されてから使用されていなかった若しくは校正を行うべき管理の対象外であった場合。 |
| | |
| 事例 q | 【核燃料施設】 核燃料物質の輸送／貯蔵施設に残った梱包材及びその他の可燃物の管理量（保管量）が社内規定に定める管理値を超えていることが確認された。この施設における防火管理上の規定では、消火用スプリンクラー設備を設置しないことの条件として、可燃物の持込み量を社内規程に示す管理値に制限していた。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業許可基準規則及び保安規定は、事業者に手順書の遵守を義務付けている。事業者は、可燃物の持込み量を社内規程上の管理値に制限する手順書を遵守しなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた、代替緩和措置が規定されていなかった、又は、火災が発生した場合には核燃料物質に影響が及んでいたと考えられる。 |
| 軽微とする場合 | 可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていなかった、代替緩和措置が規定されていた、又は、火災が発生した場合でも核燃料物質に影響が及ぶことがなかったと考えられる場合。 |
| | |
| 事例 r | 【核燃料施設】 検査官は、可燃性の液体が貯蔵されている区域に、消防法上の |

| | |
|-------------|---|
| | <p>要求と異なる消火設備が設置されていることを確認した。事業者は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として消火設備を想定している。</p> <p>(※我が国では、危険物施設における「著しく消火困難な製造所等」又は「消火困難な製造所等」の区分に該当(消防法第10条、危険物の規制に関する規則第33条～35条関係))</p> |
| パフォーマンス劣化 | <p>事業許可基準規則は、想定する火災に応じた可搬型消火器の十分な能力及び適切な種類の火災剤を義務付けている。事業者は、可燃性液体の貯蔵に用いられる区域に、消防法上の要求と異なる消火設備を設置していなかった。</p> |
| 軽微ではないとする理由 | <p>当該区域には、大量の可燃性液体が貯蔵されており、事業許可では、当該区域に複数の火災の事故シーケンスが想定されていた。</p> |
| 軽微とする場合 | <p>当該区域に貯蔵される可燃性液体はごく少量であり、事業許可の中で特定された区域には起こり得る火災の事故シーケンスがない場合。</p> |
| | |
| 事例 s | <p>【核燃料施設】検査官は、事業者が義務付けられた可搬型消火器の定期点検を行わなかったことを確認した。適用される消防法関係法令の遵守を含む防火プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。(※消防法第17条の3の3関係)</p> |
| パフォーマンス劣化 | <p>事業者は、事業者が事業認可申請書に記載した消防法で義務付けられている可搬型消火器の定期検査を行うのを怠った。適用される消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で、管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。</p> |
| 軽微ではないとする理由 | <p>当該消火器は、定期検査で不合格になり、しかも、隣接区域には操作可能な他の消火器が設置されていなかった。</p> |
| 軽微とする場合 | <p>定期検査を実施したところ、当該消火器は、操作可能であることが分かった、又は当該消火器は、定期検査で不合格になったが、隣接区域には操作可能な消火器がもう一台設置されていた又は、消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で安全確保に必要な事項として規定されていない場合。</p> |
| | |
| 事例 t | <p>【核燃料施設】事業者は、定期的な保守作業を通じて、大量のウランが貯蔵される加工室で行う溶接/切断作業における火気使用作業許可を取得しなかった。火気使用作業許可プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されている。</p> |
| パフォーマンス劣化 | <p>事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられている要領で、溶接/切断作業に対する火気使用作業許可を取得しなかった。</p> |
| 軽微ではないとする理由 | <p>火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていなかった。</p> |
| 軽微とする場合 | <p>火気使用作業許可は取得されていなかったが、火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていた場合。</p> |

| | |
|-------------|--|
| 事例 u | 【核燃料施設】事業者は、放射性液体廃棄物モニタを適切に校正しない状態で、液体を環境に放出していた。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定に基づく手順書類において排出物モニタリング（放射線検出及びモニタリング計装系）の校正試験を義務付けている。事業者は、許認可申請で約束したとおりに手順を遵守しなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | モニタリングの結果は、事業者の緊急時対応時の重大な意思決定に用いられている又は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていた。 |
| 軽微とする場合 | モニタリングの結果は、緊急時対応の意思決定に用いられていない又は、環境に放出される放射性核種の量は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていない場合。 |
| 事例 v | 【核燃料施設】事業者は、廃棄物処理場に放射性廃棄物を輸送するための廃棄物管理票に誤った記載を行った。具体的には、事業者は、ウランの各同位体の放射性核種濃度を誤って列挙した。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定に基づく手順書類において、廃棄物発生事業所に、全ての放射性廃棄物輸送容器について、その放射性核種濃度を廃棄物管理票に列挙するよう義務付けている。事業者は、ウランの各同位体の放射性核種放射能を正確に列挙しなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より多かった又は、この過誤は事業者の放射性廃棄物輸送の準備及び承認に係る包括的な問題を伴うものだった。 |
| 軽微とする場合 | 廃棄物管理票におけるこの過誤は軽微であった、若しくは事務的なものであった、又は、実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より少なかった（保守的であった）場合。 |
| 事例 w | 【核燃料施設】放射性廃棄物輸送容器の輸送に先立って、輸送管理票に署名及び日付を記載しなかったことを確認した。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定に基づく手順書類においては、廃棄物発生事業所に、廃棄物管理票に署名及び日付を付記することで、輸送容器を認定することを義務付けている。 |
| 軽微ではないとする理由 | 管理票に記載された情報が全て誤っていた（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示されなかった）。 |
| 軽微とする場合 | 管理票に記載された情報は全て正しい（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示された）もので、当該輸送容器の認定の失念は事務的な過失であった場合 |
| 事例 x | 【核燃料施設】法令に定める技術上の基準に従って、輸送容器の検査を記録 |

| | |
|-------------|--|
| | しなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者の保安規定に基づく手順書類では、輸送容器検査を記録することを事業者に義務付けている。 |
| 軽微ではないとする理由 | 事業者は義務付けられている検査の実施を怠り、これによって、放射性物質の輸送に、適合しない容器が使用される結果になった。 |
| 軽微とする場合 | 事業者は保安規定に基づく手順書類に従って容器の検査を行ったが、検査内容を適切に記録しなかった（記録の過誤は軽微な又は事務的なものであった）場合。 |
| | |
| 事例 y | 【核燃料施設】事業者は、輸送容器が輸送される内容物に適したものであること（容器の物理的状態が保たれていること、ガスケット及び密閉装置が正しく取り付けられていること、容器が手順書に従って充填及び密閉されたこと、減速材又は中性子吸収材の存在及び適切な状態、汚染並びに放射線レベル及び温度が法令に基づく技術上の基準を超えていないこと）の評価を怠った。 |
| パフォーマンス劣化 | 外運搬規則においては、容器が輸送される内容物に適していることの確認を実施することを義務付けている。 |
| 軽微ではないとする理由 | 当該容器が、評価を行わずにサイトから運び出された。 |
| 軽微とする場合 | 当該容器は施設から運び出されず、その後完了された日常業務の評価で、劣化又は不適合が特定されなかった場合。 |
| | |
| 事例ア | 【核燃料施設】事業者は、固体廃棄物を作成する練り混ぜ用のドラム装置に大量のウランが蓄積しないようにするための、放射性廃棄物の回収効率を確認する試験を実施しなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 安全機能を有する施設及び関連する操作手順等については、安全機能を有する施設の取付け、試験及び保守を承認された手順に従って行うことを義務付けているにもかかわらず、事業者は、施設管理方針に定められた回収効率の試験が承認された手順に従って行われるようにすることを怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | その後実施された機能試験の結果、所定の試験目的又は判定基準が達成されていないことが分かった。 |
| 軽微とする場合 | その後完了した機能試験で、問題は確認されなかった場合。 |
| | |
| 事例イ | 【核燃料施設】検査官は、安全機能を有する施設の校正記録の評価を通じて、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていないことを発見した。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていないかった。 |

| | |
|-------------|---|
| 軽微ではないとする理由 | その後の測定器は校正により、点検前の状態は、所定の判定基準の範囲外であった、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示した、又は、当該測定器は、最後の校正から使用されていなかった場合 |
| 軽微とする場合 | 当該計測器は再校正の結果、所定の判定基準内であり、又は、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示さなかった場合 |
| | |
| 事例ウ | 【核燃料施設】安全機能を有する施設である真空破壊装置がサーベイランス試験に合格しなかったことが報告され、調査の結果、事業者は施設管理方針の実施又は許認可要件の遂行を怠っていたことが原因であることが特定された。 |
| パフォーマンス劣化 | 安全機能を有する施設が許認可及び施設管理方針を義務付ける要領でその本来の安全機能を遂行するための動作可能性及び信頼性の確保に向けた施設管理を実施しなかったこと。 |
| 軽微ではないとする理由 | その故障は施設管理方針の不履行が直接の原因であった、又は、検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）により、安全機能を有する施設の安全機能が機能しないおそれがあった場合。 |
| 軽微とする場合 | 検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）は、安全機能を有する施設の安全機能に影響を及ぼさなかった。 |
| | |
| 事例エ | 【核燃料施設】検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等対処設備及び資機材が設置・運用されており、利用可能な状態に整備されていることを確認するために、重大事故等対処設備及び資機材の保守点検状況を確認した。この結果、ダストモニタ及び電子式線量計3台は、校正されていないことが発覚した。校正ラベルを見ると、ダストモニタが最後に校正されたのは1年以上前であり、電子式線量計については、校正記録がなかったため、最後に行われた校正がいつかを確認できなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、重大事故等対処設備及び資機材の維持管理を怠った。事業規則に基づき、事業者が提出する事業許可申請書（事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書）に記載された対応措置の維持管理及び実行を事業者に義務付けている。また、保安規定は、「認可された要領に従って必要な設備及び資機材の維持管理及び保守管理を実施する」ことを義務付けている。緊急時対応実施手順書では、重大事故等対処設備及び資機材を決められた頻度ごとに校正することを義務付けている。 |
| 軽微ではないとする理由 | 他の校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計又は校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計を備える予備品等が利用可能でなかった、若しくは緊急時対応要員の利用可能な場所になかった、又は実際の緊急時に校正されていないダストサンプラー及び電子式線量計が使用されていた場合。 |
| 軽微とする場合 | 校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計は、事業所のどこでも利用可 |

| | |
|-------------|--|
| | <p>能であり、緊急時対応要員の利用可能な場所にあり、複数の予備品（空気サンプラー及び線量計）は、入手可能であった場合、又は、校正ラベルの期限が満了した機器は、前回の校正が確認され、確認したところ校正範囲内でありかつ、操作可能であると判断された場合。</p> |
| 事例オ | <p>【核燃料施設】検査官は、重大事故等の発生を防ぐために最優先すべき操作等の判断の責任を与えられ、代替要員として緊急時対応組織に割り当てられたある対策要員が、保安規定及び運営規程の要件に従って訓練を受けていなかったと判断した。最初に割り当てられた対策要員を含め、当該職位に割り当てられた他の対策要員3人は訓練を受けていた。事業者の保安規定及び運営規程は、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けることを義務付けていた。</p> |
| パフォーマンス劣化 | <p>事業者は、保安規定及び運営規程が義務付ける要領で、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けるようにすることを怠った。保安規定の審査基準においては、重大事故等発生時における施設の保全に係る対応措置の維持及び実行を事業者に義務付けている。また、保安規定において「対策要員に対する教育及び訓練を毎年一回以上定期的に実施すること。」を要求しているが、この対策要員が、最後に訓練を受けたのは、検査日から2年前であった。</p> |
| 軽微ではないとする理由 | <p>緊急時対応組織内で固有の職務を果たす当該対策要員は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けたことがなく、その職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていた場合。</p> |
| 軽微とする場合 | <p>緊急時対応組織内でこの職務を割り当てられた他の対策要員3人は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けていた。この職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていなかった場合。</p> |
| 事例カ | <p>【核燃料施設】検査官は、毎年行われる緊急時対応に係る検査を通じて、事業者は前回の隔年で行われる演習で特定された劣化を是正していないことを確認した。検査官は、前回の成果報告書をレビューした上で、事業者の緊急時対応に係る対策要員は、線量評価ソフトウェアの操作に不慣れであると判断した。特定された是正措置には、操作が不十分であると判断された対策要員を外部の研修に派遣することが含まれた。検査官は、操作が不十分であると判断された対策要員の訓練記録をレビューし、当該訓練は不完全であると判断した。当該訓練を含む成果報告書は12か月間にわたって未了扱いであった。</p> |
| パフォーマンス劣化 | <p>事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられた要領で、前回の隔年で行われる演習で評価された劣化の是正を怠った。</p> |
| 軽微ではないとする理由 | <p>事業者は、評価で確認された重大事故等対処に係る緊急時対応能力の劣化を是正する措置を講じなかった。</p> |

| | |
|---------|---|
| 軽微とする場合 | 事業者は劣化を是正していたが成果報告書を適切に反映していなかった、事業者は操作が不十分であると判断された対策要員を（事業者が訓練証明書が提示できる）外部研修に派遣したが、対策要員の訓練記録の更新を怠った、若しくは操作が不十分であると判断された対策要員は線量評価ソフトウェアについて正式な訓練を受けた他の対策要員と交代された、又は事業者は訓練を計画していたが研修の参加機会がなく訓練は完了していなかった場合。 |
|---------|---|

5. リリース前の作業ミス等

| | |
|-------------|---|
| 事例 a | 改造後のシステム復旧に先立って、事業者は使用済燃料プール冷却系吸水管のリプレースに係る改造工事において、元のシステム設計で要求されていたサイフォン・ホールが含まれていなかったことが判明し、その原因は技術者が元の設計の要求に気付かなかったことによるものであった。配管の配置により、サイフォン事象が発生するとプール水位が保安規定で認められた位置よりも低くなるが、燃料が露出する位置には至らない。 |
| パフォーマンス劣化 | 配管設計が作業指示書及び図面に正しく反映されなかった。 |
| 軽微である理由 | この事案は進行中の作業であった。作業エラーはシステム復旧前の改造処理の期間中に把握され是正された。 |
| 軽微でない場合 | サイフォン・ホールを設置しないまま、又はサイフォン・ホールに対する要求を除外した評価を完了しないままシステムを運用に戻した場合 |
| 事例 b | 変更工事中、事業者は据付手順書に従わず、逆止弁を逆向きに据え付けた。品質管理ではこのミスが発見されなかった。系統復帰に先立つ変更後試験で、事業者はこの問題を発見した。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は実際のコンフィギュレーションに沿って設計を正しく解釈しなかった。 |
| 軽微である理由 | 進行中の作業で、安全上の影響はない。 |
| 軽微でない場合 | 系統を供用に復帰した場合。 |
| 事例 c | 仕様に一致しないソレノイドが納品検査でスクリーニングされ、倉庫に保管されていた。その弁が据付用に持ち出され、電気作業員が間違ったタイプであることに気付いた。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は誤って不適合部品を使用しないよう管理することになっているが、不適切な部品が設置される可能性があった。 |
| 軽微である理由 | 進行中の作業で、悪影響は一切なかった。 |
| 軽微でない場合 | 弁を取り付け、系統を供用に復帰した場合。 |
| | |

| | |
|-------------|---|
| 事例 d | 事業者は、保守後に、義務付けられている保全後の試験を行わずに臨界警報システムを供用状態に戻した。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、臨界事故を検知できるモニタリングシステムの保守に係る要求事項を遵守しなかった。保守作業は手順書に従って行われなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 事業者が義務付けられている保全後試験を実施したところ、警報システムが故障していた。 |
| 軽微とする場合 | 事業者は、その後、義務付けられている保全後試験を実施し、欠陥は特定されなかった場合。 |
| 事例 e | 【核燃料施設】事業者は、核燃料輸送物の発送前の点検において、輸送容器に、社内規定に定める開封防止検知シールを適切な場所に取り付けなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 社内規定において、輸送容器の開封防止検知シールを適切な場所に取り付けることを義務付けているがこれが実施されなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 当該容器は施設から運び出されなかったが、容器が開封されていたことが確認された、又は当該容器は、開封された事実が不明なまま施設から運び出された。 |
| 軽微とする場合 | 当該容器は施設から運び出されず、容器が開封された事実はないことが確認された場合。 |

6. 放射線障害に対する防護

| | |
|---|---|
| <p>一般スクリーニング基準：規制の枠組みでは、一連の放射線防護バリア及び防護措置（例：訓練、手順書、ALARA 計画書、放射線サーベイ、作業員のブリーフィング、区域の掲示、モニタリング要件など）の組合せにより、従業員及び公衆の健康と安全の適切な防護を提供している。一つの放射線防護バリアを実施する際に軽微なパフォーマンスの劣化があっても、健康と安全の防護の全体的な妥当性の低下は、一般적으로ごくわずかである。しかしながら、複数のバリアのパフォーマンスの劣化、又は一つの重大なバリアの喪失が起きた場合は、軽微でないパフォーマンスの劣化として分類される。これらは、個別の状況及びパフォーマンス劣化の重要度に関する検査官の評価に基づいて判断する。</p> | |
| 事例 a | 事業者は適切に放射線サーベイを行っていたが、そのサーベイが文書化されていなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 放射線サーベイが、放射線障害防護に関する手順書で要求されているところの文書化が行われていなかった。 |
| 軽微である理由 | 放射線サーベイは確かに実施されており、適切な放射線管理は構築されていた。 |
| 軽微でない場合 | サーベイ記録の欠如により、放射線管理が成立しない状況（管理者又は放射線障害防護専門家が放射線に係る状況を把握せず）になった場合、又は深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況になった場合。 |

| | |
|-----------|---|
| 事例 b | 放射線検出装置（例えば、可搬型装置又は固定式エリアモニタ）の使用前に、サイト手順書で求められている適切な較正又は応答検査を実施しなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 放射線検出装置の使用前に、適切な較正又は応答検査を実施しなかった。 |
| 軽微である理由 | 再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内にあった、測定値が保守的だった（即ち、過剰応答）、もしくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成された。 |
| 軽微でない場合 | 再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内になかった、測定値が保守的でなかった、若しくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成されなかった場合。 |
| 事例 c | 放射線管理技術者が、十分な資格がない業務範囲を提供又は作業を実施した（例えば、必要な作業資格認定が完了していなかった、又は放射線管理技術者の経験が十分でなかった）。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者が、保安規定に基づく要求を満足する資格及び訓練経験を有する放射線管理技術者を使用していなかった。 |
| 軽微である理由 | 放射線管理技術者は放射線管理基礎訓練を完了しており、特に誤りは犯さなかった、若しくは誤りはあったが軽微だった、又は放射線管理技術者が実施した作業（例えば、放射線サーベイ及びモニタリング）は、合理的レベルの放射線防護及びモニタリングだった。 |
| 軽微でない場合 | 放射線管理技術者が、放射線リスクの高い作業で放射線サーベイ及びモニタリングを行う際に、1つ以上の重大な誤りを犯した場合、又は放射線管理技術者が実施した作業が合理的レベルの放射線防護及びモニタリングでなかった場合。 |
| 事例 d | 高放射線区域（HRA）に不適切な立入りがあった（即ち、保安規定及び発電所手順書に従っていなかった）。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者の職員が、HRA 内への立入り及び HRA 内での作業に関して、規定された放射線バリア及び放射線防護措置を遵守しなかった。注：HRA への立入りに関するパフォーマンスの劣化の他の例は、原子力規制庁が放射線の状況の重大性に基づき評価する。 |
| 軽微である理由 | その職員は、HRA への立入りを許可されており（例えば、放射線防護職員又は放射線作業許可により認められている）、当該区域の放射線の状況を認識していた（例えば、放射線サーベイ結果に関する作業前説明を受けた、又はレビューした）が、誤った放射線作業許可（RWP）に記名していた。作業では正しい RWP の手順を遵守した。 |

| | |
|-------------|--|
| 軽微でない場合 | その職員は、HRA への立入りを許可されていなかった、HRA への立入りを許可されているが放射線の状況を認識していなかった（例えば、放射線サーベイについて説明を受けなかった、又はレビューしなかった）、HRA への立入りを許可されており放射線の状況を認識しており、放射線に関する具体的な指示を受けていたが、許可されていない行動を採ったため放射線の状況が大きく変わった、電子線量計（ED）のアラームが出た後、事業者の放射線防護計画書／手順書に記載されている所定の手順（例えば、作業の中止、区域からの退去及び放射線管理技術者への連絡）を行うことなく HRA 内で作業を続けた、又は物理的管理を無視した（例えば、施設した高放射線区域を囲むバリアをバイパスした、又は較正用線源のインターロックをバイパスした）場合。 |
| 事例 e | 事業者は、放射線又は大気汚染調査（例えば、大気試料採取）を適切に行ったが、この調査は記録されなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 放射線防護プログラムの記録保持を各事業者に義務付ける規制要件を達成しておらず、サイトの手順書又は許認可申請に準ずる活動が実施されなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 実地調査記録の欠如は、放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こし、この状況に起因して、規制要件の限度値を超える計画外の又は被ばくが個人に発生した。 |
| 軽微とする場合 | 実地調査は実際に行われ、適切な放射線管理が立証された、又は、実地調査記録の欠如は放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こしたが、この状況に起因して計画外の被ばくが個人に発生することはなかった場合。 |
| 事例 f | 放射線検知測定器（例えば、可搬型測定器又は定置型エリア放射線モニタ）はサイトの手順書に従って適切に校正されなかった又は、使用前に応答確認が行われなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 定量的放射線測定に用いられる測定器及び機器の定期的な校正を義務付ける規制要件の達成不履行、又は、サイトの手順書若しくは許認可申請に準ずる活動を怠ったこと。 |
| 軽微ではないとする理由 | 再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲外であった、又は保守的な測定値を提示しなかった。 |
| 軽微とする場合 | 再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲内であった、又は保守的な測定値（即ち、過剰応答）を提示した場合。 |
| 事例 g | 保健物理技術者は、業務又は職務を遂行するための十分な資格を付与されない（例えば、職務遂行資格は義務付けられた要領で修了されていなかった、又は当該保健物理技術者は経験不足であった）で業務した。 |

| | |
|-------------|---|
| パフォーマンス劣化 | サイトの手順書又は、許認可申請に記載される特定の要件に従って認定を行わなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 当該技術者は、放射線学的にリスクが重大な作業に対する放射線サーベイ及びモニタリングの実行時に1つ又は複数の重大な誤りがあり、これに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生した。 |
| 軽微とする場合 | 当該保健物理技術者は基本的な保健物理学の訓練を修了しており、判断に過ちがなかった又は軽微な判断ミスであり、その過ちに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生することはなかった場合。 |
| 事例 h | 検出可能な認可済み放射性物質を含有する機器等（例えば、工具）の現地調査が不十分だったために、この機器等は施設の放射線管理区域から搬出された。この工具は放射線モニタリングの対象でない放射線管理区域の境界外の区域で発見された。「汚染された」機器等は所有者管理区域を超えてオフサイトに搬出される可能性があった。 |
| パフォーマンス劣化 | サイトの手順書又は許認可申請に従って活動を行わなかったこと。 |
| 軽微ではないとする理由 | 放射線管理区域から搬出され、その後、放射線測定の対象でない区域で発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、その空間線量率はバックグラウンドと区別できるものであると結論された、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を上回っており、汚染レベルは規制要件に記載される量以下であった。 |
| 軽微とする場合 | 搬出され、その後に見つかった1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、当該機器等には空間線量率の放射性物質が含まれるが、この線量率はバックグラウンドと区別できないもので、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を下回ると結論された場合。 |
| 事例 i | 検査官は、定期的な巡回／検査を通じて、施錠されていない高放射線区域を1箇所発見した。この高線量区域への立入り管理に用いられている方法は、通路の施錠管理だけだったが、実施していなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 高線量区域に通じる通路の施錠を義務付ける規制要件を満たさなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 放射線レベルの測定により、実際に、高線量区域は存在し、遮蔽されていなかったことが判明した。 |
| 軽微とする場合 | 高線量区域の掲示は以前から行われていたが、放射線レベルの測定により、放射線状態は実際には高線量区域ではなかったことが判明した場合。 |
| 事例 j | 高放射線区域への不適切な立入りが発生した。 |

| | |
|-------------|---|
| パフォーマンス劣化 | 被ばく線量が ALARA になるようにすることを事業者に義務付ける規制要件を達成しなかった。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。 |
| 軽微ではないとする理由 | 当該個人は高線量区域への立入りを許可されていなかった又は、当該個人は立入りを許可されていたが、放射線状態を認識していなかった（例えば、状況説明を受けていなかった又は放射線サーベイをレビューしていなかった）又は、当該個人は高線量区域への立入りを許可されており、当該区域の放射線状態を認識し、かつ、固有の放射線に関する指示を受けていたが、放射線状態を著しく変える未許可の行動を行った、又は、当該個人は、電子式線量計（ED）の警報が鳴った後も事業者の放射線防護プログラム／手順書に定める所定の手順上の行動（例えば、作業の中止、区域からの退出及び保健物理部門への連絡）を行わずに高線量区域内で作業を続け、若しくは当該個人は物理的管理機能を見逃した行動（例えば、施錠された高放射線区域周囲の障壁の見逃し又は校正線源のインターロックの見逃し）を行っており、個人が被ばくした線量は放射線作業許可証の限度値をもう少しで超えるところ若しくは超えていた。 |
| 軽微とする場合 | 当該個人は高線量区域への立入りを（例えば、放射線防護員又は放射線作業許可書によって）許可されており、当該区域の放射線状態を（例えば、作業前状況確認又は放射線サーベイの結果のレビューを通じて）認識しており、誤った放射線作業許可証に基づいて立入りしていたものの、正しい放射線作業許可証の指示を遵守していた場合。 |
| 事例 k | 作業活動は、放射線作業許可証で扱われる管理地域（又は医療機関）内で進んでいた。検査官は、ある個人が職務固有の放射線作業許可証が義務付ける呼吸保護具を装着していないことに気付いた。事業者は調査の一環として、影響を受けた個人に、事業者のバイオアッセイ手順書に従って、バイオアッセイ試料を提出することを要求した。事業者はこの結果、当該個人は可溶性ウランを大量に吸収したと判断した。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は許認可条件に準ずる手順書に従わなければならない。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。規制要件では、ウランの吸収量等の成人に対する被ばく線量限度値を規定している。 |
| 軽微ではないとする理由 | 放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みが発生した。 |
| 軽微とする場合 | 放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みは発生しなかった場合。 |
| 事例 l | 検査官はウォークダウンを通じて、炉の保全計画に使用される汚染防止エンクロージャ（箱）の破損を発見した。密封テープが剥落し、これによってエン |

| | |
|-------------|---|
| | クロージャ（箱）が開いた状態になり、保全作業中に発生し得る浮遊物質がエンクロージャ（箱）から逃げないようにする閉じ込め機能に影響を及ぼしていた。 |
| パフォーマンス劣化 | 作業は、放射線汚染管理手順及び関連する放射線作業許可証／ALARA の計画パッケージの要件又は関連する作業指示に従って行われなかった。 |
| 軽微ではないとする理由 | 作業は中断されず、試料は放射線管理が及ばない他の区域における大気汚染の拡散を示唆した。 |
| 軽微とする場合 | 事業者は作業及び放射線サーベイを開始せず、大気試料からは放射線問題が確認されなかった場合。 |
| | |
| 事例m | 検査官は、総合安全解析の線量結果計算のレビューを通じて、数学的誤りを1件発見した。 |
| パフォーマンス劣化 | 規制要求は、設計基準事故等の公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある事象について、放射性物質又は放射線が加工施設を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止することを要求している。 |
| 軽微ではないとする理由 | この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大が発生した。 |
| 軽微とする場合 | この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大は発生しなかった場合。 |
| | |
| 事例n | 検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること、及び工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、事故発生後6日間までに支援を受けられる体制であることについて、その詳細な説明を要求した。その目的は、事業所外部からの支援体制や重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備え、適切な対応を検討できる体制が構築されているかを確認することであった。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定めることが義務付けられているが、協定等の締結を含む協力体制、協力先、協力内容について具体化を怠った、又は協力体制、協力内容等について検討や見直しを締結の内容としている場合にあつて、その履行や更新を怠った。 |
| 軽微ではないとする理由 | 事業所外部の支援組織との協定に基づく協力内容について、平時から重大事故等に備えた演習又は訓練を実施することとなっているが、事業者からの聴取や記録確認の結果、これまで演習又は訓練が行われなかったことが判明した。 |

| | |
|---------|---|
| 軽微とする場合 | 協定書を最新の状態に維持する責任を有する外部の支援組織の連絡窓口は、協定書について聞き取り調査を行ったところ、支援業務を担当する外部の支援組織の連絡窓口は、前回の協定書の中で合意に達した支援及び業務が依然として有効であることを認識していた。演習又は訓練は、保安規定で義務付ける要領で隔年又は毎年行われていた。事業所においては、隔年又は毎年、外部の支援組織に対するサイト視察訪問を行っており、外部の支援組織との演習又は訓練に参加した他、原子力規制委員会が評価する演習にこれまで2回参加していた。(NRCは、演習の検査/隔年、訓練の検査/年) |
|---------|---|

7. 施設管理

| | |
|-----------|--|
| 事例 a | 保全の有効性の監視に係る規制要求に基づく事業者のサイトにおける保全プログラムの定期評価について検査官がレビューした際、二つの評価が評価期間 24 か月のところそれぞれ 2 か月と 6 か月超過していることを確認した。 |
| パフォーマンス劣化 | 保全の有効性の監視に係る規制要求に対する違反であり、定期保全評価について、評価間隔が 24 か月を超過しないよう少なくとも燃料取替サイクルごととする要求間隔を超過した。 |
| 軽微である理由 | 要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼさず、それゆえに保全プログラムの見直しの必要がなかった。 |
| 軽微でない場合 | 要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼし、それゆえに保全プログラムの見直しが必要になりそれが完了していない場合。 |
| 事例 b | 検査官は、保全の有効性の監視に係る定期的な評価の際、保安規定で求められる EDG の定例試験で、事業者が系統の使用不能時間を含めていないことを発見した。事業者は月に一度 EDG の試験を行っているが、その試験中は数分間、EDG は使用不能で所定の安全機能を達成できない。定例試験による使用不能時間はトータルの使用不能時間との比較において重要ではなく保全の有効性に係る評価のバランスに影響を及ぼさなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 事業者は保全の有効性の監視に係る評価を行う際に全ての使用不能状態を検討しなかった。 |
| 軽微である理由 | 全体の使用不能状態から見て、定例試験による使用不能状態の寄与はわずかである。 |
| 軽微でない場合 | 使用不能状態に対する定例試験の寄与が、バランスの決定に影響を与えるほど大きかった場合。 |
| 事例 c | 検査官は、増強されたオフガス装置の機器のいくつかが保守規則で求められているプログラムのスコープに入っていないことを確認した。これらの機器 |

| | |
|-----------|---|
| | が故障すると発電所の過渡事象又はスクラムが発生する可能性があるため、スコープに入れることが要求される。これらの機器を適切にスコープに入れていなかったが、事業者は適切な予防保全を実施しており、設備の性能に問題はなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 増強されたオフガス装置の特定の機器は故障すると発電所のトランジェント又はスクラムを引き起こす可能性があるが、スコープに入れていなかったため、保全の有効性の監視プログラムに係るスコープに違反している。 |
| 軽微である理由 | 設備の性能には問題なかった。この機器がスコープに入っていれば、その系統で実施されている予防保全により、保守規則で求められる性能又は状態（欠落設備の問題）の効果的管理が実証されていたはずである。 |
| 軽微でない場合 | スコープ外の機器が実際に故障して過渡事象／スクラムの原因となった、又は設備の性能に問題があり、保守規則で求められる適切な予防保全を通じた性能若しくは状態の効果的管理が実証できなかった。 |

8. 原子炉熱出力の制限

| | |
|-------------|--|
| 事例 a | 99.9%定格熱出力で運転中、運転員はあらかじめ計画されていた給水ポンプの切替えを行った。運転員は、予期される 0.2%から 0.4%の熱出力上昇を考慮して当該切替えに先立ち定格熱出力より 0.5%下げることとする手順書的前提条件に従わなかった。第 2 給水ポンプ起動時点で熱出力が定格を超え 100.2%に上昇した。運転員は即座に第 1 給水ポンプを停止させ、定格熱出力に戻した。本事案を通して、熱出力は原子炉安全解析の条件範囲にとどまっており、また安全上の制限は超えなかった。 |
| パフォーマンス劣化 | 保安規定の違反であり、運転員は給水ポンプの切替え前の手順書的前提条件を遵守しなかった。なお、熱出力制限の違反は許認可条件に関連するものであったが、この条件は守られていた。 |
| 軽微ではないとする理由 | 手順書的前提条件を遵守しなかったことにより定格熱出力を超過し、運転認可で禁止されている条件となった。この事案に関して軽微ではないものとする場合の他の要素としては、1) 運転員が、許認可の熱出力制限を超過したことを認識した際に即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させなかった場合、又は、2) 最大熱出力が安全解析の範囲外に到達した場合、が挙げられる。 |
| 軽微とする場合 | 運転員は前提条件である定格熱出力より 0.5%下げる操作を実施したが、給水ポンプ切替え後、熱出力が 100.1%定格に上昇した場合（これは、運転経験上予期される最大上昇 0.4%よりも 0.2%高いものである。）であって、運転員は熱出力が定格を超えたことを認識した後、即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させた場合。 |
| 事例 b | 数日間にわたる定格熱出力以下での定常状態運転の後、運転員が、1 時間及び 2 時間の平均炉心熱出力表示が両方とも定格熱出力を超える状態でユニッ |

| | |
|-------------|---|
| | <p>トを運転した。運転認可に従って原子炉出力の監視及び制御を行うために、運転員は、コンピュータで計算した時間平均の平均炉心熱出力表示に依存している。この平均炉心熱出力表示は10秒ごとに更新され、15分間、1時間、2時間及び8時間の移動平均を表示する。事業者の手順書では、運転員に対し、15分間平均の平均炉心熱出力を調べ、1時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。同様に、1時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。この指針及び認可定格熱出力要求に反して、1時間平均の平均炉心熱出力表示が定格熱出力を超えた時、運転員が2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行わなかった。</p> |
| パフォーマンス劣化 | <p>15分間平均、1時間平均及び2時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力限度内に維持するために必要な平均炉心熱出力の調整を適宜行うという手順書の要求を運転員が遵守しなかった。</p> |
| 軽微ではないとする理由 | <p>原子炉を定格熱出力以下で運転するという手順書の要求及び認可条件を運転員が遵守しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性があった。</p> |
| 軽微とする場合 | <p>運転員が、15分間平均の表示に基づきタイムリーで適切な出力調整を行ったにもかかわらず、1時間平均が定格熱出力をわずかに超えたが、その時に2時間平均の平均炉心熱出力が定格熱出力を超えることを防止するため、直ちに適切な調整を実施した場合。</p> |
| | |
| 事例 c | <p>定格熱出力の99.5%で90分間継続して定常状態で運転した後、2時間平均の熱出力を定格熱出力の約100%まで増加するため、運転員が、熱出力を定格熱出力の101.4%に上げて30分間維持する特別の操作を実施した。その後、2時間平均熱出力99.98%が確認された。このインシデントを通して、熱出力は原子炉安全解析の想定内であり（即ち、熱出力が未解析の領域に入らず）、安全制限値を超えることはなかった。</p> |
| パフォーマンス劣化 | <p>運転員が運転認可で禁じられた状態である定格熱出力超過まで熱出力を上げて維持する特別の操作を行い、認可条件に違反した。熱出力が定格熱出力を超えた時に、運転員は直ちに熱出力を定格熱出力以下に戻さなかった。</p> |
| 軽微ではないとする理由 | <p>熱出力を、定格熱出力超過まで増加して維持する運転員の措置及び定格熱出力を超えた時点で直ちに復旧しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性があった。</p> |
| 軽微とする場合 | <p>運転員は、定格熱出力を超えていなかったが、事業者が自ら課した要求又は標準（例えば、熱出力限度を定格熱出力の99.97%とする運転の良好事例）を超えていた場合。</p> |

○ 変更履歴

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

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

(案)

(GI0007_r0)

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. 適用範囲..... | 3 |
| 3. 安全重要度評価区分の考え方..... | 4 |
| 4. 検査指摘事項の重要度評価手順..... | 5 |

添 付 :

| | |
|--------------------------------------|----|
| 添付 1 検査指摘事項の初期評価 | 9 |
| 添付 2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領 | 16 |
| 添付 3 重要度評価の申立て制度 | 20 |
| 添付 4 リスク評価担当者に求められる役割 | 24 |

附属書 :

| | |
|------------------------------------|--|
| 附属書 1 出力運転時の指摘事項に対する重要度評価ガイド | |
| 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 | |
| 附属書 3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド | |
| 附属書 4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド | |
| 附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド | |
| 附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド | |
| 附属書 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド | |
| 附属書 8 メンテナンスの際のリスク評価に関する安全重要度評価ガイド | |
| 附属書 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド | |

1. 目的

本ガイドは、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に、追加検査の可否等を判断するために、当該劣化（以下、「検査指摘事項」という。）について、安全重要度評価区分の考え方及び検査指摘事項の重要度評価に関する手順について定めたものである。

2. 適用範囲

(1) 本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者を対象とする。

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

(3) 安全上の重要度評価において、劣化した状態（例えば、安全系のポンプの動作不能）自体は事業者のパフォーマンス劣化ではなく、むしろ、事業者のパフォーマンス劣化（例えば、不適切なメンテナンス手順）は劣化した状態を引き起こした直接原因ということである。安全重要度評価は、リスクに影響を及ぼすパフォーマンス劣化が原因となって発生した劣化状態について、安全上の重要度を評価するものである。

(4) 機器の故障又は作業員の不適切な操作によって引き起こされる事象に関する安全上の影響度合いは、事象に対応した検査ガイドに従って、原子力検査官により調査されるが、この結果は、検査指摘事項の安全上の重要度を判断するものではない。原子力施設に関連する検査指摘事項の安全重要度評価は、本ガイド及び該当する添付資料と附属書に従い処理されるものとする。

3. 安全重要度評価区分の考え方

3.1 実用発電用原子炉施設の場合

原子力規制検査における検査指摘事項については、以下の定性的な水準及び定量的な指標による区分に基づき、安全上の重要度を示す4区分(「赤」、「黄」、「白」、「緑」の色付け)で評価する。実際の安全重要度評価は、添付1及び本ガイドの附属書により行う。なお、安全上の重要度を定量的に評価する際、炉心損傷頻度(CDF)及び格納容器機能喪失頻度(CFF)で用いられる記号「 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く、施設の使用などが許容できない水準

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

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

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

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

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

(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を図るべき水準

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

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

(4) 緑: 安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の是正プログラムにより改善すべき水準

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

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

3.2 核燃料施設等の場合

原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、重要度評価・規制対応措置会合(SERP)において「追加対応あり」と「追加対応なし」の2区分で評価する。検査指摘事項の区分に関する考え方を別紙2に示す。

4. 検査指摘事項の重要度評価手順

4.1 検査指摘事項の初期評価

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

核燃料施設等において、原子力規制検査における検査指摘事項については、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、検査指摘事項を抽出する際に考慮した監視領域（小分類）の情報を参考に、原子力検査官及び核燃料施設等監視部門が検査評価室と協議の上、初期評価（追加対応の程度の評価）を行う。この結果、当該指摘事項が「追加対応なし」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。

4.2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）

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

また、実際の重要度評価にあたっては、原子力規制庁のリスク評価担当者¹が中心的な役割を担うことが期待される。

4.3 最終決定に対する申立て

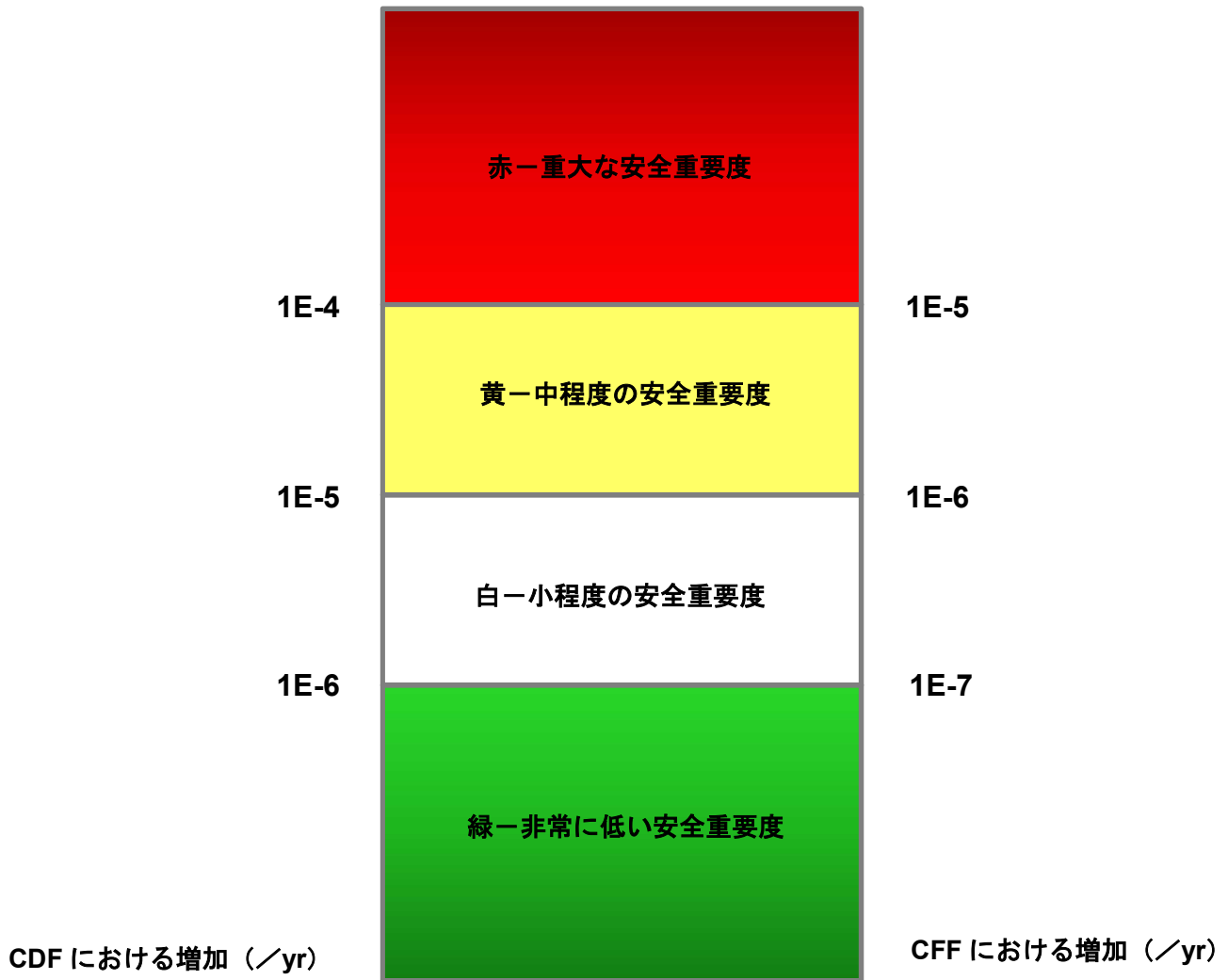
SERPによる最終的な重要度の評価結果を書面により通知した日から7日以内に事業者が異議を申し立てた場合には、添付3に定める手順に沿って対応する。

5. 留意事項

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

¹ 添付4参照。

別紙 1：指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）



注記：全ての監視領域及び安全重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない

別紙 2 : 指摘事項の取扱い (核燃料施設等)

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

○ 変更履歴

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

添付 1 検査指摘事項の初期評価

1. 安全重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件

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

2. 安全重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価

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

2.1 検査指摘事項についての総合的な情報シートの作成（表 1）

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

2.2 監視領域（小分類）の特定（表 2）

(1) 実用発電用原子炉施設の場合

- a. 当該指摘事項に基づく劣化状態、体制又は手順等の劣化により影響を受けた監視領域（小分類）の各ボックスにチェックする。（該当するボックスを全てチェック）
 - 発生防止
 - 拡大防止・影響緩和
 - 閉じ込めの維持
 - 重大事故等対処及び大規模損壊対処

- 従業員に対する放射線安全
- 公衆に対する放射線安全

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

(2) 核燃料施設等の場合

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

2.3 適用する安全重要度評価手法（附属書）の選定（表3）

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

表 1－検査指摘事項の総合的な情報シート

関係する文書と参考資料：

検査指摘事項の内容：

劣化状態又はプログラムの脆弱性についての事実関係の説明：

検査指摘事項を劣化状態又は手順等の脆弱性に結び付ける論理的な関連性：

表 2-劣化状態又はプログラムの脆弱性により影響を受けた監視領域

(✓) 適切なボックスをチェックすること。

| 発生防止 | 影響緩和 | 閉じ込めの維持 |
|---|---|---|
| <p><input type="checkbox"/> A. LOCA の要因 (例、加圧器ヒータスリーブ、原子炉圧力容器配管、ペネトレーション、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)</p> <p><input type="checkbox"/> B. 過渡事象の要因 (例、原子炉／タービン・トリップ、外部電源喪失、海水系喪失、主蒸気／給水配管の劣化など)</p> <p><input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断</p> <p><input type="checkbox"/> E. 外部事象の起因事象 (火災及び内部溢水に限定)</p> | <p><input type="checkbox"/> A. 緩和システム</p> <p><input type="checkbox"/> 崩壊熱除去機能の劣化</p> <p><input type="checkbox"/> 短期炉心冷却機能の劣化</p> <p><input type="checkbox"/> 一次系 (例、安全注入系 (PWR)、主給水系、HPCI、RCIC (BWR)、高圧系、低圧系)</p> <p><input type="checkbox"/> 二次系、PWR のみ (例、補助給水系、主給水系、ADV など)</p> <p><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)</p> <p><input type="checkbox"/> B. 外部事象緩和システム (例、地震／火災／溢水／異常気象の防護機能の劣化)</p> <p><input type="checkbox"/> C. 反応度制御系の劣化 (原子炉保護系を含む)</p> <p><input type="checkbox"/> 制御棒の誤動作</p> <p><input type="checkbox"/> 不注意による原子炉冷却系の希釈又は冷水の注入</p> <p><input type="checkbox"/> 反応度管理 (例、許可されている出力限度の超過)</p> | <p><input type="checkbox"/> A. プラントの擾乱に対する緩和機能としての原子炉冷却系 (RCS) バウンダリ (例、加圧熱衝撃など)</p> <p>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。</p> <p><input type="checkbox"/> B. 原子炉格納容器バリアの劣化</p> <p><input type="checkbox"/> 実際の破損又はバイパス (例、貫通シール、ISLOCA に関係する隔離弁、バント及びパージ・システムからの漏えい、圧力抑制プールの機能維持に必要なシステム／機器の故障など)</p> <p><input type="checkbox"/> 熱除去、水素又は圧力制御システムの劣化</p> <p><input type="checkbox"/> C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋又は使用済燃料建屋のバリアの劣化。</p> <p><input type="checkbox"/> D. 使用済燃料プール</p> <p><input type="checkbox"/> 未臨界状態の維持</p> <p><input type="checkbox"/> 使用済燃料プールの水量及び水温 (例、冷却)</p> <p><input type="checkbox"/> 燃料取扱い</p> |

| <u>重大事故等対処及び大規模損壊 対処</u> | <u>従業員に対する放射線安全</u> | <u>公衆に対する放射線安全</u> |
|--|--|---|
| <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 |
| <u>核物質防護</u> | | |

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：

1. 公衆に対する放射線安全の監視領域の場合は、**附属書 4**に進むこと。
2. 従業員に対する放射線安全の監視領域の場合は、**附属書 3**に進むこと。
3. 核燃料施設等の場合は、**附属書 9**に進むこと。
3. 発生防止、影響緩和、閉じ込めの維持又は重大事故等対処及び大規模損壊対処の監視領域の場合は、以下に進むこと。

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。

A. 重大事故等対処及び大規模損壊対処：

検査結果は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での重大事故等対処及び大規模損壊対処等に係る設備、機器、体制及び作業員の線量措置に関係しているか。

- 「はい」の場合は、**附属書 2**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

B. 停止、燃料補給及び強制停止：

検査結果は、プラントが停止していたときの作業、操作、事象又は劣化状態に関係しているか。

注：附属書 6 は、燃料取替え又は強制的及び保守のための停止時において、事業者において RHR 運転の条件が整い、RHR 冷却が開始された時点で始まり、プラント加熱の間に RHR が確保されている時点までの期間に適用される。

- 「はい」の場合は、**附属書 6**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

C. メンテナンスのリスク評価：

検査結果は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での保守活動の実施に伴うリスクに対する事業者の評価及び管理に関係しているか。

「はい」の場合は、**附属書7**に進むこと。

「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

D. 火災防護：

1. 検査指摘事項は、消防や消火活動等の不具合に関係しているか。

「はい」の場合は、**附属書1**に進むこと。

「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

2. 検査指摘事項は、以下事項に関係しているか。

(1) 仮置可燃焼物、仮置発火源又は高温作業による火災の発生防止及び管理統制について十分な実施を怠ったか。

(2) 固定式の防火システム、又は、火災を封じ込める能力に影響を及ぼすか。

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

「はい」の場合は、**附属書5**に進むこと。

「いいえ」の場合は、**附属書1**に進むこと。

添付2：重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領

1. 重要度評価・規制対応措置会合の開催

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

2. SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 予備会合の実施

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

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
ことができること

- ✓ 通知日から7日以内に事業者から意見陳述の要望がなかった場合には、通知の日付けをもって当該重要度評価結果が最終的な重要度評価結果となること

2.3 重要度評価に対する事業者からの意見聴取

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

2.4 本会合の実施

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対応措置を検討するため本会合を開催する。

2.5 本会合における評価結果の通知

- (1) 最終的な重要度の評価結果等については、改めて原子力規制委員会に報告し、その了承を得た上で、事業者に対して書面により通知する。
- (2) なお、通知の日から7日以内に申立てがない場合には評価が確定することについても併せて通知する。

3. 規制対応措置の検討について

検査指摘事項の評価結果等に基づき、法令に基づく措置命令（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）等を含む規制対応措置を行う場合には、原子力規制検査における規制対応措置ガイドに沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。

4. SERP における検討期間について

本実施要領における検討期間については、原子力検査官が「緑」を超える可能性があると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。

重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の開催について

1. 趣旨

令和2年4月から施行される改正法では、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。

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、規制対応措置に関する検討を行うため、安全重要度評価プロセスに関するガイドに基づき重要度評価・規制対応措置会合（SERP）を開催する。

2. 検討事項

安全重要度評価プロセスに関するガイドに基づき、以下の事項について検討を行う。

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

3. 構成員

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

- 担当部門管理官（主査）
- 検査監督総括課長
- 検査評価室長

添付3：重要度評価の申立て制度

1. 目的

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

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

- (1) 原子力検査官は、検査気付き事項について、その時点で利用できる限りの情報を用いて事業者のパフォーマンス劣化を明確にし、検査指摘事項が「緑」を超える可能性があるかと判断。
- (2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な安全重要度評価ガイドの附属書を用いて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・規制対応措置会合（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、安全重要度評価プロセスに関するガイドと一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。

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

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

4. 申立てに対する判定会合

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

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

5. 申立て手順

5.1 申立てプロセス

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

5.2 原子力規制委員会での審議及び事業者への通知

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

申立てに対する判定会合の開催について

1. 設置の趣旨

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

安全重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容に関する妥当性等について検討を行うため、安全重要度評価のプロセスに関するガイドに基づき申立てに対する判定会合を開催する。

2. 検討事項

安全重要度評価のプロセスに関するガイドに基づき、以下の事項について検討を行う。

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

3. 会合の構成員

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

○構成員

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

添付 4：リスク評価担当者に求められる役割

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

1. リスク情報に基づいた規制活動

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

2. リスク情報を活用した重要度評価の実施

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

3. 検査官を含む原子力規制庁職員への支援の提供

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

4. 重要度評価プログラムの継続的改善

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

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

(案)

目次

| | |
|------------------------------------|----|
| 1. 適用範囲..... | 3 |
| 2. 開始条件..... | 3 |
| 別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問..... | 4 |
| 別紙 2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問 | 6 |
| 別紙 3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問..... | 9 |
| 別紙 4 外部事象のスクリーニングに関する質問 | 11 |

1. 適用範囲

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。

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。

2. 開始条件

本附属書に記述される重要度評価は、「原子力検査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。

別紙1－発生防止のスクリーニングに関する質問

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

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4－外部事象のスクリーニングに関する質問

別紙1ー発生防止のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）の起因となる事象

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

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

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

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

B. 過渡事象の起因となる事象

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

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

C. サポート系に係る起因事象

検査指摘事項は、起因事象の可能性又は原因に寄与し、かつ緩和機器に影響を及ぼすサポート系の完全又は部分的な喪失を含むか。サポート系の起因事象の例は、外部電源喪失、直流母線喪失、交流母線喪失、補機冷却水喪失、海水系喪失及び制御用空気系喪失である。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

D. 蒸気発生器伝熱管破断

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一定運転における内外差圧の3倍（ $3\Delta P_{N0}$ ）を持続できない劣化状態を含むか。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 次へ進む

E. 外部事象に係る起因事象

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。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

別紙 2ー拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問

A. 緩和系の構築物・系統・機器（SSC）及び機能性（反応度制御系を除く）

1. 検査指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該 SSC はその動作可能性又は機能性を維持しているか。

a. はい → 「緑」とする

b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、システム又は機能、あるいは両方の喪失を示しているか。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、少なくとも 1 トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間（AOT）を超えて実際に機能喪失していること、又は、2 つの個別の（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。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

4. 検査指摘事項は、事業者の保全プログラムにおいて、原子炉施設の安全性を確保する上で重要と判断（例、保全計画において保全重要度高に設定）され、保安規定に規定されていない機器の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。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

B. 外部事象緩和システム（地震、溢水又は悪天候に対する防護）

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、浸水バリア又は竜巻用扉）の喪失又は劣化に関するものか。

- a. はい → 別紙4へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

C. 反応度制御系

1. 検査指摘事項は、原子炉スクラムを開始するための単一の原子炉保護系（RPS）トリップ信号に影響を与え、かつ、ほかの冗長なトリップの機能又は原子炉停止の多様な方法に対して影響を与えたか（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）。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、意図しないで正の反応度を加えた制御操作に関するものか（例えば、なほう素の誤希釈、冷水注入、制御棒の誤作動、再循環ポンプ速度制御）。

- a. はい → 附属書9へ進む
- b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、運転員による反応度の誤った管理をもたらしたか（例えば、認可された出力上限を超える原子炉出力、若しくは要員運転中に反応度の変化を予期及び制御できない）。

- a. はい → 附属書9へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

D. 消防隊

1. 検査指摘事項は、消防隊の訓練及び資格要件、又は消防隊要員の配属に関わるものか。

- a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：
 - 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、又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。
 - 消防隊の要員が足りていなかった全体の時間（暴露時間）は短かった（二時間

未満であった)。

- b. 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 「緑」とする
- c. いいえ → 次へ進む

2. 指摘事情は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか。

- a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：
 - 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及び安全停止の代替手段が影響を受けなかったその他の深層防護の要素により緩和された。
 - 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。

- b. 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 「緑」とする
- c. いいえ → 次へ進む

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。

- a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：
 - 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。
 - 消火器又は火災ホースが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。

- b. 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 「緑」とする

- 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 → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

別紙3ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却系（RCS）バウンダリ（例えば、加圧熱衝撃問題）

RCS バウンダリに該当する場合は、詳細なリスク評価部へ進む

B. 原子炉閉じ込め

1. 検査指摘事項は、原子炉の物理的な閉じ込めが求められる状態で実際に開いた経路（バルブ又はエアロック等）、閉じ込め隔離システム（論理と計測）及び熱除去構成機器を示しているか。

a. はい → 附属書7へ進む

b. いいえ 次へ進む

2. 検査指摘事項は、原子炉格納容器内の水素イグナイター等の水素対策設備の機能における実際の低下を含むか。

a. はい → 附属書7へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

C. 制御室、補助または使用済燃料プール建屋

1. 検査指摘事項は、制御室、補助建屋、使用済燃料プール、又は非常用ガス処理系（BWR）のために提供された放射線バリア機能の低下のみを示しているか。

a. はい → 「緑」とする

b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、煙または有毒大気に対する制御室のバリア機能の低下を示しているか。

a. はい → 詳細なリスク評価へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

D. 使用済燃料プール（SFP）

1. 検査指摘事項は、使用済燃料プールの温度が、施設固有の許認可条件における最大の分析温度制限を超過するような使用済燃料プールからの崩壊熱除去機能に悪影響を及ぼすか。

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、燃料取り扱いミス、落下した燃料アセンブリ、落下した格納キャスク又は SFP 上のクレーン操作が元となって、燃料被ふく管への機械的損傷及び放射性核種が検出される放出を引き起したか。

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）

b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、施設固有の許認可条件における最小の分析レベルの制限以下の減少に至る使用済燃料プール水の供給の喪失をもたらすか。

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 次へ進む

4. 検査指摘事項は、SFP 中性子吸収材、燃料束置き違い（すなわち、燃料負荷パターンエラー）又は溶解ホウ素濃度（PWR のみ）に影響を与えるか。

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

別紙4ー外部事象のスクリーニングに関する質問

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が該当するか。外部の起因事象の発生において、その機器又は機能そのものが喪失し、それは影響緩和として考えられていた。

- ・プラントトリップまたは起因事象を引き起こし得る。
- ・複数トレインシステム又は機能のうちの2つ以上のトレインを劣化させ得る。
- ・リスク上重要なシステム又は機能をサポートするためのシステムの1つ以上のトレインを劣化させ得る。

- a. はい → 詳細なリスク評価へ進む
 b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、PRA 又は類似の分析をとおして事業者によって特定された、外部事象起因の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が起因となって発生）に寄与するいずれか安全機能の全喪失を含むか。

- a. はい → 詳細なリスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 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

(案)

目次

| | |
|-------------------------------|---|
| 1. 適用範囲..... | 3 |
| 2. 法令等により事業者に要求されている事項..... | 3 |
| 2.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング..... | 3 |
| 2.2 事案の深刻度の評価..... | 3 |
| 3. 安全重要度評価の基本的考え方..... | 4 |
| 4. 安全重要度評価の方法..... | 5 |
| 4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合..... | 5 |
| 4.2 運用手順等に基づく活動の不実施..... | 6 |

1. 適用範囲

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

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

2. 法令等により事業者に要求されている事項

2.1 設備・機器及び体制の整備

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

- (1) 施設の保全のための活動を行うために必要な計画を策定すること
- (2) 施設の保全のための活動を行うために必要な要員（対策要員）を配置すること
- (3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年一回以上定期的に実施すること
- (4) 施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、消火ホースその他の資機材を備え付けること
- (5) 施設の保全のための活動を行うために必要な事項を定め、これを対策要員に守らせること
- (6) その他、施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備に関すること
- (7) ①～⑥の措置について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講ずること
- (8) 緊急時の線量等の措置

2.2 施設の保全のための活動

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

- (1) 重大事故等発生時における施設の保全のための対応
 - 共通事項（アクセスルートの確保等）
 - 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

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

(2) 大規模損壊発生時における施設の保全のための対応

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

3. 安全重要度評価の基本的考え方

2. に掲げられた事項に係る検査指摘事項のうち、発生防止、拡大防止及び閉じ込めの維持の監視領域の視点と同様の機能を有する措置（以下、「防止等措置」という。）に関連するものについては、他の附属書（評価ガイド）を準用して評価を行う。

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

4. 安全重要度評価の方法

4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合

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

(1) 評価の基準

a. 防止等措置に係る指摘事項の場合

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

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

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

b. 防止等措置以外に係る指摘事項の場合

以下の基準で評価を行う。

<「白」と評価>

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

<「緑」と評価。>

○上記以外の場合。

(2) 重要度の判定

以下の手順で安全重要度の判定を行う（図 1 参照）。

- a. 検査指摘事項によって影響を受けると考えられる規制要求事項を特定
- b. 防止等措置に関連する場合は他の附属書を準用して安全重要度を評価
- c. ②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

4.2 運用手順等に基づく活動の不実施

2.2 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 により安全重要度評価が可能なものについては、4.1 による手法で評価を行うものとする。

(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。

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

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

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

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

(2) 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。

- 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. その影響の安全重要度を評価する

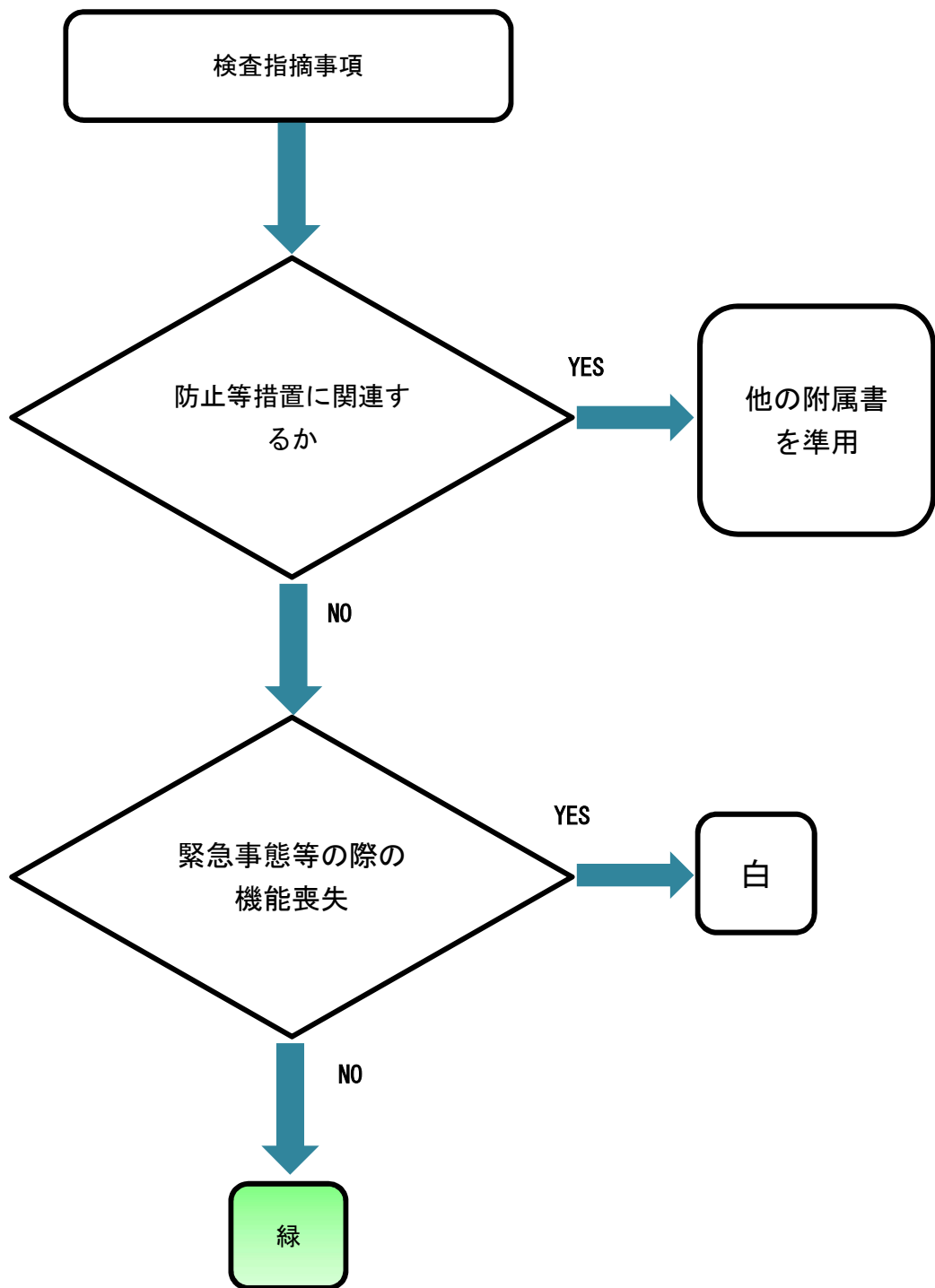


図 1. 要求事項の不適合に対する安全重要度評価フロー

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

(案)

目次

| | |
|-------------------------------------|---|
| 1. 適用範囲..... | 3 |
| 2. 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価..... | 3 |
| 2.1 平均集団線量の評価..... | 3 |
| 2.2 作業活動における集団線量の評価 | 3 |
| 3. 放射線被ばく管理..... | 3 |
| 3.1 線量限度及び等価線量の超過 | 3 |
| 3.2 線量限度超過の可能性における安全重要度評価 | 4 |
| 3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価 | 4 |

1. 適用範囲

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。

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。

原子力規制検査においては、事業者が従業員の被ばく低減するために適切な対策の実施状況又は被ばく低減するための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。

2. 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価

2.1 平均集団線量の評価（別紙1参照）

- (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。
- (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。

2.2 作業活動における集団線量の評価

- (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。
- (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。
- (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。

3. 放射線被ばく管理

3.1 線量限度及び等価線量の超過

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。

(1) 「白」と判断

- a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度を超えたが、その限度の2倍以内である場合（管理区域内における高い放射線量又は汚染により追加防護が必要な区域（以下、「追加防護区域」という。）を除く。）
- b. 皮膚の被ばくに関しては、等価線量限度を超えたが、その5倍以内である場合

(2) 「黄」と判断

- a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度の2倍を超えたが、その限度の5倍以内である場合
- b. 追加防護区域において、法令に定める線量限度又は等価線量限度を超えたが、その限度の2倍以内である場合
- c. 皮膚被ばくに関しては、等価線量限度の5倍を超える場合

(3) 「赤」と判断

- 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

3.2 線量限度超過の可能性における安全重要度評価

従業員の被ばくについて、法令に定める線量限度及び等価線量限度を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った可能性があるか
- 放射線源強度：放射線源はかなり強かった可能性があるか
- 距離：従業員が、放射線源に近づいた可能性があるか
- 遮へい：意図しない遮へいが合理的に取り除かれた可能性があるか

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を超過する可能性があった場合は「白」、追加防護区域における線量超過の可能性があった場合は「黄」と判断する。

3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価

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

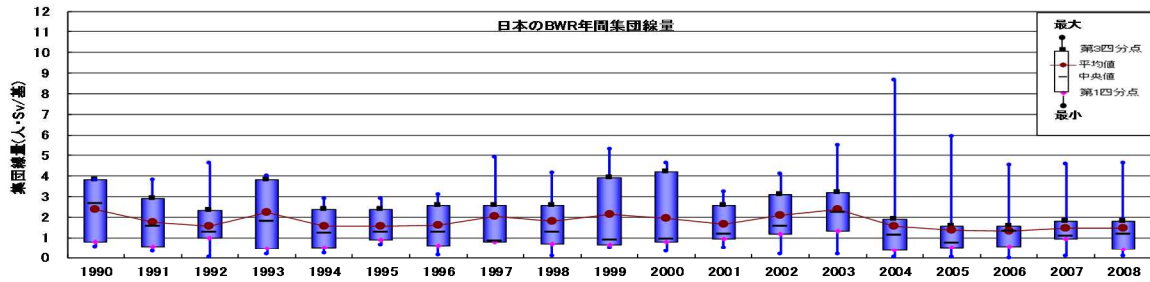
は「白」と評価される。

別紙1 実用発電用原子炉施設1基当たりの集団線量の推移

<BWR>

(人・Sv/基)

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

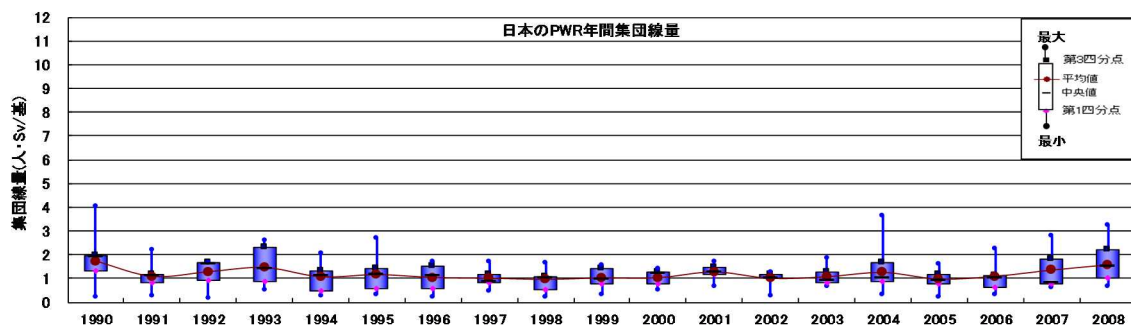


出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

<PWR>

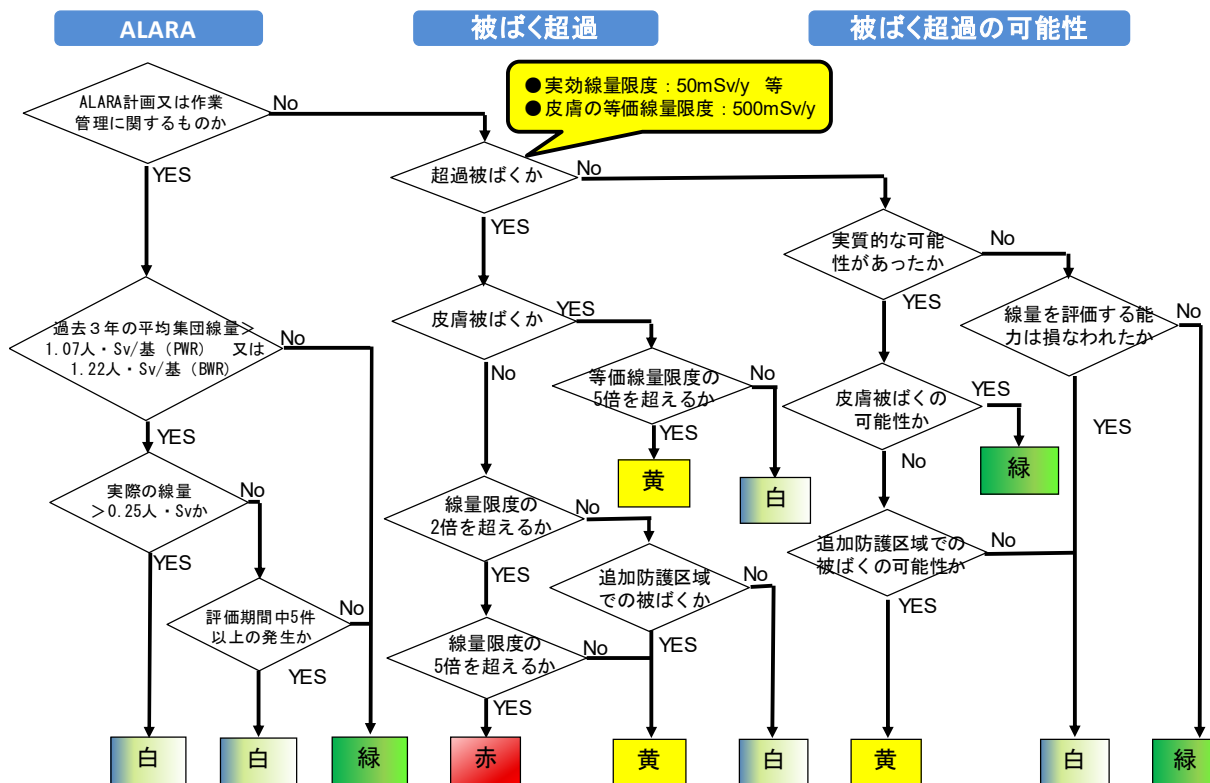
(人・Sv/基)

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



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

別紙2 安全重要度評価のフロー図



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

(案)

目 次

| | |
|--------------------------------------|---|
| 適用範囲..... | 3 |
| 1. 放射性気体及び放射性液体廃棄物の排出管理、放射線環境監視..... | 3 |
| 1.1 目的..... | 3 |
| 1.2 安全重要度評価プロセス..... | 3 |
| 2. 放射性個体廃棄物の管理..... | 4 |
| 2.1 目的..... | 4 |
| 2.2 安全重要度評価プロセス..... | 5 |
| 3. 運 搬..... | 5 |
| 3.1 目的..... | 5 |
| 3.2 安全重要度評価プロセス..... | 6 |

適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、公衆被ばくに対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。

1. 放射性気体及び放射性液体廃棄物の排出管理、放射線環境監視

1.1 目的

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よりはるかに低く、更に合理的に達成可能な限り低く（ALARA）維持するために、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理が適切に行われている必要がある。

原子力規制検査においては、事業者が放射性液体廃棄物の放出管理及び機器の機能の維持、並びに放射性気体廃棄物の放出管理プロセスの維持を適切に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度の評価を行う。

また、原子力規制検査においては、事業者が関連法令等を踏まえた的確な運用管理を放射線環境監視計画（事業者が作成する周辺環境モニタリング計画）に定め、これが確実に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

1.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

- a. 事業者の放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める放出管理の手順等の違反
- 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排出又は漏えいの兆候が確認されたが、事業者による事象や影響の特定が可能な場合
- c. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいによる公衆の放射線量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値（50マイクロシーベルト／年）より小さい場合。
- d. 事業者の周辺環境モニタリング計画が、関係法令、技術仕様書及び関連マニュアルと整合していない等により、周辺環境のモニタリングが的確に実施できていないと判断される場合

(2) 「白」と判断される場合

- a. 事業者が、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいに気

付かず、決められた手順・手法による公衆への被ばくや環境に対する影響を評価できない等、これら排出管理に重大な不備がある場合。

＜重大な不備例＞

- ✓ 事業者が定める手順どおりに、排出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、排出し又は漏えいした放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の性質特定に大きな不備が見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合
 - ✓ (計画的、非計画的のいずれの場合であっても) 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、被ばくの程度が著しく低く見積もられている場合
 - ✓ 排出又は漏えいした放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の測定機器等に重大な欠陥があり、その結果、放射性廃液排出の性質特定に大きな誤りが見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合
 - ✓ 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいにより、公衆が被ばくした放射線量の評価するためのデータ(計測データ、サンプルデータ等)が存在しない場合
- b. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいによる放射性物質の線量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力安全委員会決定)において定める線量目標値(50マイクロシーベルト/年)を超えるが、1ミリシーベルト未満である場合。

(3) 「黄」と判断される場合

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

(4) 「赤」と判断される場合

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

2. 放射性固体廃棄物の管理

2.1 目的

原子力施設において発生する放射性固体廃棄物の管理においては、放射性固体廃棄物に起因した放射線による公衆に対する被ばく抑制のため、放射性固体廃棄物が定められた方法に従って処理され、発電所構内に貯蔵し又は保管され、施設

構内において運搬又は施設構外へ搬出する際は法令等に基づいて適切な措置が講じられている必要がある。原子力規制検査においては、これらの措置が適切に行われているかどうかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

2.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

事業者の放射性固体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める放出管理の手順等に違反があり、当該放射線に係る公衆に対する実効線量当量が 50 マイクロシーベルトより小さい場合。

(2) 「白」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量当量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和 50 年 5 月 13 日原子力安全委員会決定)において定める線量目標値 (50 マイクロシーベルト/年) を超えるが、1 ミリシーベルト未満である場合。

(3) 「黄」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量当量が、施設の周辺監視区域における線量限度の 1 ミリシーベルトを超え、5 ミリシーベルト未満である場合。

(4) 「赤」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量当量が、施設の周辺監視区域の原子力規制委員会が認めた場合における線量限度 5 ミリシーベルトを超える場合。

3. 運 搬

3.1 目 的

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

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

3.2 安全重要度評価プロセス

(1) 核燃料物質等の運搬に係る線量当量率及び表面密度限度の超過

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

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

(2) 運搬中における輸送物の破損

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

- a. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容が喪失されなかった場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。
- b. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルト以下又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルト以下の場合には「白」と評価され、公衆及び従業員に対し、ある程度の放射線リスクが存在すると判断される。
- c. 以下の場合には「黄」と評価され、輸送容器からの放出した核燃料物質によって又はタイプBの核燃料物質が放出される可能性があることにより、公衆及び従業員に対する放射線リスクが高まっていると判断される。
 - ✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルトを超えるが1ミリシーベルト以下である場合、又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルトを超えるが250ミリシーベルト以下である場合
 - ✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失がない場合
- d. 以下の場合には「赤」と評価され、輸送容器から放出した核燃料物質によって、公衆及び従業員に対して重大な放射線リスクがもたらされていると判断される。
 - ✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が1ミリシーベルトを超える場合、又は放射線業務従事者1人に対する実効線量が250ミリシーベルトを超える場合
 - ✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失があった場合

(3) 法令等の遵守違反

a. 設計承認、車両運搬確認、積載方法承認に係る事項

<設計文書の不備>

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

<輸送物及び容器の保守及び使用に係る不備>

事業者が、当局から承認、確認を受けた状態又は方法により、輸送物及び容器の保守及び使用ができていなかったと判断される場合、重要度を「緑」と評価する。本項においては、例えば核燃料輸送物設計承認書又は輸送容器承認書における記載内容との相違がある場合（外形寸法の相違、輸送容器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。

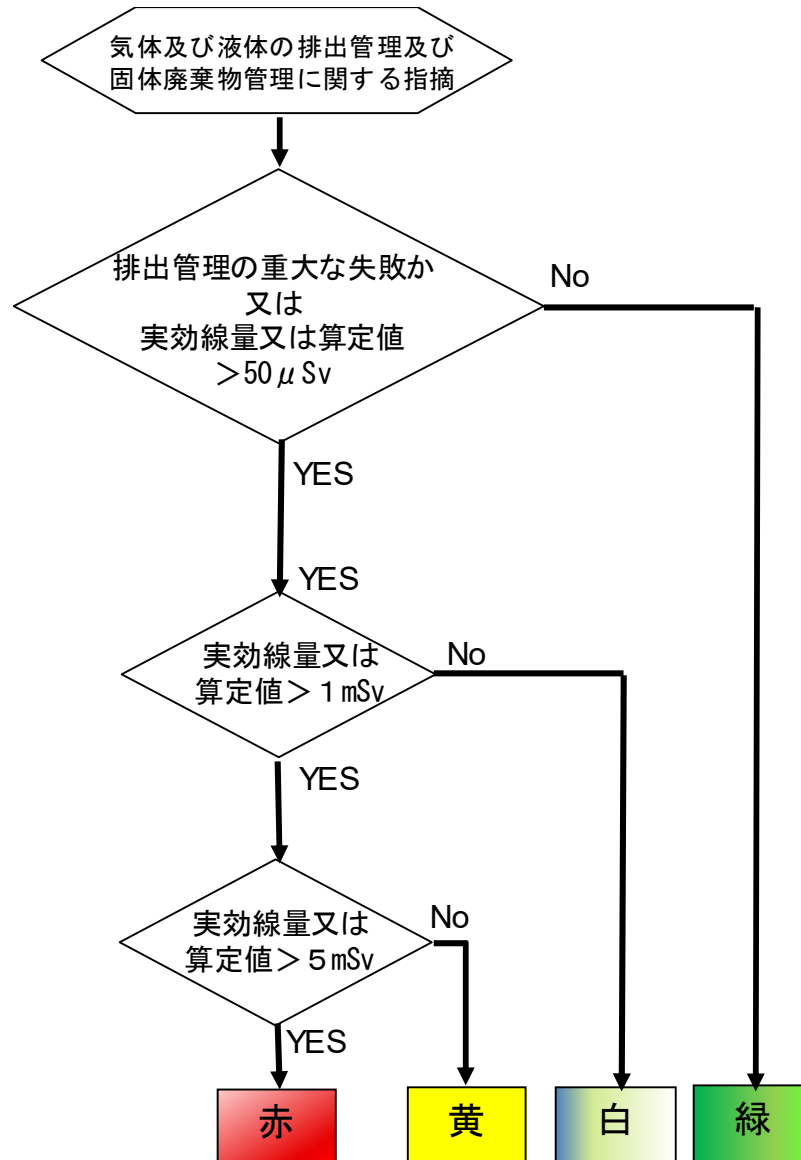
この不備が1つの場合は安全重要度を「白」、2つ以上の場合は、安全重要度を「黄」と評価する。

b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

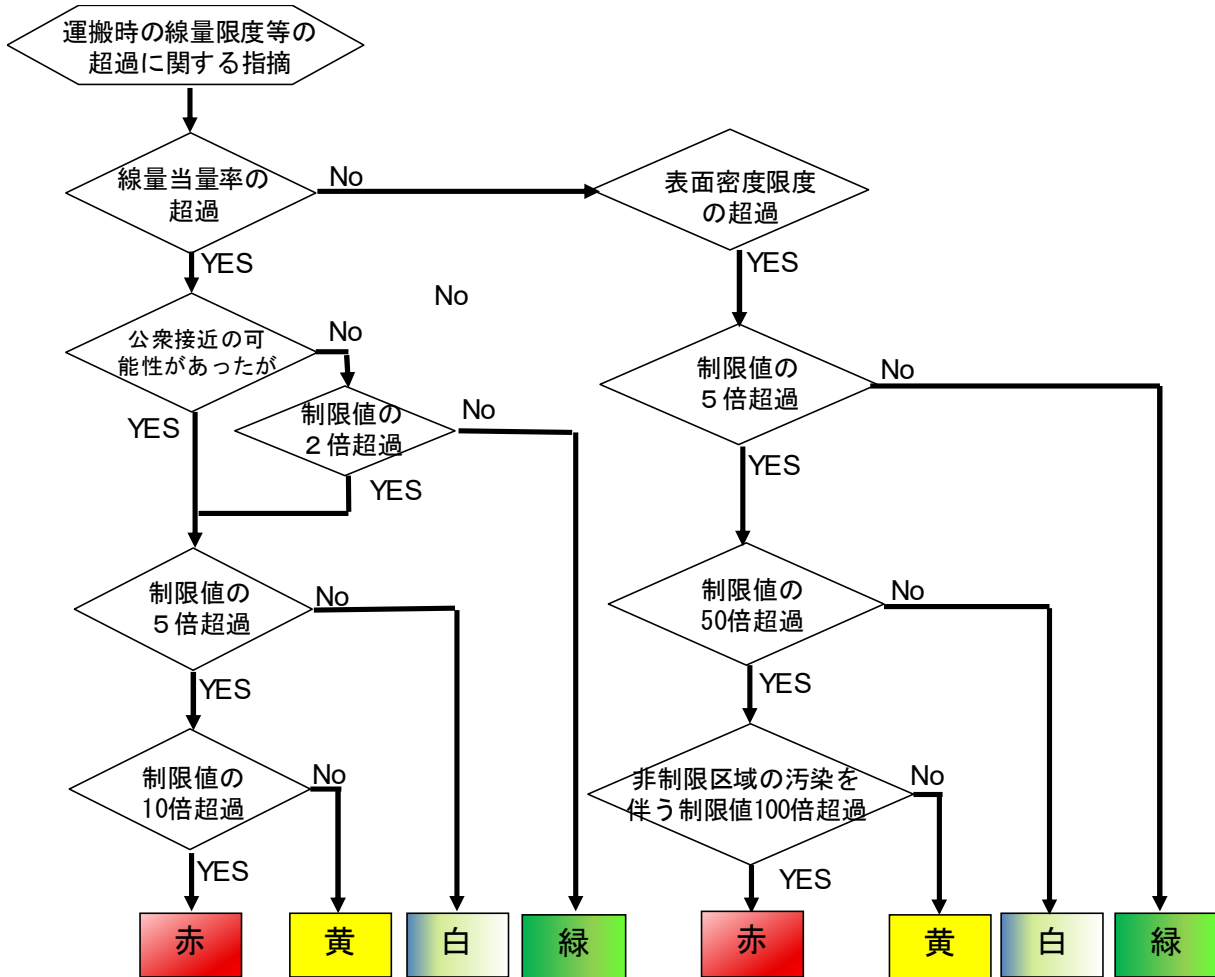
本項では、施設の外に運搬される核燃料物質に関する連絡及び緊急時対応の要件に関連する検査指摘事項について評価する。核燃料物質等の運搬の届出等に関する内閣府令（昭和53年総理府令第48号）に基づき当該の運搬物の経路

を管轄する都道府県公安委員会に届出をしないで運搬を行った場合、及び核燃料物質等の事業所外運搬に係る危険時における措置に関する規則（昭和 53 年運輸省令第 68 号）に基づく危険時の措置を取らなかった場合は、安全重要度を「白」と評価する。

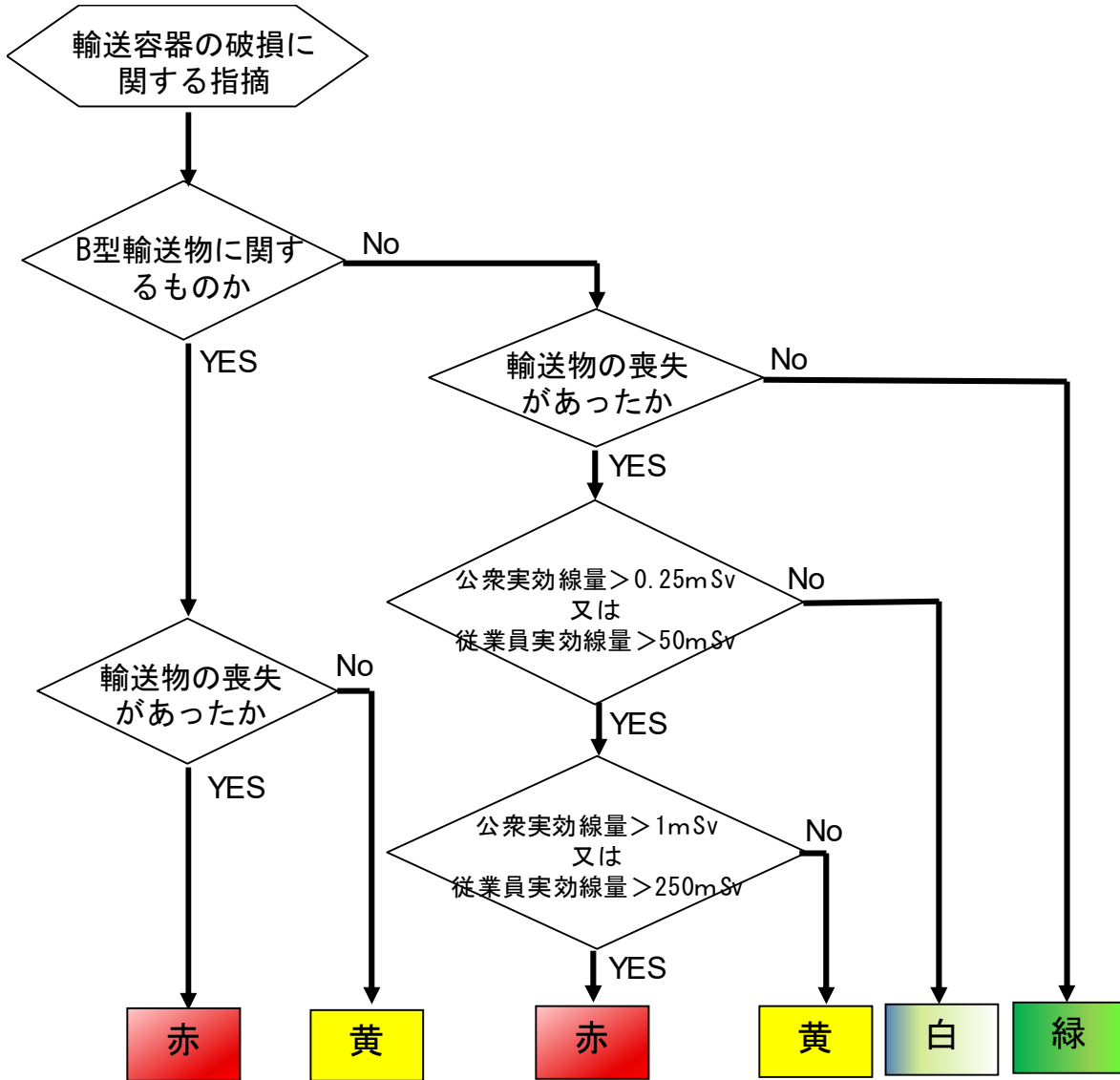
別紙1 放射性気体及び液体廃棄物の排出管理及び固体廃棄物管理
に関する重要度評価のフロー図



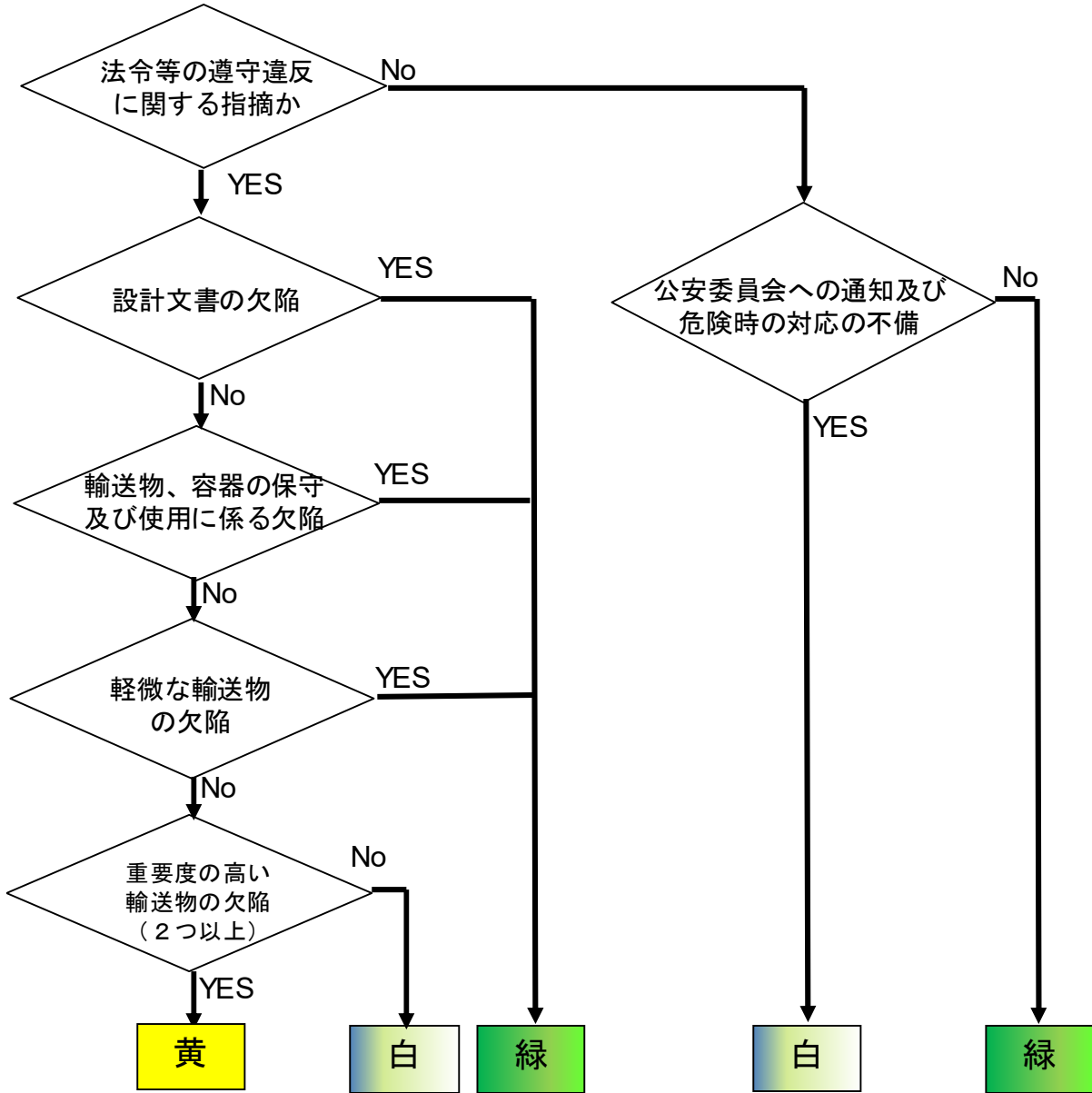
別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図



別紙3 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



別紙4 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図



原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 5

火災防護に関する重要度評価ガイド

(案)

目次

| | |
|----------------------------------|----|
| 1. 適用範囲..... | 3 |
| 2. 安全重要度評価の手順..... | 3 |
| 3. 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ1） | 3 |
| 3.1 概要..... | 3 |
| 3.2 フェーズ1のスクリーニング..... | 5 |
| 4. 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ2） | 12 |
| 4.1 概要..... | 12 |
| 4.2 定量評価の位置付け..... | 12 |
| 4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価） | 12 |
| 添付1：火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート | 22 |
| 添付2：劣化評価指針 | 28 |

1. 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、火災防護における深層防護に係る事業者のパフォーマンス劣化に関する安全重要度の評価に適用する。火災防護における深層防護とは、具体的に以下の要素である。

- 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
- 消火活動により速やかに鎮火しない事態においても、原子炉の高温停止及び低温停止の機能が確保されるように、当該安全機能を有する構築物、系統及び機器を防護すること

2. 安全重要度評価の手順

火災防護に関する安全重要度評価は、フェーズ1とフェーズ2からなる。

フェーズ1では、検査指摘事項の初期の特徴付けを行うため定性的な評価を実施し、非常に低い安全重要度（緑）に相当する可能性がある火災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。

フェーズ2では、典型的な火災確率論的リスク評価（PRA）を簡易化し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い場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で指定された指摘事項区分に基づき一連の定性的質問を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。

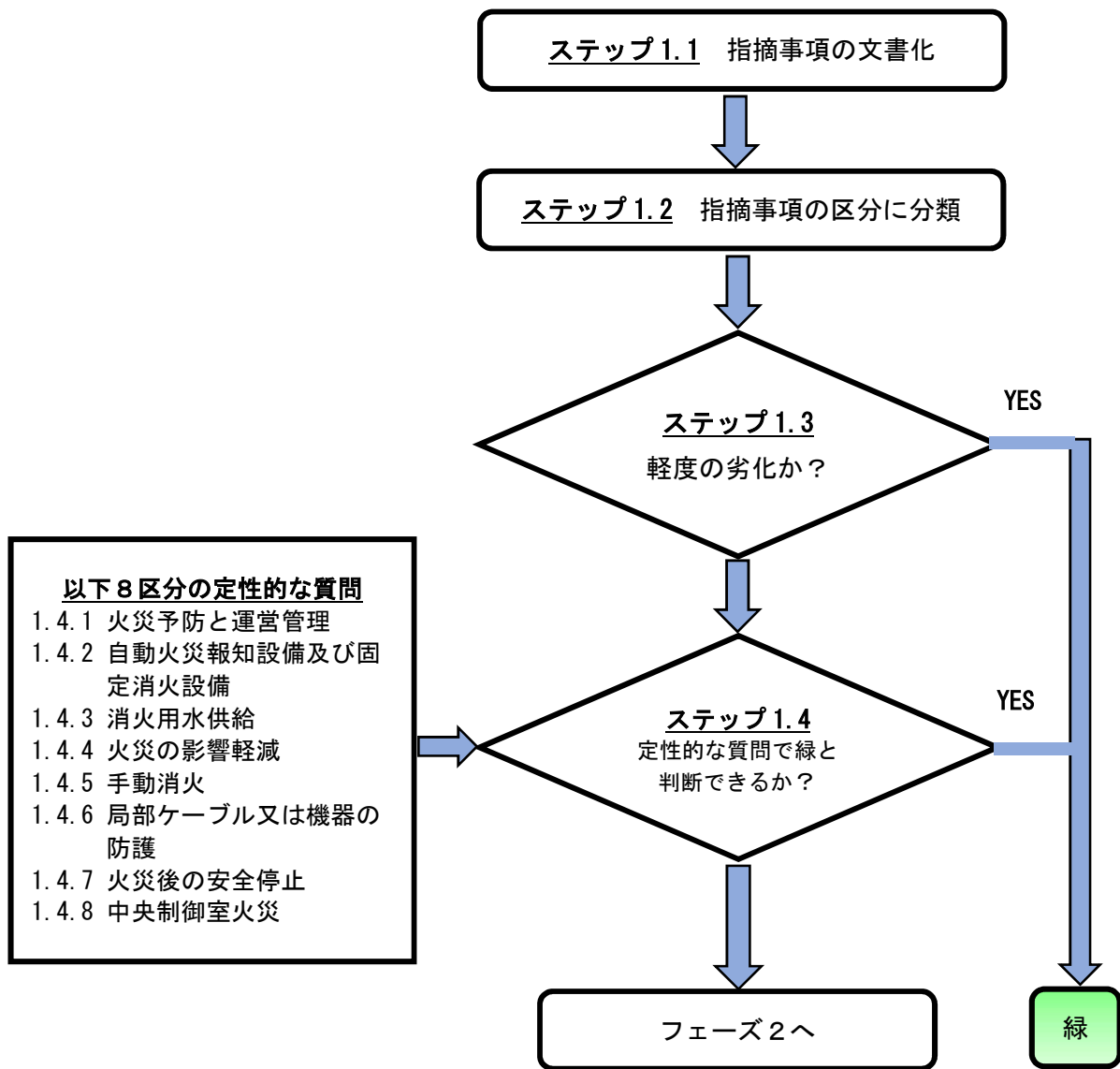


図1. フェーズ1のフローチャート

3.2 フェーズ1のスクリーニング

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

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

ステップ1.1：検査指摘事項の概要を記載

検査指摘事項の概要を添付1ワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分を指定

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

表 1. 火災指摘事項の区分

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

ステップ 1.3：低劣化

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

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

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

ステップ 1.4：検査指摘事項区分に設定された定性的なスクリーニング質問

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

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

指摘事項区分のスクリーニング質問のみを用いて指摘事項を評価する。質問が当該指摘事項に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該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、火災感知の遅延又は信用のある安全停止機能に悪影響を及ぼすなど、これまでに評価されていたよりもさらに重大な結果をもたらす確率を高めるものか。

- 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区域に悪影響を及ぼすか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 2：自動火災報知設備及び固定消火設備

1. 4. 2-A 質問：劣化した又は機能しない火災の感知又は消火システムが、安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか。

○Yes－フェーズ 2 へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1. 4. 3：消火用水供給

1. 4. 3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために必要な容量の消火水（要求圧力）が確保され、施設内で最も厳しい場所においても要求圧力が確保されるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 4：火災の影響軽減

1. 4. 4-A 質問：火災区域にある安全停止に必要な機器の位置を考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止など）を維持し続けることができるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1. 4. 4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1. 4. 4-C 質問：検査指摘事項が、防火扉に関わる場合、影響を受けた火災区域に安全停止に必要な機器は設置されているか。

○Yes－次の質問へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉を正しく閉め機能に影響しなかった場合、防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するか。
- Yes－フェーズ 2 へ。
 - No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め機能の劣化が原因で、火災が 1 つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に広がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。
- Yes－次の質問へ。
 - No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
1. 4. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災拡散によって、影響を受けるほど安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。
- No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - Yes－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 5：手動消火

1. 4. 5-A 質問：検査指摘事項は、高温作業火災監視で使用しない可搬型消火設備に関連するか。
- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - No－次の質問へ。
1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。
- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - No－次の質問へ。
1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、完全な自動又は手動消火設備により保護されているか？
- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - No－次の質問へ。
1. 4. 5-D 質問：消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止に重要な機器が悪影響を受けないような方法で消火できる手動消火が利用できるか。
- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.6： 局部ケーブル又は機器の防護

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

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—次の質問へ。

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

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

ステップ 1.4.7： 火災後の安全停止

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

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

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

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—次の質問へ。

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

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

ステップ 1.4.8： 中央制御室火災

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

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

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

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

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－次の質問へ。

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

- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No－フェーズ2へ。

4. 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ2）

4.1 概要

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

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。

4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）

(1) 火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー

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

(2) 火災の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

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

(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価

複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フローを図4に示す。

(4) 詳細評価

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

(5) 簡易火災影響評価ツールによる火災影響評価

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

(6) 詳細火災伝播解析コードによる火災影響評価

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

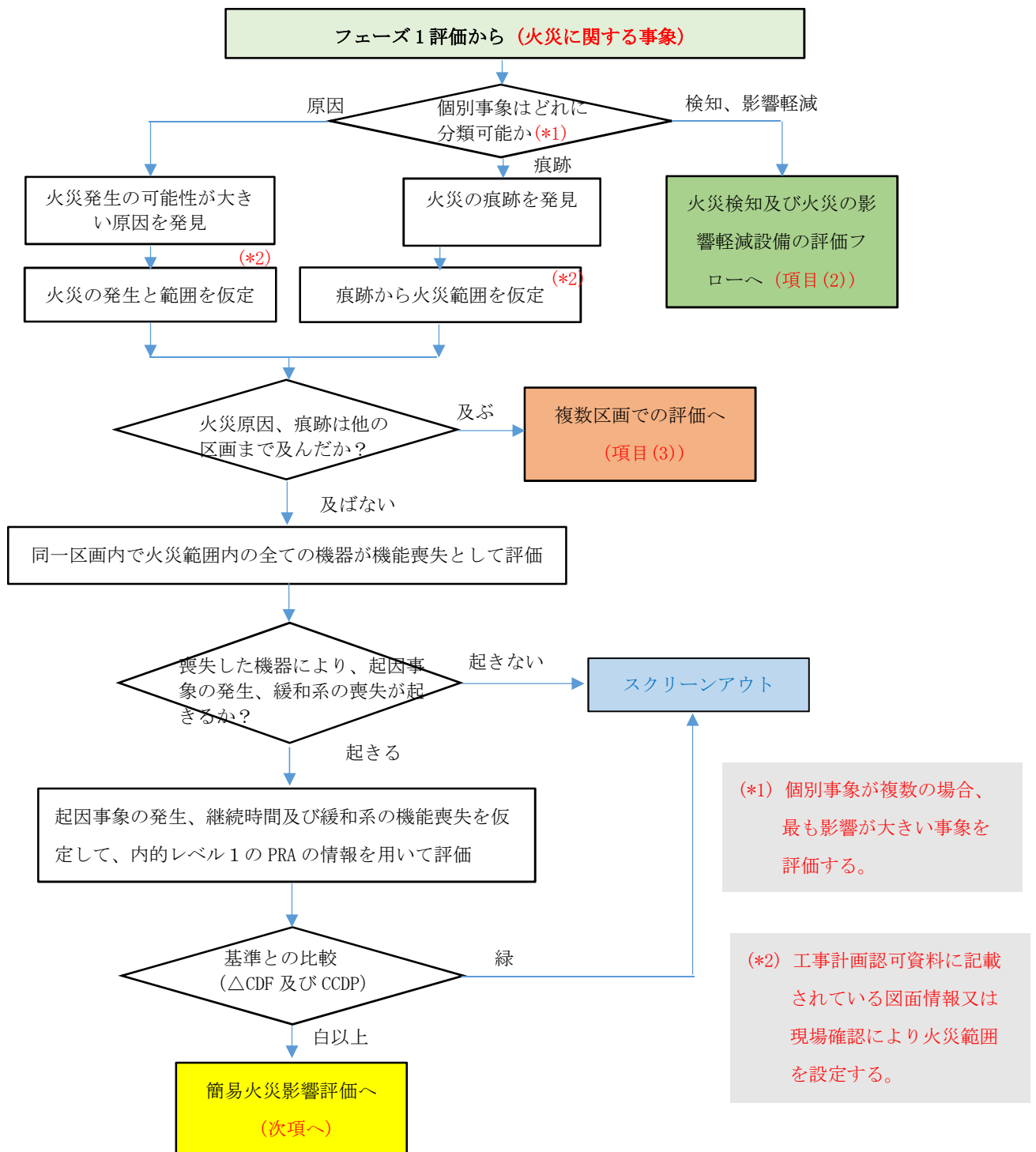


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)

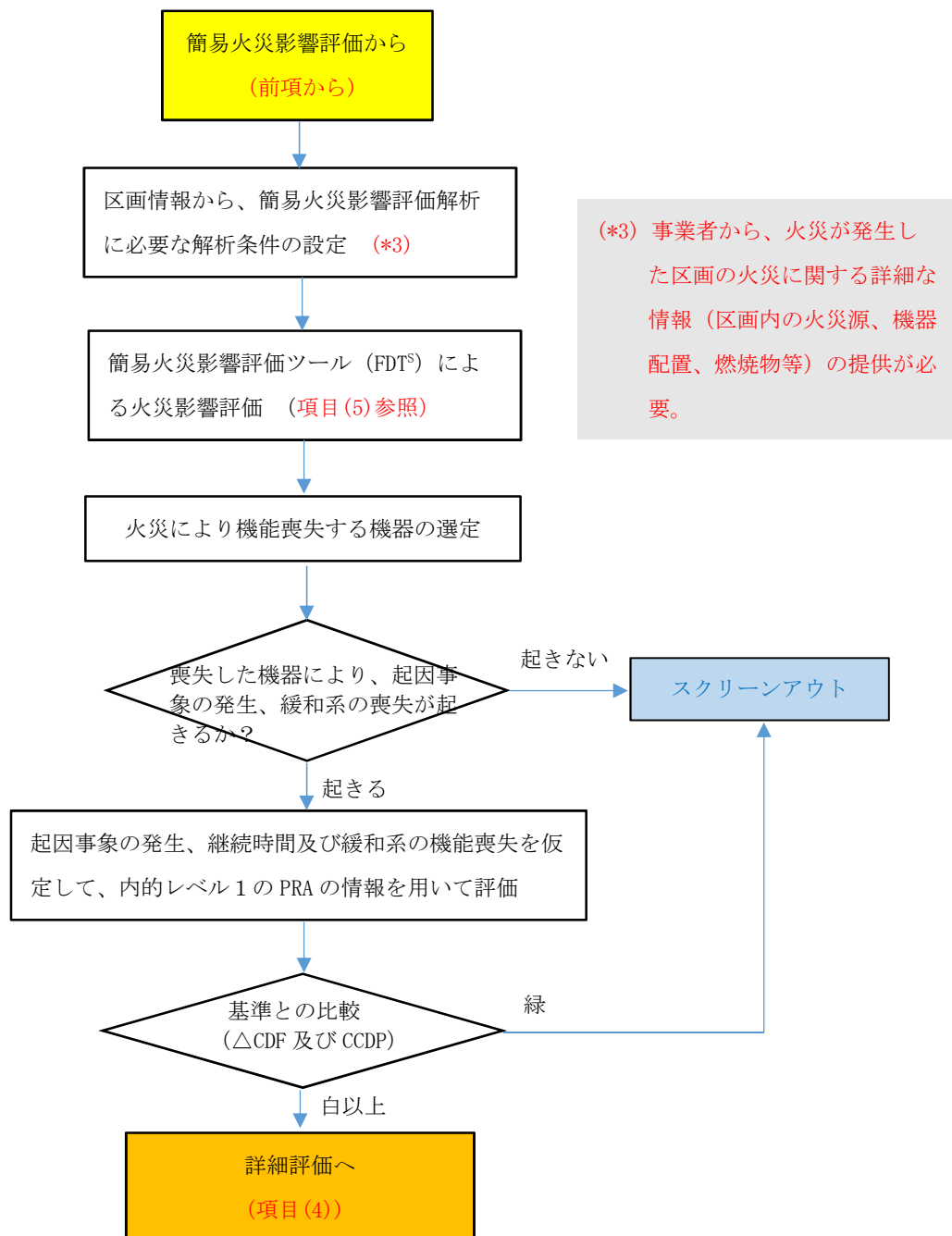


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (2/2)

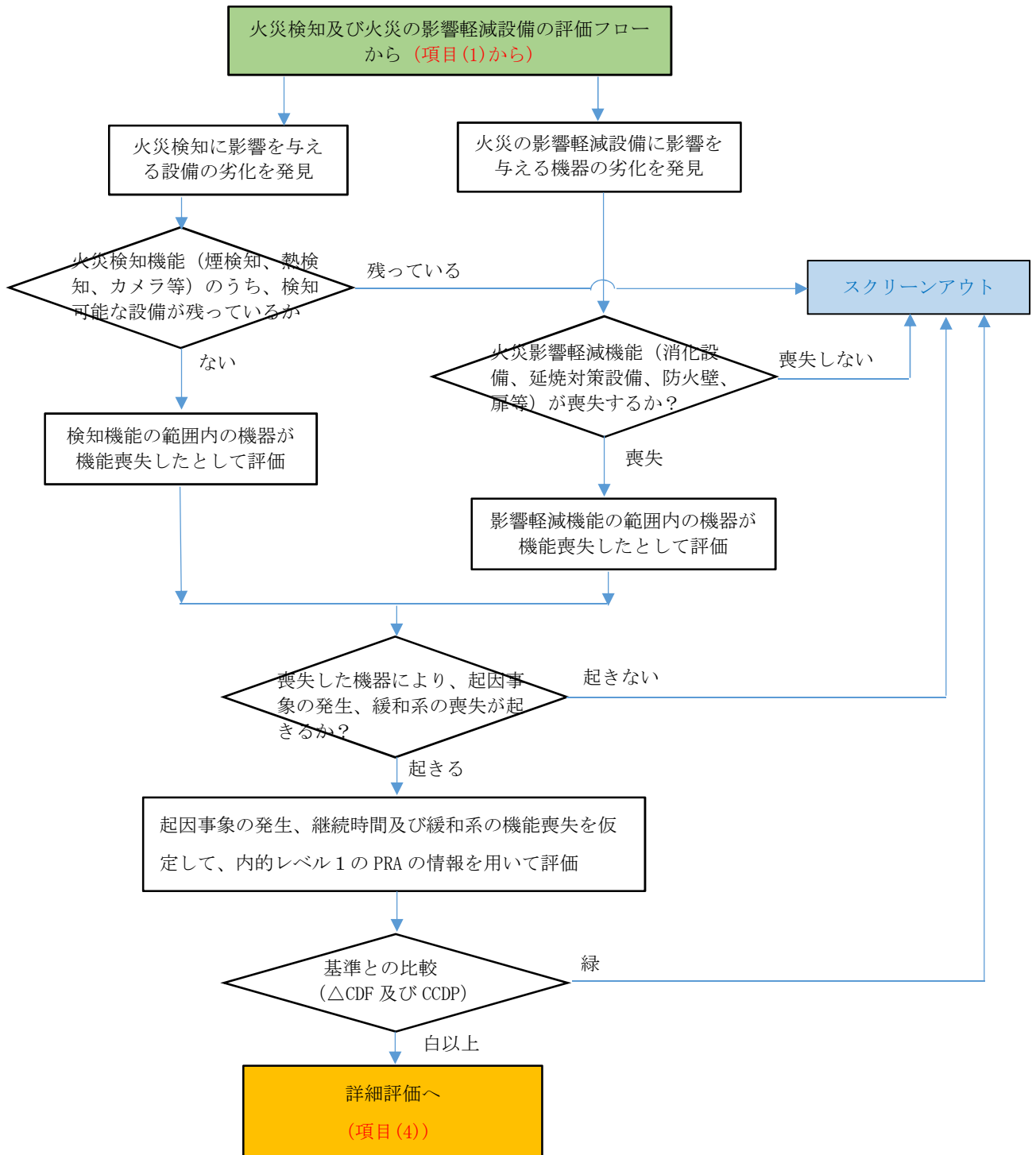


図3 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

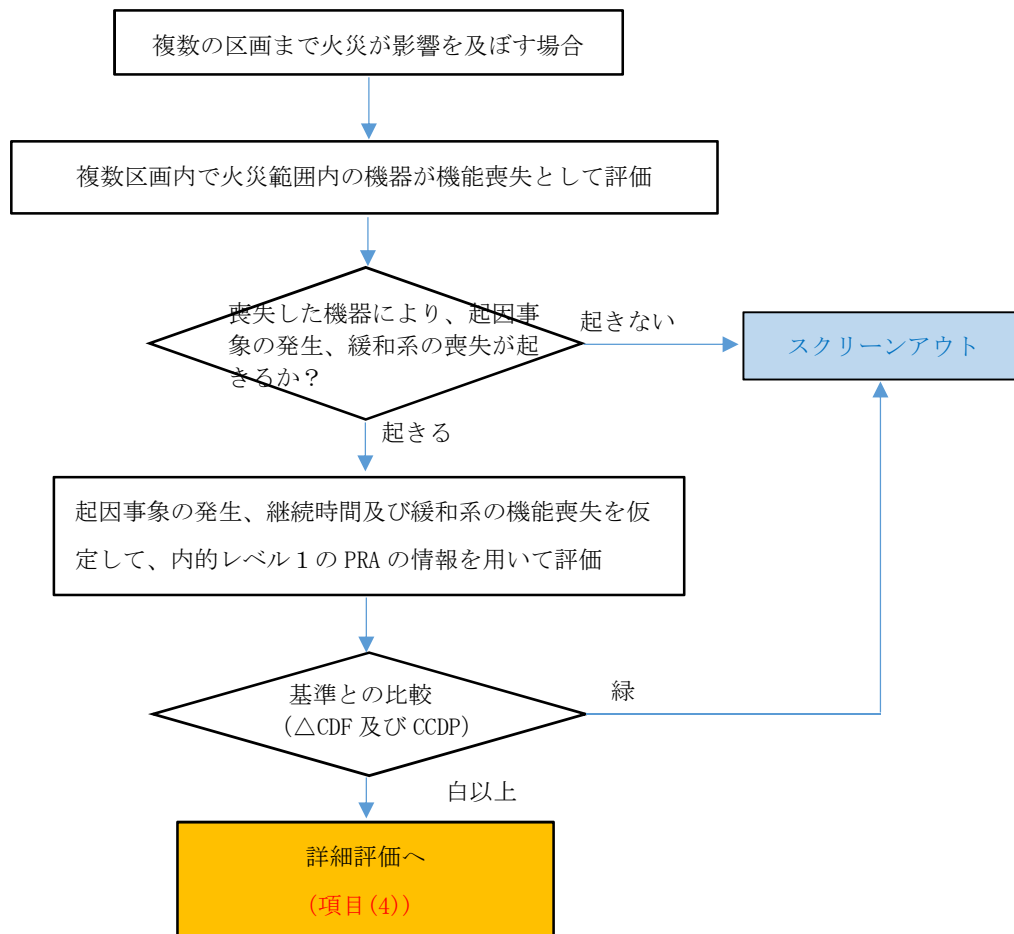


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

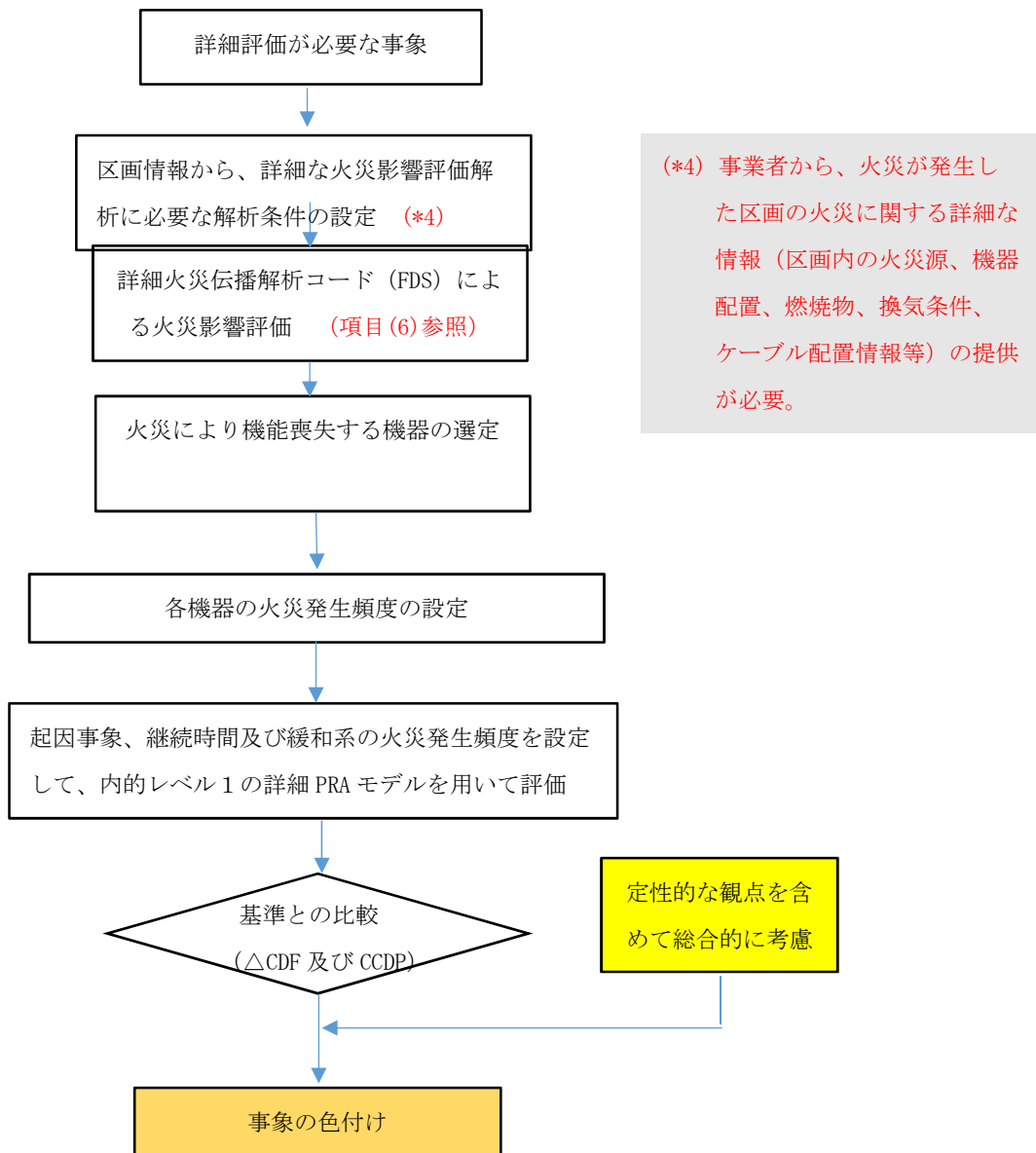


図5 詳細評価の評価フロー



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

Version 1805.1
(English Units)

COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

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

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

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

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

AMBIENT CONDITIONS

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

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

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES FOR

| | |
|---|--|
| Interior Lining Thermal Inertia ($k\rho c$) | 2.9 (kW/m ² -K) ² -sec |
| Interior Lining Thermal Conductivity (k) | 0.0015 kW/m-K |
| Interior Lining Specific Heat (c) | 0.75 kJ/kg-K |
| Interior Lining Density (ρ) | 2400 kg/m ³ |

図6 簡易火災影響評価ツール(FDTs)の入力データ例



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) | | \dot{h}_c (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 | 121.66 | 251.03 |
| | 2 | 120 | 0.16 | 112.89 | 407.00 | 134.00 | 273.20 |
| | 3 | 180 | 0.13 | 120.78 | 414.89 | 141.89 | 287.40 |
| | 4 | 240 | 0.11 | 126.71 | 420.82 | 147.82 | 298.08 |
| | 5 | 300 | 0.10 | 131.51 | 425.62 | 152.62 | 306.72 |
| | 10 | 600 | 0.07 | 147.62 | 441.73 | 168.73 | 335.71 |
| | 15 | 900 | 0.06 | 157.94 | 452.05 | 179.05 | 354.29 |
| | 20 | 1200 | 0.05 | 165.70 | 459.81 | 186.81 | 368.25 |
| | 25 | 1500 | 0.04 | 171.97 | 466.09 | 193.09 | 379.55 |
| | 30 | 1800 | 0.04 | 177.28 | 471.39 | 198.39 | 389.11 |
| | 35 | 2100 | 0.04 | 181.89 | 476.01 | 203.01 | 397.41 |
| | 40 | 2400 | 0.03 | 185.99 | 480.10 | 207.10 | 404.78 |
| | 45 | 2700 | 0.03 | 189.68 | 483.79 | 210.79 | 411.42 |
| | 50 | 3000 | 0.03 | 193.04 | 487.15 | 214.15 | 417.46 |
| | 55 | 3300 | 0.03 | 196.13 | 490.24 | 217.24 | 423.03 |
| | 60 | 3600 | 0.03 | 198.99 | 493.10 | 220.10 | 428.18 |

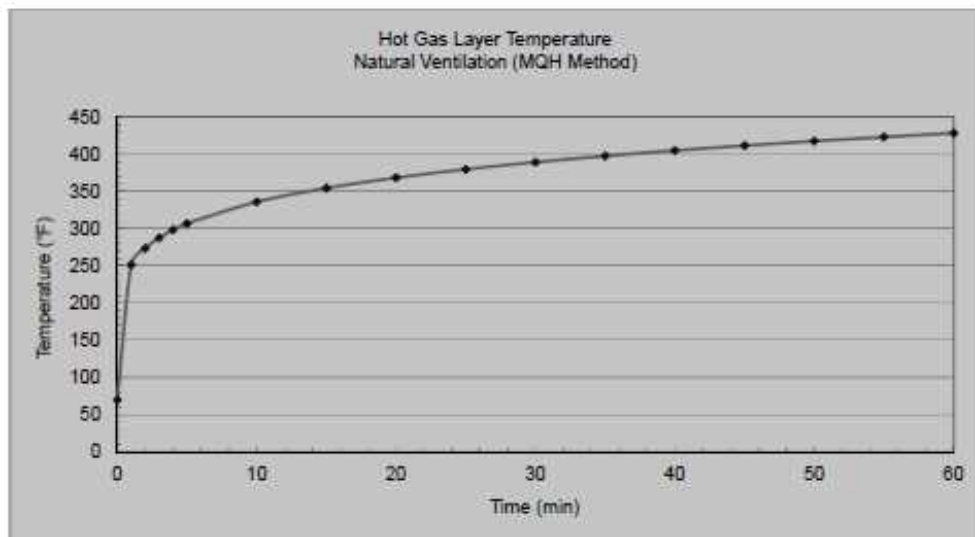


図7 簡易火災影響評価ツール(FDTs)の解析例

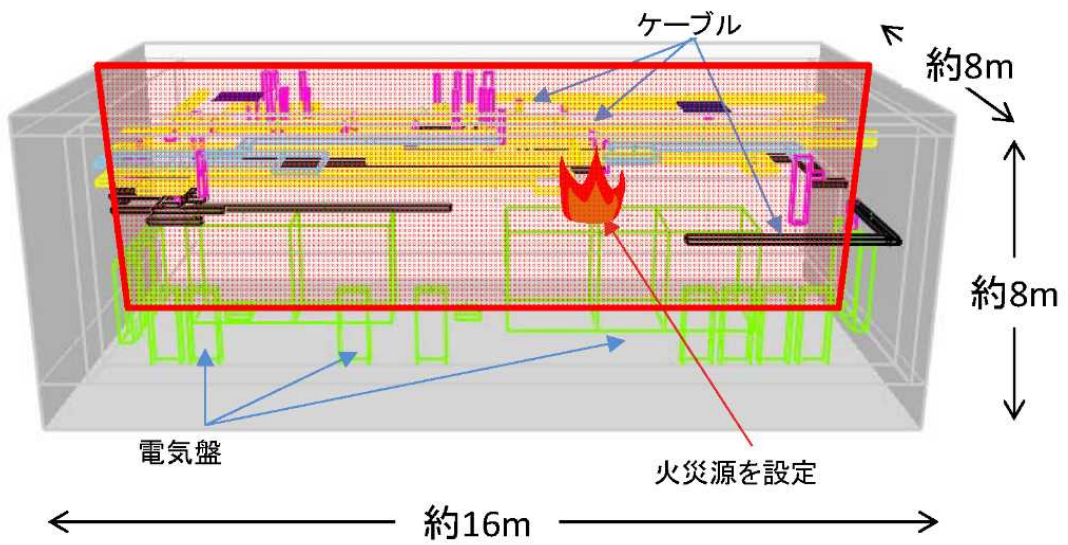


図8 詳細火災伝播解析コード(FDS)の解析モデル例

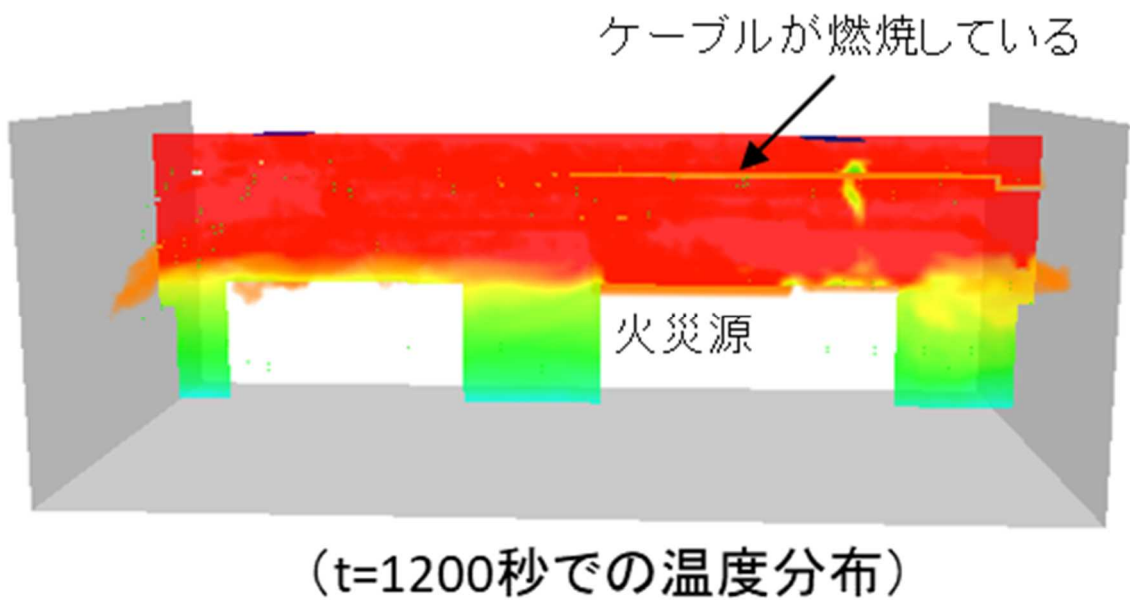


図9 詳細火災伝播解析コード(FDS)の解析結果例

添付1 火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート

ステップ1：火災防護 SDP フェーズ1 ワークシート

ステップ1.1－検査指摘事項の概要を記載

ステップ1.2－検査指摘事項区分の指定 ※最も適した一つの区分に分類

本文の表1を参考に、火災検査の指摘事項区分を特定する。

ステップ1.3：低劣化

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

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

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

劣化評価の根拠

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. 局部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

指摘事項区分のスクリーニング質問のみを用いて指摘事項を評価する。質問が当該指摘事項に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該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、火災感知の遅延又は信用のある安全停止機能に悪影響を及ぼすなど、これまでに評価されていたよりもさらに重大な結果をもたらす確率を高めるものか。

○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区域に悪影響を及ぼすか。

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.2：自動火災報知設備及び固定消火設備

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

○Yes－フェーズ 2 へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.3：消火用水供給

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

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.4：火災の影響軽減

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

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

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

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

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

○Yes－次の質問へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

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

○Yes－フェーズ 2 へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め機能の劣化が原因で、火災が1つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に広がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。

○Yes—次の質問へ。

○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

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

○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○Yes—フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 5：手動消火

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

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

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

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

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

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 6：局部ケーブル又は機器の防護

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

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

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

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止

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

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

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

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

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

○Yes－フェーズ 2 へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1. 4. 8：中央制御室火災

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

1. 4. 8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された 2 機以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、これらの機器はお互いから少なくとも 2.5 メートル離れているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1. 4. 8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置されていない 2 機以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しないキャビネット内に設置されているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

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

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ2へ。

添付2 劣化評価指針

本指針は、火災防護に係る検査指摘事項に対する劣化評価の高低を判断するためのものである。ステップ 1.3 で定める指摘事項区分のほとんどの適用される。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
 - ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない消火器だけを配備している（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）
- 火気作業許可が不適切であるが、通常要求される火災防護対策が全て整備されている（適切な設備、訓練された火災監視員など）。
- 火気作業記録保持に関する違反

高劣化は、火災監視による早期の消火ができない場合である。以下が高劣化の例である：

- 火気作業から発生する火災に対して全ての区域における火災監視が実施できていない
- 現場での火災監視実施の不備

- 消火器やその他の要求される設備を不適切に配備した火災監視。不適切な配備には以下を含む：
 - ◇ 監視の際、火気作業で要求される消火器を持っていない
 - ◇ 充填されていない又は不適切に充填された消火器
 - ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない可搬式消火器（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）。
- 高温作業時に、以下の安全条件¹のいずれかを維持できていない火災監視：
 - ◇ 現場に可燃物がない、又は移動できない可燃物は引火しないように遮蔽されている
 - ◇ 使用される消火設備が、十分使用できる状態で良好な整備状態である
 - ◇ 紙の切れ端、木の削り屑、布繊維などの可燃材が床に落ちている場合、床半径10m内をきれいに掃除されている
 - ◇ 可燃性の床の半径 10m内を、水で濡らし、又は湿った砂若しくは耐火性シートで覆われている
- 火気作業完了後、観察が要求される全ての地点で火災監視を少なくとも30分以上、維持しない

可燃物管理プログラムに対する指摘事項：

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

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

- 低劣化：

¹ 安全条件は、NFPA 51B「溶接、切断及び他の高温作業時の火災予防標準」1999年版のサブセクション 3-3.2にある条件リストから取得。

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

2. 自動火災報知設備及び固定消火設備

火災感知器：

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

水系消火設備：

- 低劣化：
 - スプリンクラーヘッドの 10%未満が塞がっているか、機能していない
 - 問題の可燃物の 3m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）内に機能しているスプリンクラーヘッドがある
- 高劣化：
 - 機能しない系統
 - スプリンクラーヘッドの 10%以上が塞がっているか、又は機能していない
 - 最も近くの水頭が、問題の可燃物から 3m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）より遠くにある

ガス系消火設備：

注：劣化の種類によっては、低劣化と判断される可能性がある検査指摘事項であっても、より問題がある可能性があるため、高劣化事項として検討するものとする。例えば、制御室につながる貫通孔があるシステムは消火に有効であるが、同時に制御室からの退去や制御室運転員の SCBA（自給式呼吸器）着用につながる可能性があるため、高劣化として検討するものとする。

- 低劣化：
 - 単一の直径 3 cmの貫通未シールの面積を持つ壁又は床にある穴（制御室や遠隔停止区域につながらない）
 - 645 cm²までの天井の穴（制御室や遠隔停止区域につながらない）
 - 設計基準の 60 秒を超えるシステム動作の遅延
 - 放射時間が許容値を 25%超えている
 - 試験データの欠如
 - 試験データが、15 分間の消火ガスの濃度を示している（許可基準では、20 分を要求される場合）
 - 消火薬剤量が、必要数には達していないが、消火ガスの濃度が消炎濃度以上のもの

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

3. 火災の閉じ込めと局部ケーブル又は機器の防護

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

低密度／高密度エラストマー（シリコンフォームなど）（貫通部シール材）：

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

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

- 低劣化
 - バリア材厚さの 10%未満の喪失、又はもともと施工されていない

- 直径 12mm以下の貫通亀裂
- 材料の圧縮
- 高劣化
 - 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
 - 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

単独／ブート型シール：

- 低劣化
 - 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
 - 支持の紛失
 - 7 cm未満のシール
 - セラミック繊維なし

コンクリート及びセメント性漆喰又は貫通シール材：

- 低劣化
 - 要求バリア厚さの 50%以下である 3mm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
 - 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

扉：

- 低劣化
 - 製造者推奨仕様の 25%又は最大 9mm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 3mm未満のもの
- 高劣化
 - 扉表面にある開口部が 25mmを超える複数の孔
 - 扉が勝手に開く又はラッチが壊れている
 - 扉の閉まりを確保する防火扉の閉鎖機構が故障している

ダンパー：

- 低劣化
 - 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
 - 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

未シール電線管：

- 低劣化
 - バリアの両側 1m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
 - 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

ウォーターカーテン：

- 低劣化
 - 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
 - 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

放射エネルギー遮蔽：

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。

- 低劣化：
 - 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：
 - 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

4. 火災後安全停止

火災後安全停止（SSD）に係る指摘事項は、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。

火災後 SSD 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指摘事項は、別の指摘事項区分で扱われる。

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：

- 低劣化：
 - 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：
 - 火災 SSD 手順との間の手順上の不一致
 - 手順で定められたとおりに整備又は設置がされていない設備又は工具
 - 運転員の火災 SSD 手順訓練が不完全
 - 利用可能な要員だけで、規定されたマニュアル措置を実施する可能性が明確でない
 - 火災後 SSD 解析が不完全
 - SSD 手順で措置が求められる現場が環境上困難な区域にある（低温・高温、高湿度など）
 - 運転員が入手できる又は火災 SSD 若しくは EOP 手順で扱われる情報から、プラント状態を評価できない、又は容易に解釈できない
 - プラント設計又は機器設計が、運転員の SSD 操作パフォーマンスに深刻な影響を与える
 - 代替停止手順の欠如

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 6

停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド

(案)

目 次

| | |
|--|----|
| 1. 適用範囲..... | 3 |
| 2. 背 景..... | 3 |
| 3. 用語の定義..... | 3 |
| 4. 指 針..... | 7 |
| 添付1：初期スクリーニング及び指摘事項の特性化（スクリーニング） | 10 |
| 添付2：詳細リスク評価 | 24 |

1. 適用範囲

本附属書は、プラント停止時の安全重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のガイドラインについて定めたものである。安全重要度決定プロセスのスクリーニングは、本附属書の添付1として規定されるとおり、停止操作に特化したスクリーニング基準（「緑」を特定する質問）によって構成される。加圧水型原子炉（PWR）及び沸騰水型原子炉（BWR）の双方について、原子力検査官がプラント停止状態に係る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。

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。

2. 背景

PWR 及び BWR における停止操作においては、発電所運転中には起こらないことがある特異な脆弱性が発生する。停止した発電所は、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
- ◆ 電力供給力
- ◆ 反応度制御
- ◆ 格納容器密閉能力

通常の核燃料交換停止時の電力供給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。核燃料交換の他に、予防及び是正目的のメンテナンス、改造、サーベイランス試験、ISI、及びこれらの作業の管理業務などが、電力供給停止の計画及び管理を非常に困難なものにしている。これらの業務は、リスク管理及び主要安全機能維持の目的を持って調整することが必要不可欠である。加えて、計画外停止及び強制停止に関する業務は燃料交換時の業務範囲よりはるかに小さいものの、これらの停止を安全に行うために停止状態中の脆弱性について燃料交換時と同様の注意が必要である。本重要度決定プロセスは、上記のような特徴を考慮に入れたうえで、停止状態中における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、指示書又は規則書 (standing orders) がある。
- (3) 全ての必要な支持系統 (交流(AC)電力、冷却水、直流(DC)制御電力など)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。

キャビティ冠水：原子炉ヘッド部が取り外され、冷却水位が取替燃料の置かれている床の高さまで上昇している原子炉冷却系統の状態。

炉心損傷：炉心損傷は被覆管の最高温度が華氏 1,300 度を超える場合に相当する。華氏 1,340 度を超えると被覆管の酸化や膨張により炉心挙動に影響が出る。

重力給水(Gravity Feed)：重力給水とは、動力装置 (例：ポンプ) を使わずに貯蔵源 (例：濃縮貯蔵タンク又は燃料交換貯蔵タンク) から原子炉冷却水系統に水を加える工程である。この場合、冷却水供給源は原子炉より高い位置になければならず、原子炉は大気圧状態にあるか大気圧に達することができなければならない。重力給水は、原子炉冷却水系統の沸騰が始まった後に重力給水が利用可能であることが期待される場合に有効と評価される。重力給水の信用性を評価するに当たり、RWST 又は他の原子炉冷却水系統在庫貯蔵源により施される位置水頭が起こらないようにする以下の要因を考慮する必要がある。

- (1) サージ管の圧力が落ちる。
- (2) 加圧装置に取り込まれた水の蓄積。
- (3) (緩んだ部品の管理又はガス排出抑制) 制限された原子炉冷却水系統の排出経路。ただし、PWR のみ。

ミッドループ運転：ミッドループ状態は、原子炉冷却水系統の水位が原子炉容器との接合点でのホットレグの流水エリア最頂部より低い場合は必ず生ずる。ただし、PWR のみ。

原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業：正しく行われないと保有水喪失事象につながる可能性の伴う計画的なメンテナンス時の放水をいう。原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業に伴ういかなる問題も、適正な保有水喪失基準 (LOI) を使用して評価しなければならない。

保有水減少(Reduced Inventory)状態：原子炉容器の水位が原子炉容器フランジの 3 フィートより低くなった原子炉冷却水系統の状態。ミッドループは保有水減少状態の一部に当たる。また、1 体以上の核燃料集合体が原子炉容器内になければならない (ただし、PWR のみ)。

原子炉冷却系統通気：以下の場合、原子炉冷却系統は通気状態にあるとみなされる；

- (1) 蒸気発生装置の熱除去が持続できない。ただし、PWR のみ。

(2) フィードアンドブリードをサポートするのに十分な大きさの通気路が設置されている。通気路の例には、開放された加圧器マンホール(open pressurizer manways)、逃がし安全放出弁取り外し及び格納容器蓋取り外しが含まれる。

燃料交換用水貯蔵タンク／復水貯蔵タンクの枯渇：燃料交換用水貯蔵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続けるのに補給又は再循環(ただし、PWRのみ)が必要な水位に達した時点で発生する。

自動制御式原子炉保有水減少：漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却系統に取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去系統又は崩壊熱除去系統が損なわれないうちに漏れが止まる。

停止操作：停止操作は、少なくとも1つの燃料核燃料集合体が原子炉容器にあり、かつ残留熱除去又は崩壊熱除去系統が運転中の場合に、高熱停止、冷温停止及び核燃料交換中に生ずる。

○重要度決定の段階

スクリーニング - 指摘事項の特性評価及び初期スクリーニング：スクリーニングは、検査指摘事項を特性評価し、初期スクリーニングにより重要度が低い「緑」か又は「白」以上かを特定するために使用される。

詳細リスク評価 - リスク重要度の決定及び正当化：スクリーニングによって重要度が低いと判断されなかったものに対し、詳細リスク評価を実施する。

○停止時における指摘事項の種類

前兆の指摘事項 - 以下の検査指摘事項をいう；

- (1) ある事象の原因となる指摘(例えば、運転中の残存熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失)
- (2) ある事象の可能性を増大させる指摘

状態の指摘事項 - 事象が起こった場合に事象を緩和する事業者の能力低下に係る指摘。待機中の残留熱除去系統又は崩壊熱除去系に影響する指摘。

○停止起因事象

残留熱除去系の喪失 (LORHR) - 残留熱除去系又は崩壊熱除去系の故障(残留熱除去系又は崩壊熱除去系ポンプの故障など)又は外部電源以外の残留熱除去又は崩壊熱除去サポート系の故障による残留熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失など。

外部電源の喪失 (LOOP) - 残留熱除去系又は崩壊熱除去系機能の喪失を引き起こす外部電源の喪失など。外部電源の喪失事象は発電所運転状態 3 (POS3) では評価されない。

原子炉保有水喪失 (LOI) - BWR の低水位での残留熱除去系又は崩壊熱除去系の自動分離、ポンプの吸引喪失による残留熱除去系又は崩壊熱除去系機能の喪失を引き起こすか又はその可能性のある原子炉冷却系統保有水の喪失など。

レベル制御の喪失 (LOLC) - この起因事象の区分には以下が含まれる；

- (1) 運転員がミッドループ状態にするため、原子炉冷却系統を排水しすぎて残留熱除去系又は崩壊熱除去系が喪失する状態になった場合
- (2) 運転員が、ミッドループ状態中に水位又は流量制御を維持し損ねたため残留熱除去系又は崩壊熱除去系機能が喪失する状態になった場合

オーバードレン (OD) : オーバードレンはレベル制御の喪失の一部である。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。例えば、開始時のレベルは原子炉フランジより1フィート低く、目標レベルはホットレグ最頂部より6インチから12インチ高い。排出がホットレグ最頂部に達するレベルまで止まらなかった場合、オーバードレンが生じたことになる。

○PWR 型原子力発電所の主な運転状態 (POSs)

運転状態 1 - この運転状態は残留熱除去系又は崩壊熱除去系が運転に入った時に始まる。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、原子炉冷却系統が通気され、余熱除去を維持できない状態の時に終了する。この運転状態は一般的にモード4 (高熱停止)、及びモード5 (冷温停止)の一部を含む。

運転状態 2 - 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通気路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。通気された原子炉冷却系統での保有水減少運転及びミッドループ運転はこの運転状態の一部である。

注：原子炉冷却系統の真空ベンディング中に発生する指摘事項は、運転状態1のイベントツリーを使用する。

運転状態 3 - この運転状態は、燃料交換キャビティ水位が保安規定に記載されてい

る格納容器内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルかそれより高い時の停止状態を示す。この運転状態はモード6中に生じる。

○BWR型原子力発電所の主な運転状態

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

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

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

4. 指 針

4.1 本附属書の適用について

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

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

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

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

本附属書は、指摘事項を2つの区分で評価するために使用する：1つ目の区分

はある事象を実際に引き起こすか、又は事象の可能性を増大させるもの（先行所見）で、2つ目の区分はある事象を喪失させる能力に影響するもの（条件付き所見）である。

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

残留熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失には、残留熱除去系又は崩壊熱除去系統の分離（隔絶）、外部電源の喪失（LOOP）、稼働中のポンプの故障、残留熱除去系又は崩壊熱除去系のそれぞれの熱交換器への冷却故障、系統水流の不具合（例：原子炉冷却系統から離れた流水分岐など）を含む（ただし、これらに限らないこともある）。

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

4.2 目的

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

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

4.3 緩和能力

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

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

4.4 停止時中の制御喪失

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

4.5 定量評価を必要とする所見

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

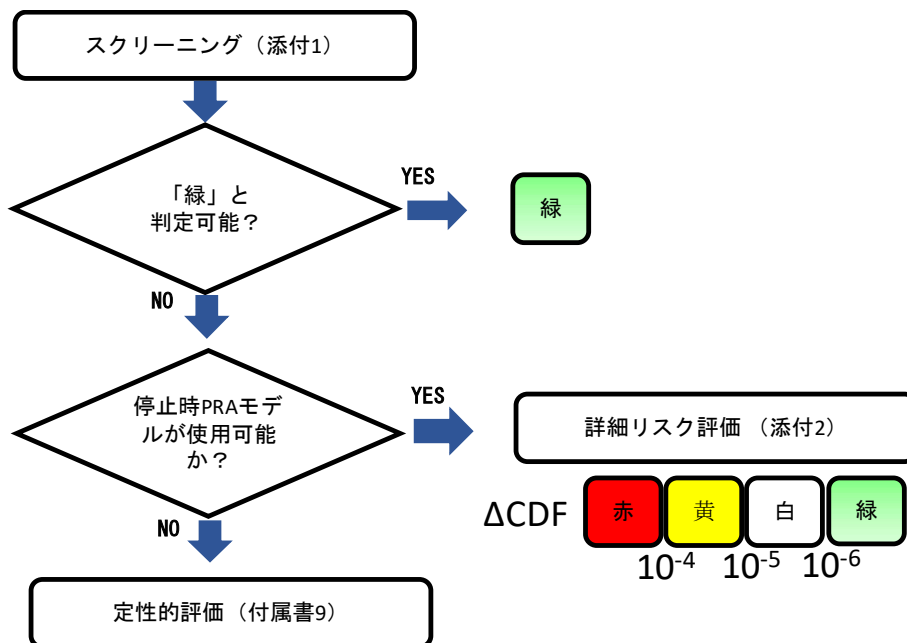


図1. スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー

<添付資料>

添付 1 : 初期スクリーニング及び指摘事項の特性化 (スクリーニング)

添付 2 : 詳細リスク評価

添付 1：初期スクリーニング及び指摘事項の特性化（スクリーニング）

1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられる「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」又は「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての初期スクリーニングを示すものである。このスクリーニングによってリスク上極めて影響が低い検査指摘事項を特定し、それ以上の規制措置対応は不要とするものである。本スクリーニングは、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去又は崩壊熱除去により系統が通常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、安全重要度評価ガイドの添付 1 に示される初期評価に戻るものとする。

2. 開始条件

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

3. スクリーニングの概要

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

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

| 表 1 | | | |
|---------|--|--|---|
| 安全機能 | 主要システム | サポートシステム | 起因事象シナリオ |
| 残留熱除去 | <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去 余熱除去 停止時冷却 蒸気発生器 (PWR) フィード&ブリード (低圧注入、高圧注入、蓄圧系) (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) | <ul style="list-style-type: none"> 交流電源 直流電源 RHR/DHR 熱交換器 補機冷却系 (PWR) 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR/DHR 熱交換器入口/出口温度と RHR/DHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉蓋が取り付けられた PWR のみ) 余熱除去所内用水 (BWR) 安全逃がし弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 | <ul style="list-style-type: none"> RHR 喪失 SDC 喪失 外部電源喪失 保有水流失 オーバードレン (PWR) レベル制御喪失 (LOLC) (PWR) 補機冷却水流出 (CCW) (PWR) 余熱除去所内用水流出 (RHRSW) (PWR) |
| 保有水管理 | <ul style="list-style-type: none"> 低圧注入 高圧注入 充填系 (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) | <ul style="list-style-type: none"> ドレンダウン隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR/DHR 熱交換器 RHR/DHR 逃がし弁 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR/DHR 熱交換器入口/出口温度と RHR/DHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉蓋が取り付けられた PWR のみ) 安全逃がし弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 | <ul style="list-style-type: none"> 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"> 全起因因子 |
| 反応度制御 | <ul style="list-style-type: none"> RPS 制御棒関連駆動機構 化学水と容量調整系 (PWR) 待機中液体制御系 (BWR) | <ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 核計装 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 | <ul style="list-style-type: none"> 反応度 (偶発的臨界) |
| 格納容器 | <ul style="list-style-type: none"> 水素制御 格納容器封鎖能力 貫通 | <ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定) 一時封鎖/貫通 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 | <ul style="list-style-type: none"> 全起因因子 |

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

別紙 2ー発生防止のスクリーニングに関する質問

別紙 3ー影響緩和のスクリーニングに関する質問

別紙 4ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

別紙 5ー外部事象のスクリーニングに関する質問

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

ステップ1：検査指摘事項の初期スクリーニング

注意：ほとんどの停止中の指摘事項のリスクの結果は運転員の操作失敗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 の設計においては冷温停止及び燃料取替において自動低レベル注入機能は要求されていない。ゆえに、多くの検査指摘事項のリスク重要度は運転員による問題の診断と適切な操作対応に頼ることになる。運転操作対応の成功は、手順書、余裕時間、影響緩和対応の複雑さ、訓練、問題の診断能力等に依存する。よって、プラント停止中の指摘事項に対する初期スクリーニングを評価する際には、停止時の起因事象に対する運転員の診断と操作対応の能力に影響を及ぼす条件や事象について認識しておくことが重要である。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。
- 1.2 表1に、プラント停止時に安全上重要となる主要な安全機能とシステムを示す。検査官は別紙2-5を完成させるに当たってこの表を活用する。この表は、停止時のリスクに影響を及ぼし得る人的行為及び機器の両方に対して考えられる全ての影響を集めようとしたものである。検査官はこの表の情報を使って、別紙2-5のどのカテゴリーが個別の指摘事項により影響を受けたかを決定する。
- 1.3 当該指摘事項が停止中の原子炉の安全に影響を及ぼす場合は、影響を受けた**監視領域を特定する**。
 - 発生防止
 - 影響緩和
 - 原子炉冷却系バリア
 - 燃料バリア
 - 格納容器バリア

注記：複数の監視領域に影響を及ぼす指摘事項の重要度を評価する場合は、当該指摘事項のドミナント（支配的な）リスクを最も反映する監視領域に割り当てることとする。

引き続き、スクリーニング質問に回答する。

- 1.4 スクリーニング質問に回答し、事項を「緑」として特定できるかどうか判断する際には、別紙における決定論理を用いること。別紙に示されている事例は包括的ではないことに留意すること。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。

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。

ステップ3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙2でのスクリーニング質問による指示を受け、詳細リスク評価又は定性的基準を用いるリスク評価を実施する。この評価の実施に当たっては本庁に連絡すること。

別紙 2ー発生防止のスクリーニングに関する質問

A. プラント停止時の起回事象

1. 当該指摘事項によりプラント停止時の起回事象の発生可能性が高まるか？

(起回事象)

- ・ PWR
 - RCS インベントリ喪失
 - RHR1 トレイン喪失事象
 - 接続システム LOCA 及び保修による LOCA
 - 外部電源喪失事象
 - 反応度投入事象
- ・ BWR
 - 運転中の RHR の故障 (外部電源喪失を除く。)
 - 外部電源喪失による RHR の故障
 - 配管破断 LOCA
 - RHR からの LOCA

はい → 詳細リスク評価へ進む

いいえ → 次へ進む

B. 冷却材喪失事故 — インベントリ喪失に係る起回事象

2. インベントリ喪失事象は結果として、漏えいが検知されない及び／又は 24 時間以内に軽減されない場合に運転中の残留熱除去システムの失敗 (例、運転中の残留熱除去ポンプのホットレグ・サクシオンより水位が低下するような状況 (PWR)、停止時冷却隔離レベル 3 設定点まで水位が低下するような状況 (BWR)) に至るような漏えいであったか？

はい → 詳細リスク評価へ進む

いいえ → 次へ進む

3. 当該インベントリ喪失事象は運転中の崩壊熱除去システムへ影響を及ぼす前に漏えいが止まるような自己制御的なものか？

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

C. 過渡事象の起因となる事象

4. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が燃料キャビティ満水時に発生したか？

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

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？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

6. RHR 機能喪失事象 — 起因となる事象が燃料キャビティ満水時に発生したか？

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

7. 水位制御失又はオーバードレン — PWR の場合、起因となる事象がミッドループ運転時に発生したか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

D. 外部事象に係る起因事象

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？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
- いいえ → 緑とする

別紙 3—影響緩和のスクリーニングに関する質問

A. 緩和系の SSC 及び機能性

1. 当該指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える欠陥である場合、当該 SSC はその運用性又は機能性を維持しているか？

- はい → 緑とする
- いいえ → 次へ進む

2. 当該指摘事項は、安全機能の喪失を示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

3. 当該指摘事項は、少なくとも 1 トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間 (AOT) を超えて実際に機能喪失していること、又は 2 つの個別の (分離された) 安全システムが AOT を超えて動作不能になっていることを示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

4. a) キャビティが満水の場合、当該指摘事項は、停止時においてリスク上重要 (例、保全計画において保全重要度高に設定) とされ、保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が 24 時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

4. b) キャビティが満水でない場合、当該指摘事項は、停止時においてリスク上重要 (例、保全計画において保全重要度高に設定) とされ保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が 4 時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

5. a) PWR で、キャビティが満水でない場合、当該指摘事項は、RCS 水位指示及び／又は炉心出口温度計を劣化させるか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

5. b) BWR で、キャビティが満水でない場合、当該指摘事項は、動作可能であることの要求の有無にかかわらず、原子炉容器の低水位における RHR の自動隔離の機能を劣化させるか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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）

6. 当該指摘事項は、別紙 5 の判断基準を用い、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象により可能性としてリスク上重要であるとみなされるか？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

C. 消防隊

7. 当該指摘事項は、消防隊の訓練や資格要件又は消防隊要員の配属に関わるものか？

- はい → 以下の項目が該当するかチェックする
 - 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。
 - 消防隊の要員が足りていなかった（組織されていた）全体の時間（暴露時間）が短かった（<2 時間）。
- 上記の項目が一つも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む

いいえ → 次へ進む

8. 当該指摘事項は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか？

はい → 以下の項目が該当するかチェックする

- 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。

上記の項目が一つも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む

いいえ → 次へ進む

9. 当該指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか？

はい → 以下の項目が該当するかチェックする

- 劣化した火災障壁はなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。
- 消火器や火災ホースが不明となった時間は短く、他の消火器又は消火ホースステーションが近くにあった。

上記の項目が一つも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む

いいえ → 緑とする

別紙4ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却系統又は燃料バリア

注：指摘事項が、炉心内における燃料体の配置ミス又は方位ミスに関わる場合は、緑とする。

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、不注意な安全注入作動、加圧器逃がし弁 (PORV) 若しくは LTOP 逃がし弁の動作不能又はそれらの設定値に関わるものか？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
 いいえ → 次へ進む

2. フリーズシール - 当該指摘事項は、フリーズシール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／崩壊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？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
 いいえ → 次へ進む

3. 蒸気発生器 (SG) ノズル蓋 - 当該指摘事項は、蒸気発生器ノズル蓋の不適切な設置 (例：ホットレグのマンホールを最初に開け、ホットレグの蒸気発生装置ノズル蓋を最後に据え付けなければならない)、不十分な蒸気発生装置ノズル蓋原子炉冷却系統のベント経路、蒸気発生器ノズル蓋の欠陥又は蒸気発生器ノズル蓋の機能に関わるものか？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
 いいえ → 次へ進む

4. a) 臨界 - PWR について、当該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？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
 いいえ → 次へ進む

4. b) 臨界 - BWR について、当該指摘事項は正の反応度を加える可能性又は実際の発生

を伴う 2 本以上の隣接する制御棒に関わるものか？

はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

いいえ → 次へ進む

5. ドレンダウン経路又は漏えい経路 - 当該指摘事項は、ドレンダウン経路又は漏えい経路を隔離する能力を低下させるか？

はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

いいえ → 次へ進む

B. 格納容器バリア

6. 当該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、要因アクセスハッチ、恒設及び仮設の貫通部を含むがこれに限らない）？

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 次へ進む

7. 当該指摘事項は原子炉格納容器の物理的健全性を劣化させるか（弁、貫通部及び格納容器隔離機器）？

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 次へ進む

8. 当該指摘事項は、BWR マーク III 型及び PWR アイスコンデンサ型の格納容器に対する水素制御に係る機能の実際の低下に関わるものか？

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 緑とする

別紙5ー外部事象のスクリーニングに関する質問

1. 機器又は安全機能が完全に故障又は利用不能だと仮定した場合、次の3つの記述のいずれかが当てはまるか？ 外的起因事象発生中にそれを低減する目的のこの機器又は機能の喪失のみにより：
 - ・ 問題となる発電所の表1に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？
 - ・ 多重トレインの安全系若しくは機能の2つ以上のトレインを劣化させるか、又は唯一利用可能なトレインを劣化させ、それによって全体の安全機能が無効となるか？
 - ・ 安全系又は安全機能をサポートする系統の1つ以上のトレインを劣化させるか？

はい → 当該指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙2-5のスクリーニング質問事項に戻る。

いいえ → 次へ進む
2. 当該指摘事項は、確率的リスク評価（PRA）又は類似の分析を通じて事業者により特定される、外的事象による炉心損傷事故シーケンス（地震、溢水又は悪天候事象により引き起こされるもの）に寄与する安全機能の全面的喪失に関わるものか？

はい → 当該指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙2-5のスクリーニング質問事項に戻る。

いいえ → 緑とする

添付 2 : 詳細リスク評価

1. 適用

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

2. 開始条件

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

3. 評価の方法

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

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

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

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

3.1 余裕時間の特定

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

冷却材が 100℃になるまでの時間（ Δt ）

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

- Δt : 冷却材が 100°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。

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

(案)

目 次

| | |
|--------------------------------|----|
| 1. 適用範囲..... | 3 |
| 2. 略語と定義..... | 4 |
| 3. 安全重要度評価の手順..... | 4 |
| 4. タイプAに分類される検査指摘事項に対する手順..... | 9 |
| 5. タイプBに分類される検査指摘事項に対する手順..... | 11 |

1. 適用範囲

本附属書においては、原子力規制検査（以下「検査」という。）において特定された以下のいずれかに該当する検査指摘事項に関する安全重要度の評価に適用し、格納容器機能喪失頻度（CFF）の観点から安全上重要となる可能性があるかを明らかにする。

- 性能劣化した設備・機器の機能、すなわち、附属書 1 又は附属書 6 に記載されている安全重要度評価プロセスにより評価を行い、起因事象、緩和系統の利用可能性又は信頼性及びRCSバリアの健全性(潜在的にCDFを高める可能性のある項目)に影響し得る検査指摘事項
- （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

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。

CFF 及び炉心損傷頻度（CDF）に基づくリスク重要度の判断は、以下の表 1.1 に示すそれぞれの頻度のしきい値に基づき行われ、CFF のしきい値はCDFのそれよりも一桁分厳しく設定される。したがって、場合によってはCFFを使った検査指摘事項の安全重要度評価を行わなければならない。本附属書は、格納容器バリアに係る検査での検査指摘事項の安全重要度を評価する指針を示すものである。

表 1.1 Δ CDF 及び Δ CFF に基づくリスク重要度

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

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

タイプ A の検査指摘事項は、出力運転時の評価ガイド（附属書 1）及びプラント停止時の評価ガイド（附属書 6）を用いた評価によりCDFに影響があると判断され、その結果CFFにも影響を与えると判断されたものである。タイプ B の検査指摘事項は、

CDF の決定に影響しない構築物・系統・機器（SSC）に関する検査指摘事項であり、格納容器の機能に影響し得るものをいう。

2. 略語と定義

2.1 略語

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

2.2 定義

格納容器機能喪失頻度（CFF）：

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

重要度評価の各フェーズ：

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

フェーズ 2～安全重要度の評価と基準：フェーズ 1 の選別でスクリーニングされていない検査指摘事項についての安全重要度の評価

フェーズ 3～安全重要度の詳細評価：フェーズ 2 の安全重要度評価の結果に対するレビュー及び必要に応じ、より精緻化した評価を行うもの。また本附属書以外の手法による何らかのリスク解析の実施（フェーズ 1 又はフェーズ 2 について本附属書又は附属書 6 に示す本指針からの逸脱はフェーズ 3 解析の対象）。

3. 安全重要度評価の手順

本章においては、CFF の考慮事項に基づき検査指摘事項に対する重要度（色）を決定する手順の概要を示す。出力運転時だけでなく停止時における検査指摘事項を検討する。3.1 項では、CFF に対して潜在的に影響し得る検査による指摘事項を 2 つの異なるタイプに分類して定義する。3.2 項では、その安全重要度の評価に対する総合的な手順の詳細を示す。

3.1 検査指摘事項のタイプ

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。

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は、CFFの影響因子の特定にもつながら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、 Δ CDFへの重要度の評価を行う。

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、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。

3.2 CFFに基づく安全重要度評価手順

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。

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りスクカテゴリーに割り付ける。図3.1に示すとおり、CFFに影響を与える格納容器のSSC(表3.1を参照すること)又は格納容器の状況に関係するかどうかを判

断するために、初期選別が行われる。その結果が「いいえ」であれば、その検査指摘事項の安全重要度は「緑」と評価する。その結果が「はい」であれば、5節の指針に基づいて安全重要度評価を行う。

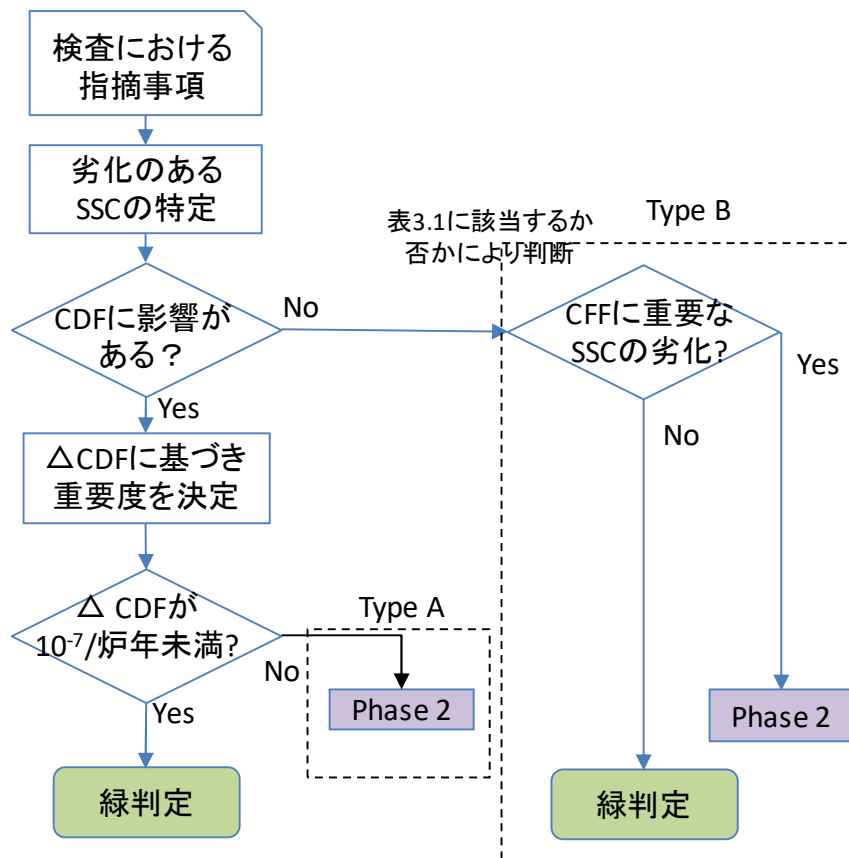


図 3.1 重要度評価プロセスのフロー図

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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 によるベースマット貫通、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 によるベースマット貫通、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 によるベースマット貫通、ライナーのメルトスルー等に影響がある。 |
| 水素対策設備 <ul style="list-style-type: none"> 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 <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ュラス空調系は格納容器の過圧破損に影響がある。また、中央制御室非常用給気系は中央制御室の居住性に影響がある。 |
| 原子炉減圧系 <ul style="list-style-type: none"> BWR の主蒸気逃がし安全弁 PWR の加圧器逃がし弁 | 原子炉減圧系は、格納容器雰囲気直接加熱に影響がある。 |
| 上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備 | 上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備は CFF に重要な影響を及ぼす。 |

* 使用済燃料に関する設備については、格納容器がないことから CFF に関する SSC ではなく、重大事故時にはソースタームの放出が懸念されるが、1 体当たりのインベントリが少なく、燃料が破損した場合には、水中でのスクラビング効果が期待されることから LERF に関しても重要度ではない。指摘事項が使用済燃料に関する重大な劣化と考えられる場合には、フェーズ 3 又は附属書 9 での評価を行う。

4. タイプ A に分類される検査指摘事項に対する手順

安全重要度評価に関するガイドの附属書 1 と附属書 6 は、CDF に基づく安全重要度決定プロセスを定めており、CDF に影響を与える検査指摘事項の重要度を評価するための指針が示されている。これらの指針では、CDF の増加量 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、CDF 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。

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。

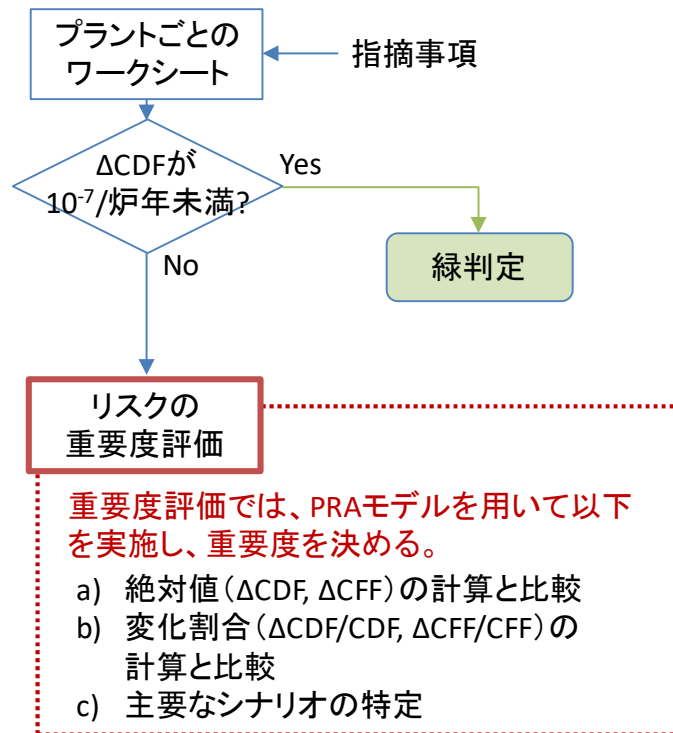


図 4.1 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

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る CFF の安全重要度評価の手順を示す。

【出力運転時のタイプBに分類される指摘事項を評価するアプローチ】

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

ステップ1：検査指摘事項の特性の整理

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

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

ステップ2：検査指摘事項のスクリーニングと定性評価

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

ステップ3：検査指摘事項に対する重要度の決定

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

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

表 5.1 タイプ B の指摘事項に関するスクリーニング

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

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

表 5.2 タイプ B の指摘事項に関する CFF に対する重要度

| 対象 | 指摘事項 | リスク重要度 | | |
|-------------------|--|--------|--------|------|
| | | >30 日 | 30-3 日 | <3 日 |
| 格納容器隔離に関する設備 | 格納容器貫通部シール、隔離弁、ベント又はパージシステムを介して、格納容器体積に対して 100%/日を超える格納容器から環境への漏えい | 赤 | 黄 | 白 |
| 格納容器の除熱及び減圧に関する設備 | 格納容器の除熱及び減圧に関する設備等の不作動 | 黄 | 白 | 緑 |
| 圧力抑制室に関する設備 | 圧力抑制プールの健全性又はスクラビングに重要なシステム/要素の故障（真空破壊弁又はその他の圧力抑制室バイパスに関連する設備） | 黄 | 白 | 緑 |
| 主蒸気隔離弁 | 主蒸気遮隔離弁の漏えいが、いずれかの蒸気配管のうち最もシール性の良い密閉弁から 2. 1ℓ/min(10,000 scfh) 以上である場合 | 黄 | 白 | 緑 |
| 水素対策設備 | イグナイタの不作動 | 白 | 緑 | 緑 |
| 原子炉減圧系 | 原子炉減圧設備の不作動 | 白 | 緑 | 緑 |

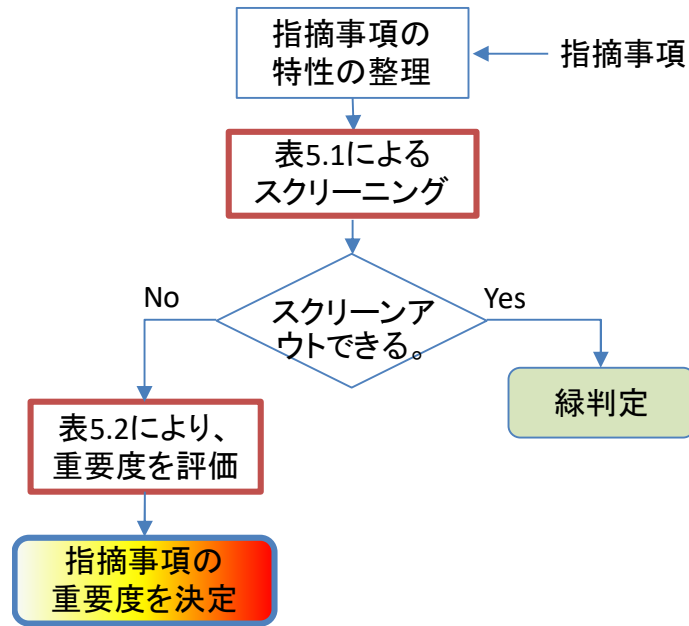


図 5.1 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

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

(案)

目次

| | |
|--------------------|---|
| 1. 適用範囲..... | 3 |
| 2. 安全重要度評価の手順..... | 3 |
| 添付：用語の定義..... | 8 |

1. 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において、事業者による施設のメンテナンス活動を実施する際のリスク評価及び管理に関する検査指摘事項の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。

- 進行中又は完了済みのメンテナンス活動に対する事業者のプラントリスクの過小評価又はリスク評価の欠如
- 事業者のメンテナンス活動に関連するリスク評価及び管理に係る手順の確立及びそれに基づく一連の活動（以下、「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施

個々の検査指摘事項を「緑」、「白」、「黄」、「赤」のいずれかの重要度に分類するためにフローチャート1及び2を参考に用いる。なお、この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。

2. 安全重要度評価の手順

注：メンテナンス活動に際して定性的な分析を活用している場合、又は定量的なリスク評価を実施している場合でも、原子力規制庁により事業者 PRA モデルの確認が終了していない等の場合には、検査指摘事項の重要度は附属書9の定性的な判断基準又はその他の評価ガイドを用いて安全重要度評価を実施する。

手順 2.1：実際のリスクの決定

本附属書を用いた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 Δ CDF（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1に、この尺度のための数式を規定する。

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。

手順 2.1.1：事業者によるリスク評価

事業者が不十分なリスク評価を実施した、又は全く実施しなかったと原子力検査

官が特定した場合には、実際のメンテナンスリスクの評価のため、CDF が十分かつ正確に評価されなければならない。

原子力検査官は、事業者が実施したリスク評価について議論を行い、メンテナンスのリスク評価について改めて評価を求める。これらについては、例えば①除外したメンテナンスリスク評価を実施させる、②評価を再実施させる、③当初のリスク評価を不十分にしたその過誤及び除外を是正する等のいずれかを含む複数の方法により得られると考えられる。

手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価

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

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

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

- 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
- b. 起因事象の発生可能性を潜在的に増加させたメンテナンス活動の詳細
- c. 実施された実際の補償行動の詳細
- d. 被認可者によるリスク評価

手順 2.2：リスク損失の決定

事業者が全くリスク評価を行わなかった場合、実際のリスク増加（ICDP_{actual}）は、 $ICDP_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ 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、 $ICDP_{actual} = ICDP_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。

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

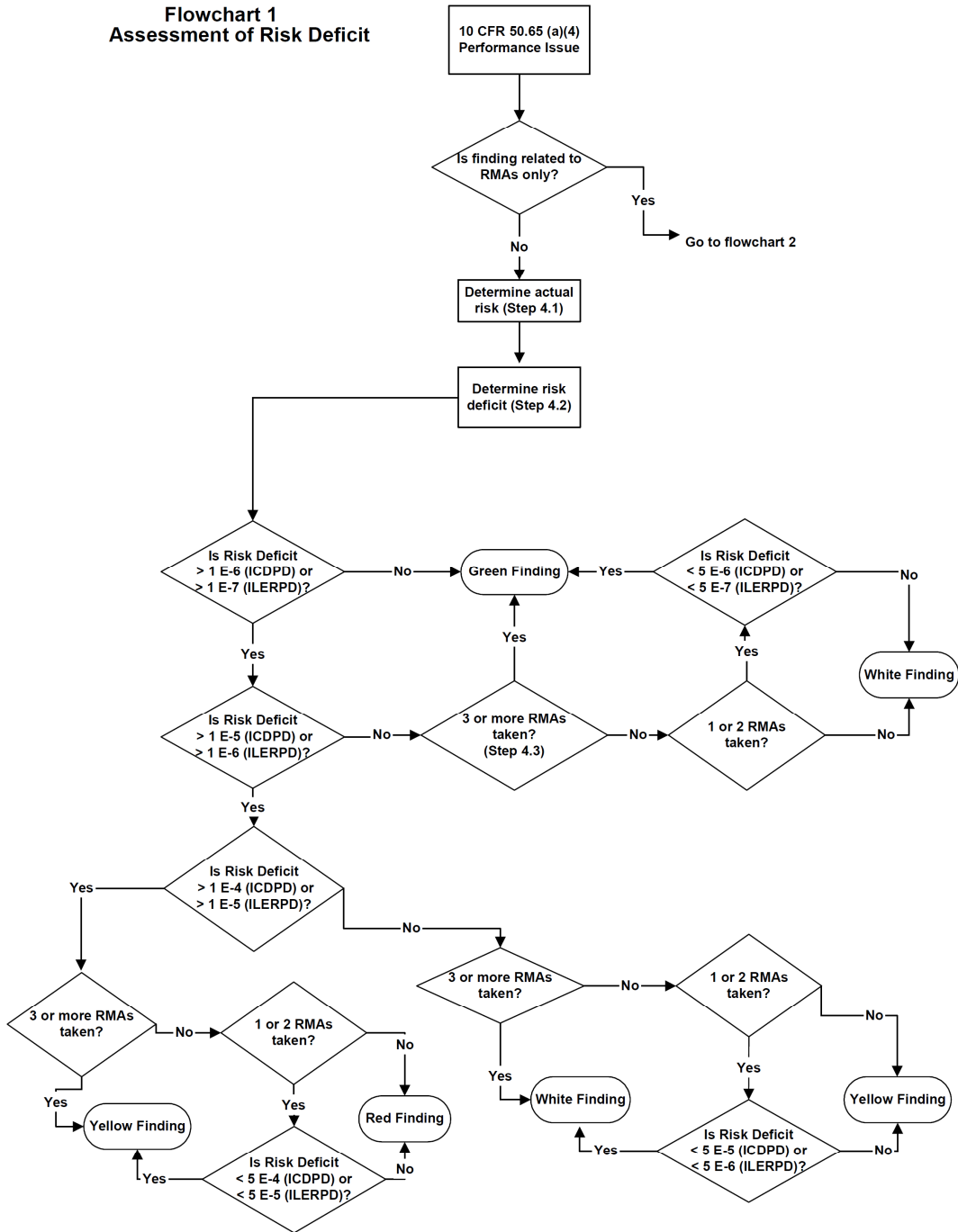
- ・ リスクの認識
- ・ メンテナンス活動の継続時間
- ・ リスク重要度の増加
- ・ 使用できない SSC の安全機能を維持する際、その他の補償手段の確立

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。

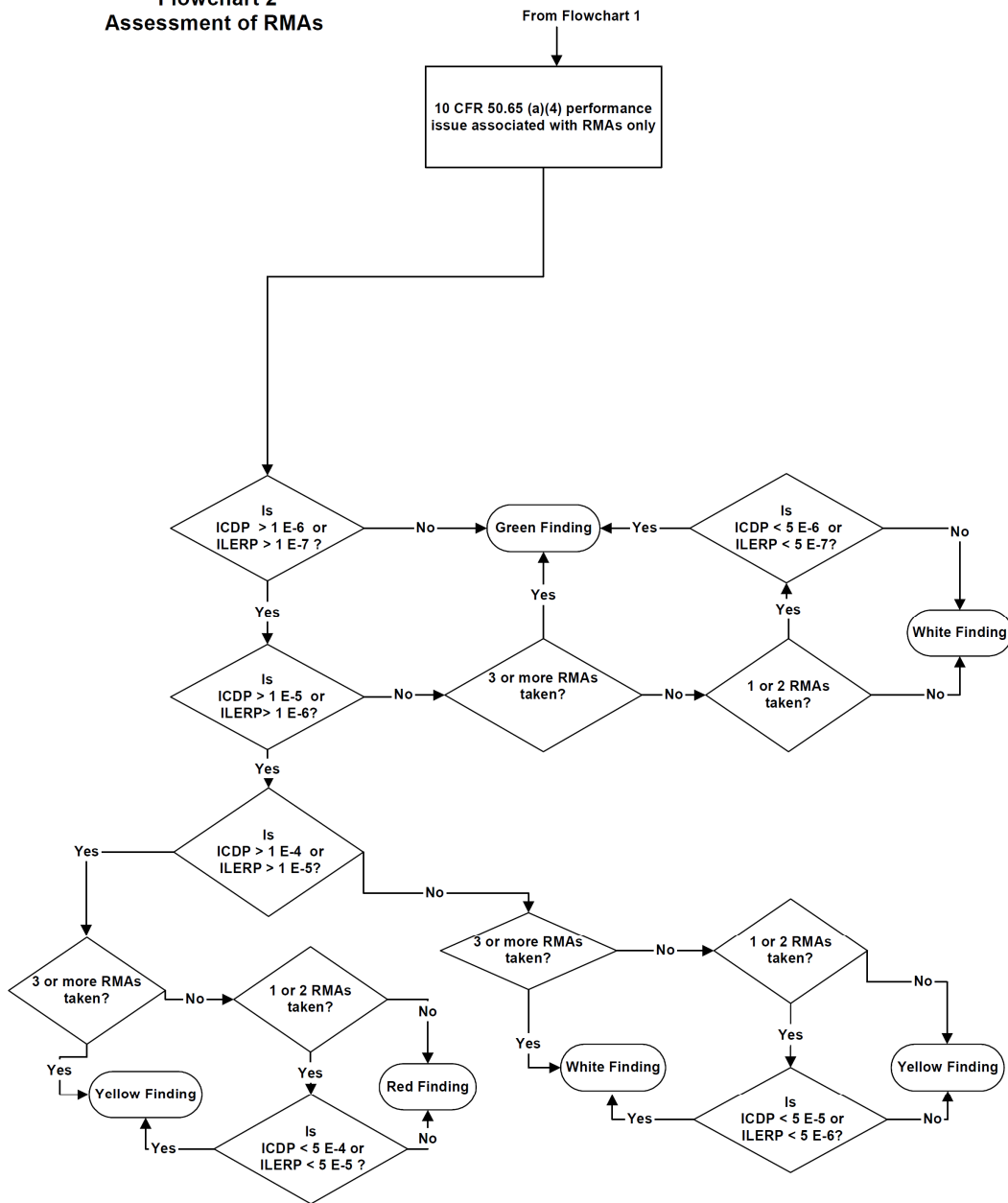
リスクが十分に評価された場合、事業者は通常、決められた手順によって評価済みリスクとして規定されたリスク管理活動を有効に実施する。一定の状況下では、適用可能な特定の補償手段についても技術仕様書等で規定される。

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。

**Flowchart 1
Assessment of Risk Deficit**



**Flowchart 2
Assessment of RMAs**



添付：用語の定義

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

1. リスク評価及びリスク管理行動

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

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

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

A. 適切なリスク評価の実施の失敗：メンテナンス活動の実施に先立つ、適切なリスク評価の実施の失敗には、例えば以下のような事項が含まれており、その結果リスクの過小評価を生ずる。

- ① メンテナンス活動の変更に対するリスク評価の実施の失敗。
- ② 評価されたプラント条件の変更に対するリスク評価の更新の失敗。しかしながら、評価の実施又は再評価は、装置の運転復旧又は補償行動をとるために作業員及びメンテナンス要員が時宜を得た行動をとることを妨げ、又は遅延すべきではない。プラントの条件の設定が、リスク評価の実施又は再評価に先立って復旧された場合、その評価は既に実施済みであれば実施又は再評価される必要はない。

- ③ 影響を受ける（又は関与する）全ての SSC をメンテナンス活動のリスク評価に必要とされる SSC の範囲内に含め、全てのプラント条件又は外部事象（火災・地震を除く）の発止、内部溢水及び格納容器の健全性を考慮する（又は適切に考慮する）等のリスク評価の実施の失敗。
- ④ リスク評価上考慮が必要な起因事象につながる過渡事象を生ずる可能性があるメンテナンス活動の考慮の失敗。
- ⑤ リスク評価プロセスの不十分さによる失敗（すなわち、プラント条件の制限を超えた場合、又はその評価プロセスが手順に従っていない場合等）。
- ⑥ 原子力規制検査により特定されたメンテナンス活動のリスク評価の不備。
- ⑦ 原子力規制検査により特定された欠陥のあるリスク評価の実施又はプロセス。

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

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

2. 定 義

以下は、本附属書において用いられる用語の定義である。

漸進的炉心損傷頻度 (ICDF) : ICDF は、実際に適切に評価されたメンテナンスリスク (設定特有の CDF) と、ゼロメンテナンス CDF との差である。設定特有の CDF 又は ICDF は、利用できないと考えられる運転休止又は影響を受けた SSC についての年換算のリスクの推定である。漸進的炉心損傷頻度という用語は、 Δ CDF 又は CDF 内の変化と同じ意味でも用いられる。

漸進的格納容器破損頻度 (ICFF) : ICFF は、決定可能な場合の、実際に十分に決定されたメンテナンス活動又は設定特有の CFF と、ゼロメンテナンスモデルの結果との差である。CFF 及び ICFF は、レベル 2 の PRA 及びリスクツール又はプロセスを所有している場合にのみ、決定可能であることに注意しなければならない。算出できる場合、ICFF は Δ CFF 又は CFF の差とも表すことができる。

漸進的炉心損傷確率 (ICDP) : ICDP は、漸進的 CDF と、設定の継続時間の年換算の部分との積である [すなわち、 $ICDP = ICDF \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年あたり } 8760 \text{ 時間})$]。ICDP は時折、積分された ICDP 又は積分 ICDP (すなわち、デルタ CDF 又は高いリスク設定が継続するにつれて増加する継続時間で積分された ICDF) と表される場合があることに注意しなければならない。図 1 は、この概念を図で表したものである。

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

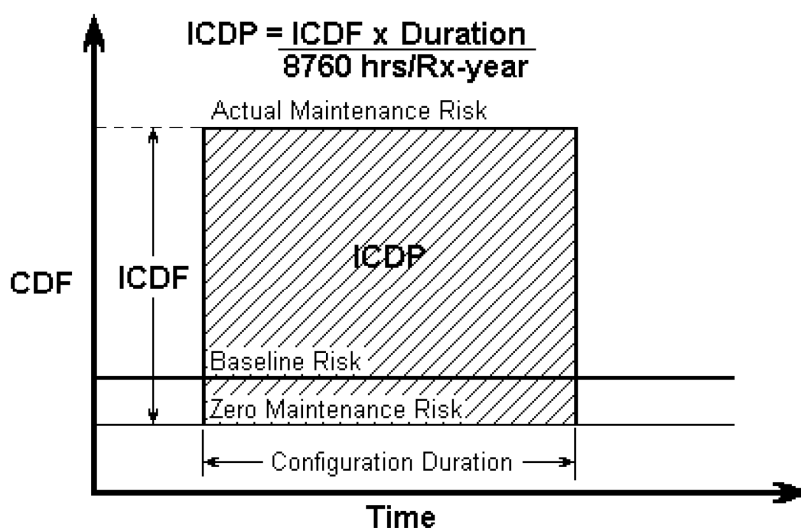


Figure 1 - Relationship of ICDF to ICDP

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

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

漸進的炉心損傷確率損失 (ICDPD) : ICDPD は、ICDFD と暴露時間 (すなわち、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分) との積である。すなわち、 $ICDPD = ICDFD \times (\text{暴露時間}) \div (1 \text{ 原子炉年あたり } 8760 \text{ 時間})$ と定義される。ICDFD と同様に、欠陥のあるリスク評価ではなく、リスク評価が存在しない場合、ICDPD は ICDP と等しいこと

に注意しなければならない。また、設定の継続時間全体において、リスクが評価されていない、又は不十分に評価されたままである場合、暴露時間が継続時間と等しいことにも注意しなければならない。図2はこの概念を図で表したものである。

漸進的格納容器破損確率損失 (ICDPD) : ICDPD は、ICDFD と、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが (ICFF 又は ICFP の観点から) 評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分との積である。

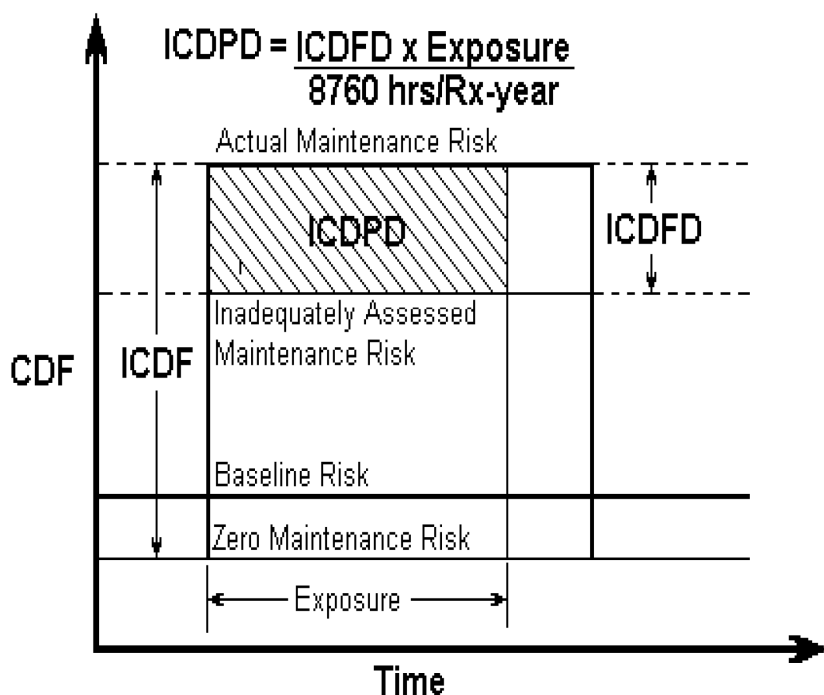


Figure 2 - Relationship of ICDFD to ICDPD

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

ベースライン CDF (リスク) : 年平均のメンテナンス (防止及び是正メンテナンス) 利用不可能性データ及びプラント特有の信頼性データ (失敗率) を考慮する PRA モデルから生ずる CDF の推定値。

なお、まだ開始されていない作業に対する不十分なリスク評価又はリスク管理は、事業者による実施の不備であり、これまでのリスク評価やリスク管理活動における不備を示すものであることに注意しなければならない。本附属書は、この種類の実施の不備の重要度を決定するのには適していない。この種類の問題は通常原子力安全に関する評価ガイドのフェーズ1スクリーニングに従って、緑と判断されると考えられる。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 9

定性的な判断基準による重要度評価ガイド

(案)

目 次

| | |
|-----------------|---|
| 1. 目 的..... | 3 |
| 2. 基本的な考え方..... | 3 |
| 3. 適 用..... | 3 |
| 4. 評価手順..... | 4 |

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. 目的

本附属書は、実用発電用原子炉施設又は核燃料施設等において、原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域(大分類)に関連付けられた検査指摘事項の安全重要度を評価する際、他の附属書において規定されている安全重要度評価の手法では、所定の評価期間内において、当該検査指摘事項の状況を適切に評価できない場合、評価モデルや他の不確実性により合理的に安全重要度を見積もることができない場合、又は核燃料施設等における原子力安全に係る検査指摘事項の評価をする場合に使用する。

しかし、単に、他の附属書を適用した結果が適当ではない(安全重要度が高すぎる又は低すぎる)と考えられることを理由として、本附属書を適用することは避けるべきであり、そのような場合は、重要度評価・規制対応措置会合(SERP)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。

2. 基本的な考え方

原子力施設で検出される検査指摘事項は、設備又は事業者の活動に対し多種多様な様態の性能劣化を生じさせる可能性があり、あらかじめ用意された安全重要度評価の手法によって適切な期間内に監視領域に対する影響の大きさを評価することが困難な場合がある。そのような場合、検査指摘事項の安全重要度は、定性的な工学的判断と規制監視の経験を用いて決定されることとなるが、それはリスク情報を活用した意思決定方法として許容されるべきものである。

また、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の安全重要度を評価するための手法として、確率論的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment、以下「PRA」という。)手法を適用すべき検査指摘事項に対しても、原子力施設のPRAモデルが未整備である場合、劣化状態に係る状況が複雑である場合、整備済のPRAモデルが劣化状態と事故の因果関係を模擬できない場合、炉心損傷頻度若しくは格納容器機能喪失頻度が適切な指標とならない場合等、PRA手法による安全重要度評価が適当ではない場合がある。

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

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

3. 適用

本附属書は、下記のような場合に適用される。

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

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

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

4. 評価手順

4.1 初期境界評価

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

4.2 検査指摘事項に係る指標の評価

- (1) 核燃料施設等における検査指摘事項の場合や、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合であって境界評価が困難な場合又は安全重要度が「緑」を超える可能性がある検査指摘事項については、以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、その他の考慮すべき情報を含め、総合的に考慮した上で検査指摘事項の安全重要度を評価する。
特に、核燃料施設等においては、参考に示す「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予防処置の有効性

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

4.3 評価根拠の文書化

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

表 4.3-1 定性的基準を用いた安全重要度評価に係る判断根拠

| 評価に用いる指標等 | 適用可能な指標か | 指標の状態を表す情報及び評価 |
|---------------------------|----------|----------------|
| 検査指摘事項に対する境界評価の結果 | | |
| 原子力施設の深層防護に対する影響 | | |
| 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度 | | |
| パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲 | | |
| 劣化状態の継続期間 | | |
| 事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性 | | |
| 劣化状態に対する事業者の検出能力 | | |
| 事業者の是正処置及び予防処置の有効性 | | |
| その他考慮すべき情報 | | |

安全重要度評価結果(色): _____

参考 核燃料施設等の安全重要度評価(原子力施設安全)の視点

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

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

例えば、

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

表 代表的な核燃料物質等の状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベル(例)

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

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

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

添付1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法

1. 基本的な考え方

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

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

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

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

表 1-1 点数評価の水準

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

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

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

事故シナリオを特定する。

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

【留意点】

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

2.2 発電用原子炉施設の安全確保状態の評価

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

(a) 安全裕度

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

具体的には、劣化状態にあった設備又は活動に関し、

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

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

【留意点】

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

可能である場合には、劣化状態の評価点数を1/2に減ずることができる。

(b) 深層防護

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

【留意点】

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

(c) 共通要因

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、(a)又は(b)において評価した安全機能の劣化状態に対して明確な共通要因を有する安全機能が存在する場合は、その安全機能ごとに1点を加点する。

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

【留意点】

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

2.3 劣化状態の継続期間の評価

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

(a) 継続期間

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

具体的には、本評価手法の基準とした継続期間10日を0点とし、期間が10倍にな

った100日を4点と評価する。この考え方は確率論的リスク評価手法の「暴露期間」と同様であり、下記表 2.3-1 の点数を目安として評価を行う。

表 2.3-1 継続期間の目安

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

【留意点】

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

(b) 回復可能性

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

【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、安全重要度評価の参考とすることができる。

表 2.5-1 指標統合値と重要度の対応

| 指標統合値 | 4点未満 | 4点以上、 8点未満 | 8点以上、 12点未満 | 12点以上 |
|-------|------|---------------|----------------|-------|
| 安全重要度 | 緑 | 白 | 黄 | 赤 |

核物質防護に係る重要度評価に関するガイド

(案)

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

添 付

- 添付 1 検査指摘事項の初期評価
- 添付 2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領
- 添付 3 重要度評価の申立て制度

附属書

- 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 3：物理的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 5：防護措置に関する重要度評価ガイド

1. 目的

本ガイドは、原子力規制検査等実施要領に基づき、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（以下単に「事業者」という。）の特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）のための業務に係る活動に対する原子力規制検査（以下「核物質防護検査」という。）において、当該活動の目的の達成状況が十分でない懸念される事項（以下「検査気付き事項」という。）を確認した場合に、その確認した内容を核物質防護検査における検査指摘事項とするか否かの判断及び検査指摘事項とする場合にその重要度を評価するための実施手順等の詳細を定めたものである。

2. 重要度評価の対象

核物質防護検査を行う原子力検査官（以下単に「検査官」という。）は、核物質防護検査において、検査気付き事項として懸念される状況を確認した場合は、確認した検査気付き事項ごとに、別に定める検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド（以下「スクリーニングガイド」という。）を踏まえて、検査気付き事項として懸念される状況にパフォーマンス劣化があるかどうかのスクリーニング（ステップ1）及びパフォーマンス劣化があると判断された事項が検査指摘事項に該当するかどうかのスクリーニング（ステップ2）を行う。

ステップ1とステップ2のスクリーニングを経て、検査指摘事項と判断されたものは、3.以降の重要度評価の対象とする。なお、ステップ1のスクリーニングにおいてパフォーマンス劣化がない又はステップ2のスクリーニングにおいて検査指摘事項ではなく軽微と判断されたものは、3.以降の重要度評価の対象にはならない。

3. 検査指摘事項の重要度評価手順

3.1 検査指摘事項の初期評価

（1）検査指摘事項の簡易評価シートの作成

検査官は、検査前会議、チーム会議等を通じて確認を進め、検査気付き事項を確定するとともに、スクリーニングガイドを踏まえて、添付1「検査指摘事項の初期評価」における「検査指摘事項の簡易評価シート」（表1）を作成する。

（2）初期評価

実用発電用原子炉施設の場合は、上記「検査指摘事項の簡易評価シート」において、検査指摘事項に該当すると判断された事項ごとに、添付1「検査指摘事項の初期評価」における「重要度評価の附属書の選定ルート」（表2）に基づき適用可能な附属書を選定し、選定した附属書に沿って当該検査指摘事項の重要度を評価する。

この結果、当該検査指摘事項が「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って改善が見込める水準）」と評価及び決定された場合には、これが最終決定となる。

核燃料施設等の場合は、上記「検査指摘事項の簡易シート」において、検査指摘事項に該当すると判断された事項ごとに、適用可能な附属書を参考にして当該検査指摘事項の重要度を評価する。

この結果、当該検査指摘事項が「追加対応なし（核物質防護の目的は達成しており、事業者の自立的な改善が見込める状態）」と評価及び決定された場合には、これが最終

決定となる。

3. 2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）

3. 1に基づく初期評価の結果、実用発電用原子炉施設の検査指摘事項が「緑」であると評価されない場合（白、黄若しくは赤となる又は緑を超える可能性がある場合）又は核燃料施設等の検査指摘事項が「追加対応なし」とであると評価されない場合（「追加対応あり」となる可能性がある場合）は、添付2の手順に沿って原子力規制庁の本庁職員を中心に構成される重要度評価・規制対応措置会合（SERP）において重要度の評価を行う。また、同会合においては、規制対応措置ガイドに定める深刻度や対応措置についても検討を行う。

なお、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、非公開で開催する。

3. 3 最終決定に対する申立て

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

○変更履歴

| No. | 変更日 y/m/d | 施行日 y/m/d | 変更概要 | 備考 |
|-----|-----------|-----------|------|----|
| 0 | | | 制定 | |
| 1 | | | | |
| 2 | | | | |
| 3 | | | | |

添付1 検査指摘事項の初期評価

1. 個別事項の重要度評価の対象となる入口条件

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド（以下「スクリーニングガイド」という。）を踏まえて、検査気付き事項として懸念される状況にパフォーマンス劣化があるかどうかのスクリーニング（ステップ1）及びパフォーマンス劣化があると判断された事項が検査指摘事項に該当するかどうかのスクリーニング（ステップ2）を行い、検査指摘事項と判断された個別事項が重要度評価の対象となる。なお、ステップ1のスクリーニングにおいてパフォーマンス劣化がない又はステップ2のスクリーニングにおいて検査指摘事項ではなく軽微と判断されたものは重要度評価の対象にはならない。

2. 検査指摘事項の簡易評価シートの作成及び初期評価

(1) 検査指摘事項の簡易評価シート（表1）の作成

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

- ① 記載年月日及び核物質防護検査を実施した施設名を記載する。
- ② スクリーニングガイドの添付1-1.1 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）を踏まえて、適切な件名を記載する。
- ③ 検査気付き事項を認知した日時及び状況を記載する。
- ④ 検査気付き事項の概要を記載する。
- ⑤ 検査気付き事項に係る該当基準（防護措置、核物質防護規定又は当該規定の下部規定等の該当基準）を記載する。
- ⑥ 検査気付き事項として懸念される状況にパフォーマンス劣化があると判断した理由を記載する。
- ⑦ 検査気付き事項に関する事業者の見解を記載する。
- ⑧ 確認したパフォーマンス劣化について、4つのボックスに記載された観点から整理を行い、該当するものがあれば該当するボックスをチェックするとともに、チェックした理由又はチェックしなかった理由を所見として記載する。チェックが1つでもあれば、検査指摘事項該当の有無の欄に「有り」と記載する。チェックするものがなければ「なし」と記載する。
- ⑨ 「検査指摘事項」又は「軽微」を結果に記載する。

(2) 初期評価

検査指摘事項と判断したものについては初期評価を行う。

実用発電用原子炉施設の場合は、表2「重要度評価の附属書の選定ルート」を基に適用可能な附属書に沿って初期評価を行い、当該検査指摘事項が「緑」と評価及び決定された場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

また、核燃料施設等の場合も同様に適用可能な附属書を参考にして初期評価を行い、当該検査指摘事項が「追加対応なし」と評価及び決定された場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

表 1 - 検査指摘事項の簡易評価シート

| | | |
|---|-------|--|
| | 記載年月日 | |
| | 施設名 | |
| | 結果 | |
| 件名 | | |
| <u>検査気付き事項を認知した日時及び状況</u> | | |
| | | |
| <u>検査気付き事項の概要</u> | | |
| | | |
| <u>検査気付き事項に係る該当基準</u> | | |
| | | |
| <u>パフォーマンス劣化があると判断した理由</u> | | |
| | | |
| <u>事業者の見解</u> | | |
| | | |
| <u>検査指摘事項該当の有・無 ()</u> | | |
| <p>1. 検査指摘事項に該当すると判断した理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は、核物質防護の目的に悪影響を及ぼしたか <input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は、核物質防護のために必要な設備及び装置の機能の一部が喪失する等の核物質防護上重大な事象につながる前兆として考えられるか <input type="checkbox"/> 確認されたパフォーマンス劣化が是正されないままであれば、もっと核物質防護上重大な問題をもたらす可能性があるか <input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は安全実績指標 (P I) に関係し、その安全実績指標 (P I) のしきい値を超える原因となるものか | | |
| 2. 所見 | | |
| | | |

表2－重要度評価の附属書の選定ルート

表1の内容を踏まえて、AからDの質問に「はい」か「いいえ」で答えること。AからDの全ての質問に対する答えが「いいえ」の場合は、**附属書5**に進むこと。

A. 特定核燃料物質の管理

検査指摘事項は、特定核燃料物質の管理に関するものか。

- 「はい」の場合は以下に進むのを止め、**附属書1**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

B. 核物質防護情報の管理

検査指摘事項は、核物質防護情報の管理に関するものか。

- 「はい」の場合は以下に進むのを止め、**附属書2**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

C. 物理的防護に関する重要度スクリーニング

検査指摘事項は、物理的防護に関する検査指摘事項であって、以下の重要度スクリーニング開始基準のいずれかに該当しているか。

1. 以下のような事例が確認された場合において、タイムライン評価基準を達成できていなかった。

- ・ 立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域の扉に鍵がかかっておらず、人が自由に出入りできる状態になっていた。
- ・ 事業者が故意に核物質防護システムを停止又は使用不能な状態としていた。
- ・ 核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態によって、無許可・未検知での立ち入りができる状態になっていた場合において、事業者が核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態（適切に設計、設置されておらず、期待される機能を果たすことができるよう維持されていない状態）であることを特定できていなかった、又は事業者が核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態を事前に特定できていたにもかかわらず、是正処置を適切・迅速に実施していなかった。

2. 妨害破壊行為に利用されるおそれのある物品の持込み点検が適切に実施されず、大規模な妨害破壊行為に利用されるおそれのある物品を防護区域内に持ち込まれた。

3. 立入り許可を受けていない不審な車両が周辺防護区域内又は防護区域内で発見された。

- 「はい」の場合は以下に進むのを止め、**附属書3**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

D. 管理されていない開口部

検査指摘事項は、管理されていない開口部に関するものか。

- 「はい」の場合は以下に進むのを止め、**附属書4**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、**附属書5**に進むこと。

添付 2：重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領

1. 重要度評価・規制対応措置会合の開催

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

2. SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 予備会合の実施

- (1) 予備会合は、検査指摘事項について「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性があると判断した場合に開催され、重要度を評価するとともに、法令や規制要件等の違反の有無、深刻度及び規制対応措置についても検討を行う。
- (2) 予備会合の結果、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で規制対応措置不要と判断した場合には、この評価が最終の結果となる。
- (3) 初期評価の結果、「緑」を超えると考えられる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ことができること
 - ✓ 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 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、意見聴取会を開催する。

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対応措置を検討するため本会合を開催する。

2.5 本会合における評価結果の通知

- (1) 最終的な重要度の評価結果等については、改めて原子力規制委員会に報告し、その了承を得た上で、事業者に対して書面により通知する。
- (2) なお、通知の日から7日以内に申立てがない場合には評価が確定することについても併せて通知する。

3. 規制対応措置の検討について

検査指摘事項の評価結果等に基づき、法令に基づく措置命令（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）等を含む規制対応措置を行う場合には、原子力規制検査における規制対応措置ガイドに沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。

4. SERP における検討期間について

本実施要領における検討期間については、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。

重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の開催について

1. 趣旨

令和2年4月から施行される改正法では、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。

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、規制対応措置に関する検討を行うため、核物質防護に係る重要度評価に関するガイドに基づき重要度評価・規制対応措置会合（SERP）を開催する。

2. 検討事項

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。

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

3. 構成員

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

- 安全規制管理官（核セキュリティ担当）
- 検査監督総括課長
- 検査評価室長

添付 3：重要度評価の申立て制度

1. 目的

本文書は、「白」、「黄」又は「赤」とされた検査指摘事項（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の重要度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知した後、事業者が意見聴取会の開催等、意見を述べることを求めなかった場合には、申立てを行うことができない。

- (1) 検査官は、検査気付き事項について、その時点で利用できる限りの情報を用いて事業者のパフォーマンス劣化を明確にし、検査指摘事項が「緑」を超える可能性があると判断。
- (2) 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・規制対応措置会合（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、重要度評価プロセスに関するガイドと一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。
- (2) 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。
- (3) 事業者が意見陳述の時点で整理が間に合わなかった新しい情報がある場合。ただし、新しい情報については、以下のいずれにも該当する場合に考慮される。
 - a. 意見陳述の際に事業者から追加的な新たな情報を整理していることが表明されている
 - b. 新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすことが明らかである

- c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある

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

4. 申立てに対する判定会合

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

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

5. 申立て手順

5.1 申立てプロセス

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

5.2 原子力規制委員会での審議及び事業者への通知

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

申立てに対する判定会合の開催について

1. 設置の趣旨

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

重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容に関する妥当性等について検討を行うため、重要度評価のプロセスに関するガイドに基づき申立てに対する判定会合を開催する。

2. 検討事項

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。

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

3. 会合の構成員

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

○構成員

- ・ 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

附属書：

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 3：物理的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 5：防護措置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

○特定核燃料物質の管理に関する重要度決定プロセス

1. 検査指摘事項には所在不明の特定核燃料物質が関係しているか。

特定核燃料物質の常時監視に関する検査指摘事項など、所在不明の特定核燃料物質が関係していない場合、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。所在不明の特定核燃料物質が関係している場合は、次のステップに進む。

2. 所在不明の特定核燃料物質は、7日以内に防護区域内で発見されたか。

特定核燃料物質の所在不明が判明してから7日以内に、当該特定核燃料物質を防護区域内で発見した場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。7日以内に防護区域内で発見できなかった場合は、次のステップに進む。

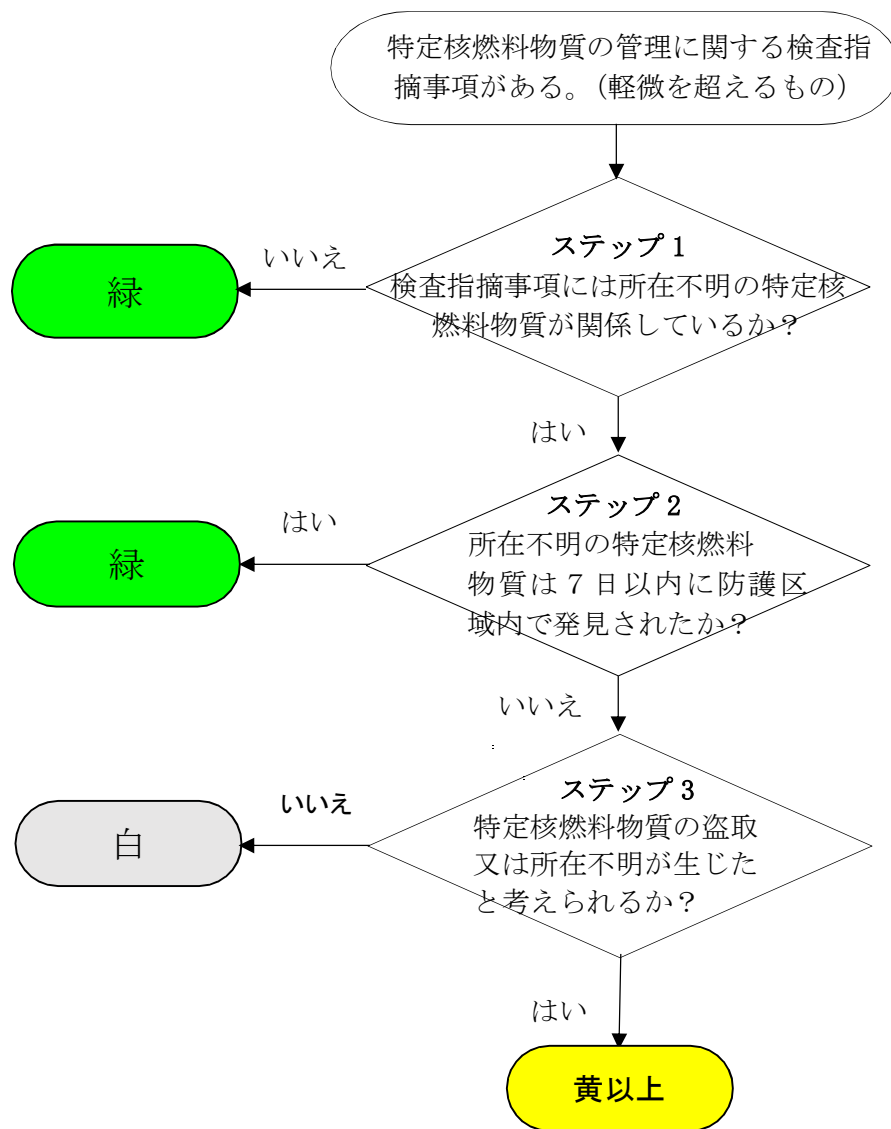
3. 特定核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたと考えられるか。

検査官は事業者の搜索活動と回収計画を評価し、更なる搜索によって特定核燃料物質を回収できると合理的に考えられるか否かを判断する。特定核燃料物質を7日以内に回収できないと検査官が判断した場合は、検査官は検査指摘事項の重要度を評価する際に特定核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたものとみなす。

特定核燃料物質を防護区域以外で回収した場合、あるいは所在不明が判明してから7日を超えて回収された場合は、この検査指摘事項の重要度は「白」と評価する。

7日を超えても特定核燃料物質を発見できず、これ以上の搜索活動を続けても特定核燃料物質を回収することが合理的に考えられないと検査官が判断した場合、特定核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたものとみなし、この検査指摘事項の重要度は「黄以上」と評価する。

別添一特定核燃料物質の管理に関する重要度評価フロー図



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

○核物質防護情報の管理に関する重要度決定プロセス

1. 検査指摘事項には放置された核物質防護秘密（核物質防護秘密の所在不明を含む。）が関係しているか。

検査指摘事項に放置された核物質防護秘密が関係していない場合、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。放置された核物質防護秘密が関係している場合は、次のステップに進む。

2. 検査指摘事項は核物質防護秘密の電子的管理不備（ネットワーク共有ドライブに不適切に保管されたファイル、暗号化されていないEメール送信等）又は核物質防護秘密の物理的管理不備（書面、USBフラッシュドライブ又は、CD等の電子記録媒体等）のどちらに関連するものか。

- 検査指摘事項が事業者の核物質防護秘密の電子的管理不備に関係している場合は、以下（1）に進む。
- 検査指摘事項が事業者の核物質防護秘密の物理的管理不備に関係している場合は、以下（2）以降に進む。

- (1) 核物質防護秘密の電子的管理不備を特定し、適切な時間枠で是正処置を開始したか。

- 影響を受ける電子システム（Eメールの受信トレイと送信トレイ、ネットワーク共有、ネットワークアクセス可能ドライブ、ネットワークバックアップなど）において核物質防護秘密を保管又は処理してから7日以内であり、事業者が核物質防護秘密データの管理不備を特定してから24時間以内にこれらのシステムから全ての復旧可能な核物質防護秘密を特定・記録・削除するプロセスを実施した場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。

- 影響を受けるシステムにおいて核物質防護秘密を保管又は処理してから7日以上経過していた場合又は事業者が核物質防護秘密データの管理不備を特定してから24時間以内に復旧可能な核物質防護秘密を特定・記録・削除するプロセスを開始していなかった場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

- (2) 物理的管理不備の核物質防護秘密は暗号化されていたか。

- 核物質防護秘密が暗号化されていた場合（電子政府推奨暗号リストに記載された暗号技術を使用したものであって、かつ検査官が暗号化されていると判断した場合に限る。）は、核物質防護秘密が認知される可能性が低下するこ

とから、暗号化されていない場合よりも重要度は低いと考えられる。

したがって、暗号化されていた場合は、放置されていた場所及び放置されていた期間によって次のとおり重要度を評価する。

- ① 防護区域内において放置されていた場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ② 放置されていた期間が30日以内の場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ③ 放置されていた期間が30日を超えていた場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

核物質防護秘密が暗号化されていなかった場合は、3. のステップに進む。

3. 暗号化されていない核物質防護秘密は、立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域のどの区域内に放置されていたか。

このステップでは、核物質防護秘密が放置されていた環境により評価する。

核物質防護秘密が最も厳重な出入管理がなされている防護区域内で放置されていた場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。

核物質防護秘密が立入制限区域内又は周辺防護区域内で放置されていた場合は、4. のステップに進む。

核物質防護秘密が立入制限区域の外に放置されていた場合は、5. のステップに進む。

4. 放置されていた場所は、立入りが制限されている区域内か

当該区域の管理状況により評価する。以下の条件の全てを満たす場合は、当該場所は立ち入りが制限されている区域内とする。

- 当該区域は施錠又は出入管理が実施されていた。
- 当該区域に立ち入っていた個人は身元の判明している者であった。
- IDカード、入退域管理簿等によって、当該区域への人員の立ち入り状況を記録していた。

放置されていた場所への立ち入りが制限されていた場合は、以下(1)に進む。

放置されていた場所への立ち入りが制限されていなかった場合は、以下

(2) 以降に進む。

(1) 核物質防護秘密が放置されていた期間により評価する。

- ① 見つけられる可能性が高く、放置されていた期間が14日以内である場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ② 見つけられる可能性が高く、放置されていた期間が14日を超過する場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。
- ③ 見つけられる可能性が低く、放置されていた期間が30日以内である場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ④ 見つけられる可能性が低く、放置されていた期間が30日を超過する場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

(2) 核物質防護秘密が放置されていた際に、当該核物質防護秘密が発見されやすい状況であったか否かにより評価する。

発見されやすい状態で長期間にわたって放置されることが、核物質防護秘密情報の亡失の可能性増加につながることから、放置されていた状態（発見されやすい状態であったか否か）及び放置されていた期間により評価する。

発見されやすい状態は、以下のようなものが該当する。

- 机の上に放置されている。
- コピー機に放置されている。
- 通路や休憩室など共用の場所に放置されている。

発見されにくい状態は、机の引き出しの中やロッカーの中に放置されていた場合が該当する。

(3) 次に、核物質防護秘密が放置されていた時間を算出する。

- ① 発見されやすい状態で放置時間が1時間以内の場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ② 発見されやすい状態で放置時間が1時間を超過する場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。
- ③ 発見されにくい状態で放置時間が96時間以内の場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ④ 発見されにくい状態で放置時間が96時間を超過する場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

5. 核物質防護秘密の移送中に放置されたのか。

核物質防護秘密の移送中であつた場合はその状況により評価する。

核物質防護秘密の移送中ではなかつた場合は、6. のステップに進む。

移送中に放置された核物質防護秘密が、鍵をかけたケースに入れられ、そのケースが追跡可能であり、相当程度保護されていたと考えられる場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。

放置された核物質防護秘密が相当程度保護されていたと考えられない場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

6. 立入制限区域の外に核物質防護秘密が放置されていた際、その場所は立ち入りが制限されている区域内か。

核物質防護秘密が誰でも立ち入ることのできる立入制限区域外に放置されていた場合は、立ち入りが制限されていないと判断する。

以下の条件の全てを満たす場合は、当該場所は立ち入りが制限されている区域内とする。

○当該区域を施錠していた。又は出入管理が実施されていた。

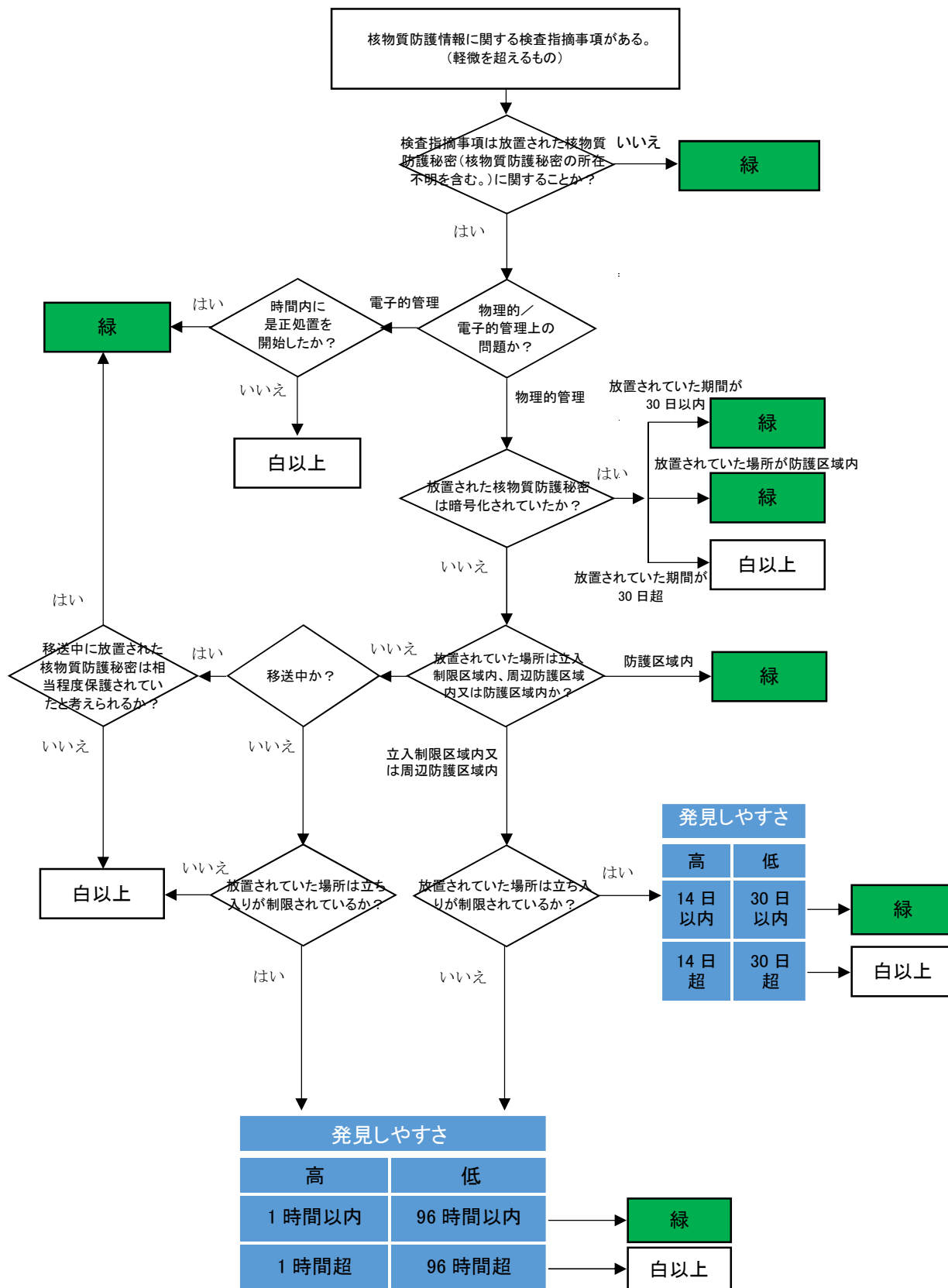
○当該区域に立ち入っていた個人は身元の判明している人員であつた。

○IDカード、会議議事録等によって、当該区域への人員の立ち入りを記録していた。

立ち入りが制限されていた場合は、4 (3) に進む。

立ち入りが制限されていなかった場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

別添一核物質防護情報の管理に関する重要度評価のフロー図



附属書 3

物理的防護に関する重要度スクリーニングガイド

○物理的防護に関する重要度スクリーニング

物理的防護に関連する検査指摘事項については、表 2 ー重要度評価の附属書の選定ルート「C. 物理的防護に関する重要度スクリーニング」に示す重要度スクリーニング開始基準のいずれかに該当するか判断する。

重要度スクリーニング開始基準の 1 つに該当した場合は、以下の手順に従って、検査指摘事項の重要度を評価する。

1. 検査指摘事項の状態が継続された期間の特定

検査指摘事項の状態が事業者により確認された時点から 1 年間遡り、本検査指摘事項の状態（※）継続された期間を評価する。

※重要度スクリーニング開始基準（参考）

1. 以下のような事例が確認された場合において、タイムライン評価基準を達成できていなかった。
 - ・立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域の扉に鍵がかかっておらず、人が自由に出入りできる状態になっていた。
 - ・事業者が故意に核物質防護システムを停止又は使用不能な状態としていた。
 - ・核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態によって、無許可・未検知での立ち入りができる状態になっていた場合において、事業者が核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態（適切に設計、設置されておらず、期待される機能を果たすことができるよう維持されていない状態）であることを特定できていなかった又は事業者が核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態を事前に特定することができていたにもかかわらず、是正処置を適切・迅速に実施していなかった。
2. 妨害破壊行為に利用されるおそれのある物品の持ち込み点検が適切に実施されず、大規模な妨害破壊行為に利用されるおそれのある物品が防護区域内に持ち込まれた。
3. 立入り許可を受けていない不審な車両が周辺防護区域内又は防護区域内で発見された。

（留意事項）

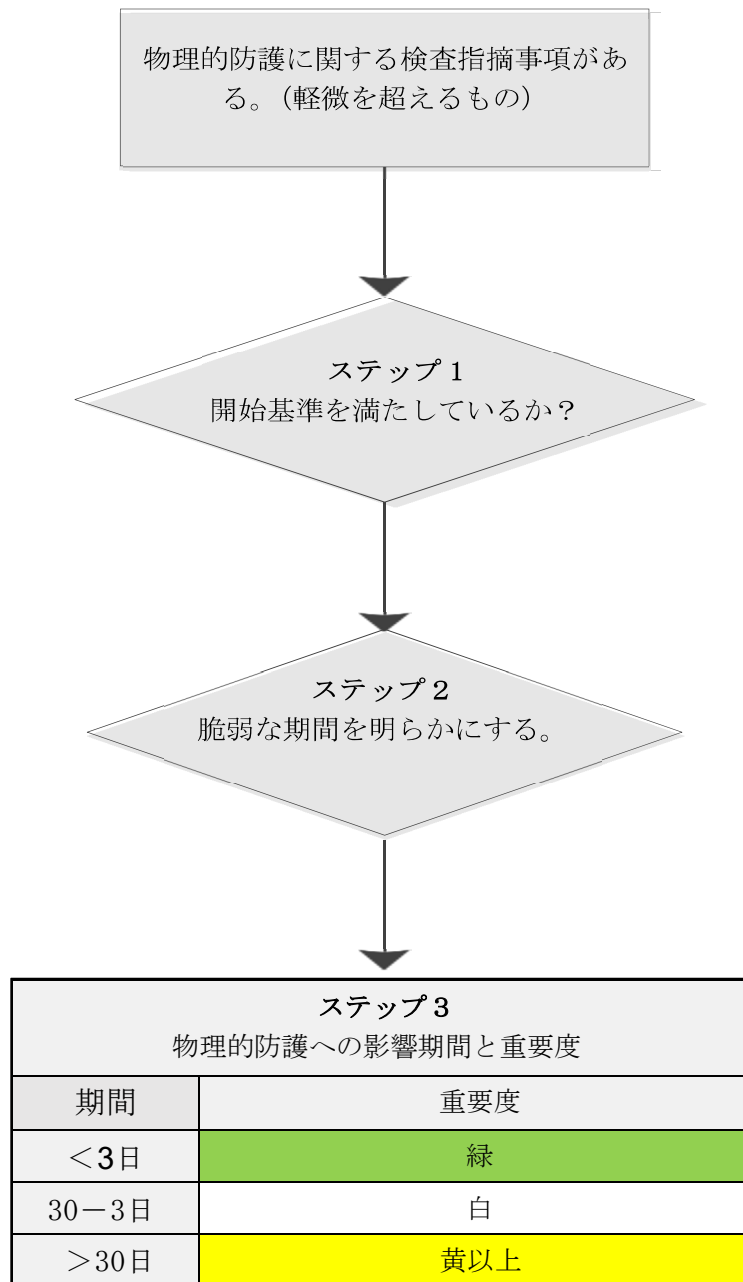
これは、事業者が検査指摘事項に関連する脆弱性が確認されてからの期間を算出するものであるため、実際に不適合が存在した期間よりも短い場合がある。例えば、事業者が立入許可を受けていない車両の侵入を発見できていなかった場合、立入許可を受けていない車両が侵入して発見されるまでの間が、不適合が存在した期間であり、その間も脆弱な状態が継続していることとなる。

そのため、パフォーマンスの劣化に対する活動が事業者の手順書やプロセスに組み込まれており、事業者のCAP等のサーベイランス活動を通じて不適合が存在していた期間を予測可能かつ特定可能である場合は、当該期間も考慮すべきである。

2. 物理的防護プログラムへの影響と検査指摘事項の状態が存在した期間による評価

上記 1. により検査指摘事項の状態が存在した期間を確認した上で、図 3 のステップ 3 「物理的防護プログラムへの影響と期間」により、検査指摘事項の重要度を評価する。

別添一物理的防護に関する重要度スクリーニング



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

○管理されていない開口部に関する重要度評価プロセス

1. 影響が及ぶ区域の特定

検査官は、立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域の各区域の境界において、人が侵入可能な排水溝、配管ピット、ケーブルピット、地下通路などの区域境界を貫通する無人の開口部（以下「無人開口部」という。）の有無を確認し、無人開口部に対する事業者の防護措置が、人の侵入を阻止及び人の侵入を検知する上で十分でないと判断した場合、当該無人開口部により未検知での立入りが可能となる区域（立入制限区域、周辺防護区域、防護区域）を特定する。

2. 物理的障壁と侵入検知システムの特定

上記1.により影響が及ぶ区域を特定した後、検査官は侵入者が当該無人開口部を侵入地点として目標物（防護区域外防護対象枢要設備及び防護区域内防護対象枢要設備のうち検査官が目標物になると判断したものをいう。）に到達する前に突破しなければならない物理的障壁や人の侵入を確認できる設備又は装置の数を特定する。（例えば、事業者の手順書上、定期的にチェックされることとなっている立入制限区域境界にある溶接マンホールを侵入地点（起点）とする場合、このマンホールは最初の障壁となる。）

注：配置されている物理障壁や侵入検知システムは1つのシステムとみなす。配置されているシステムの例として、侵入検知警報付き鋼製扉、障壁・検知器付き侵入監視システム、動作検出カメラ付き鋼製格子があるが、これらに限定するものではない。

3. 無人開口部に関連する検査指摘事項の重要度評価

（影響が及ぶ区域が立入制限区域又は周辺防護区域である場合）

- 無人開口部から立入制限区域又は周辺防護区域へと未検知での立入りが可能となる場合であって、当該無人開口部が計画外点検、計画外機器変更といった1日（24時間）以内の緊急作業のために設けられたものである場合は「緑」と評価する。

無人開口部から立入制限区域又は周辺防護区域へと未検知での立入りが可能となる場合であって、当該無人開口部が1日（24時間）以内の緊急作業によって設けられたものではないときは、検査官は侵入者が目標物へと到達する前に突破しなければならない物理的障壁や侵入監視システムの数を特定した上で、以下に従い評価する。

- 目標物に到達するまでに2つ以上の物理的障壁又は侵入監視システムを通過する必要がある無人開口部については、検査指摘事項は「緑」と評価する。
- 目標物に到達するまでに1つの物理的障壁又は侵入監視システムを通過する必要がある無人開口部については、検査指摘事項は「白」と評価する。
- 目標物に到達するまでに物理的障壁又は侵入監視システムが存在しない無人開口部については、検査指摘事項は「黄以上」と評価する。

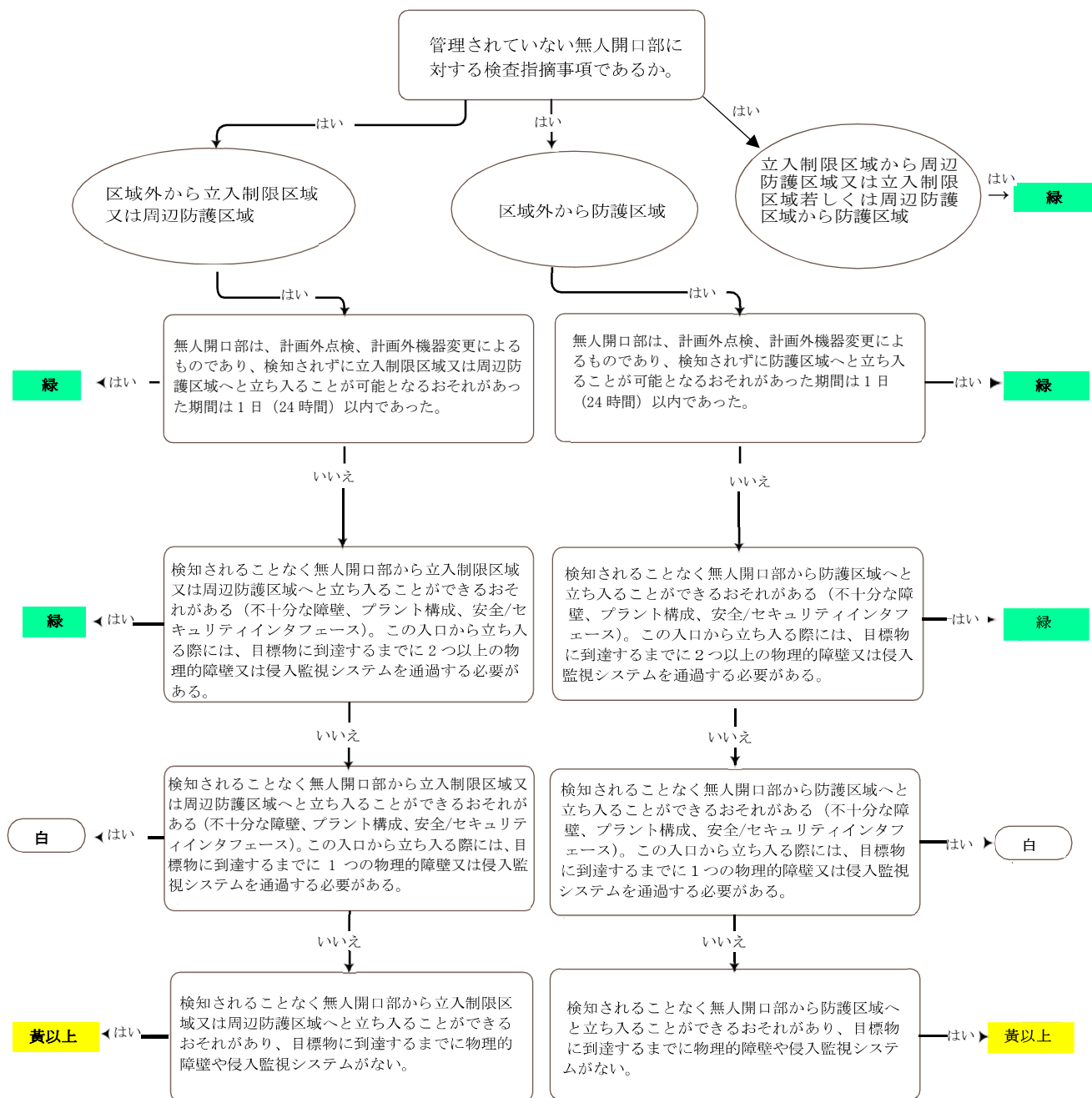
(影響が及ぶ区域が防護区域である場合)

- 無人開口部から防護区域へと未検知での立ち入りが可能となる場合であって、当該無人開口部が計画外点検、計画外機器変更といった1日（24時間）以内の緊急作業のために設けられたものである場合は「緑」と評価する。

無人開口部から防護区域への未検知での立ち入りが可能となる場合であって、当該無人開口部が1日（24時間）以内の緊急作業によって設けられたものではないときは、検査官は侵入者が目標物へと到達する前に突破しなければならない物理的障壁や侵入監視システムの数を特定した上で、以下に従い評価する。

- 目標物に到達するまでに2つ以上の物理的障壁又は侵入監視システムを通過する必要がある無人開口部については、検査指摘事項は「緑」と評価する。
- 目標物に到達するまでに1つの物理的障壁又は侵入監視システムを通過する必要がある無人開口部については、検査指摘事項は「白」と評価する。
- 目標物に到達するまでに物理的障壁又は侵入監視システムが存在しない無人開口部については、検査指摘事項は「黄以上」と評価する。
- 検知されることなく立入制限区域から周辺防護区域又は立入制限区域若しくは周辺防護区域から防護区域に立ち入り可能な無人開口部の場合については、検査指摘事項は「緑」と評価する。

添付－管理されていない開口部に関する重要度評価のフロー図



附属書 5

防護措置に関する重要度評価ガイド

○防護措置に関する重要度評価プロセス

1. 表1の内容を踏まえて、図1から図5のいずれのフロー図によって重要度を評価するか決定する。
2. 決定したフロー図を基に、検査指摘事項が立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域いずれの区域に影響を及ぼすものであるかを判断する。なお、複数の区域に影響を及ぼす場合は、最も影響が大きい区域を選定する。
3. 決定したフロー図を基に、検査指摘事項の内容が悪影響を及ぼしている防護措置の要件を特定する。
4. 検査指摘事項が悪影響を及ぼしている防護措置の要件をTier I、Tier II、Tier IIIごとに集計し、集計した数をTier I、Tier II、Tier IIIの影響を受けるプログラム要素の合計数とする。
5. 影響を受ける区域と影響を受けるプログラム要素の合計数が決定したら、採点表を用いて採点する。
6. 採点結果の数値から評価表を用いて検査指摘事項の重大性（緑、白、黄、赤）を特定する。

図 1 - 立入承認

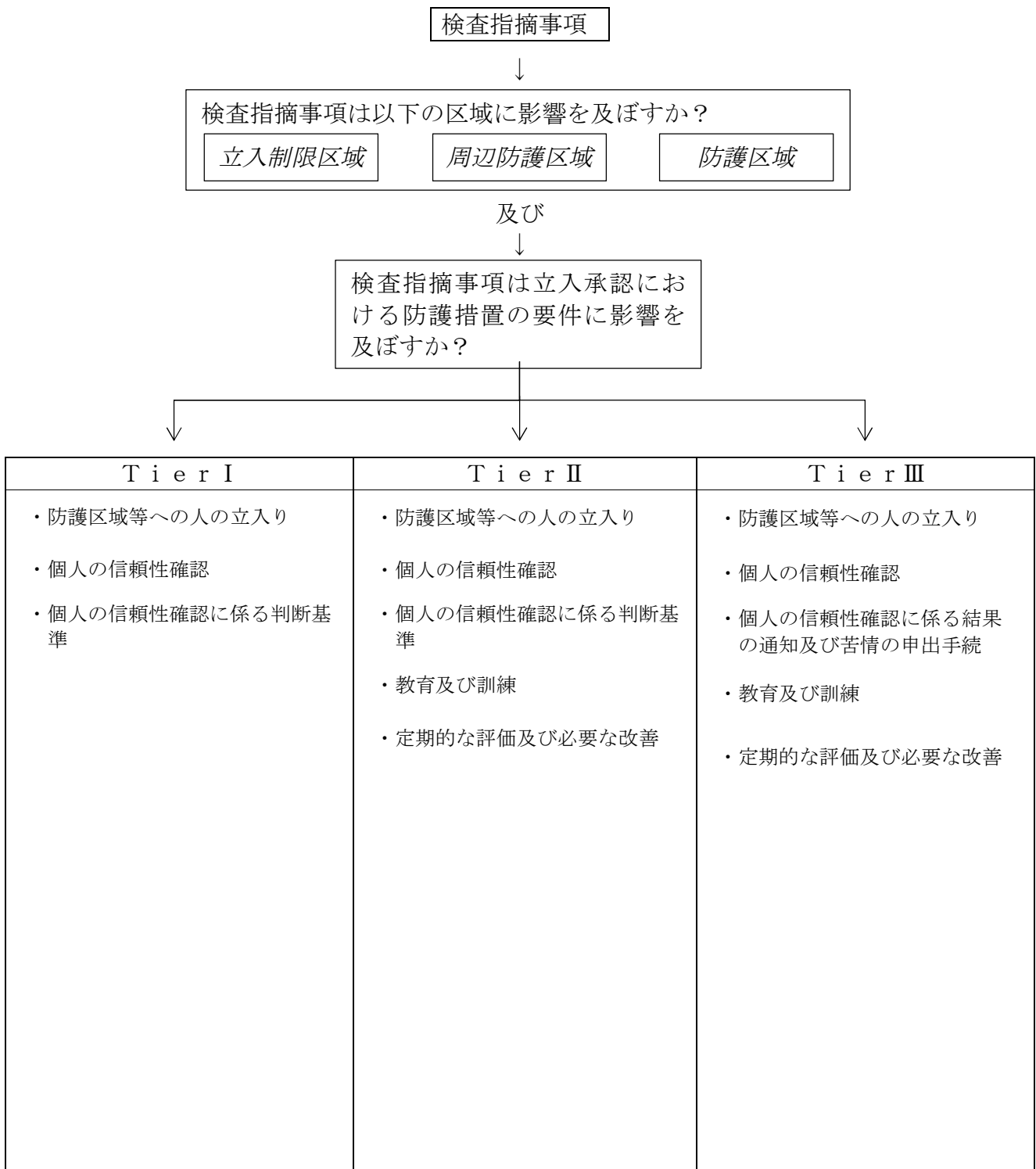


図 2 - 出入管理

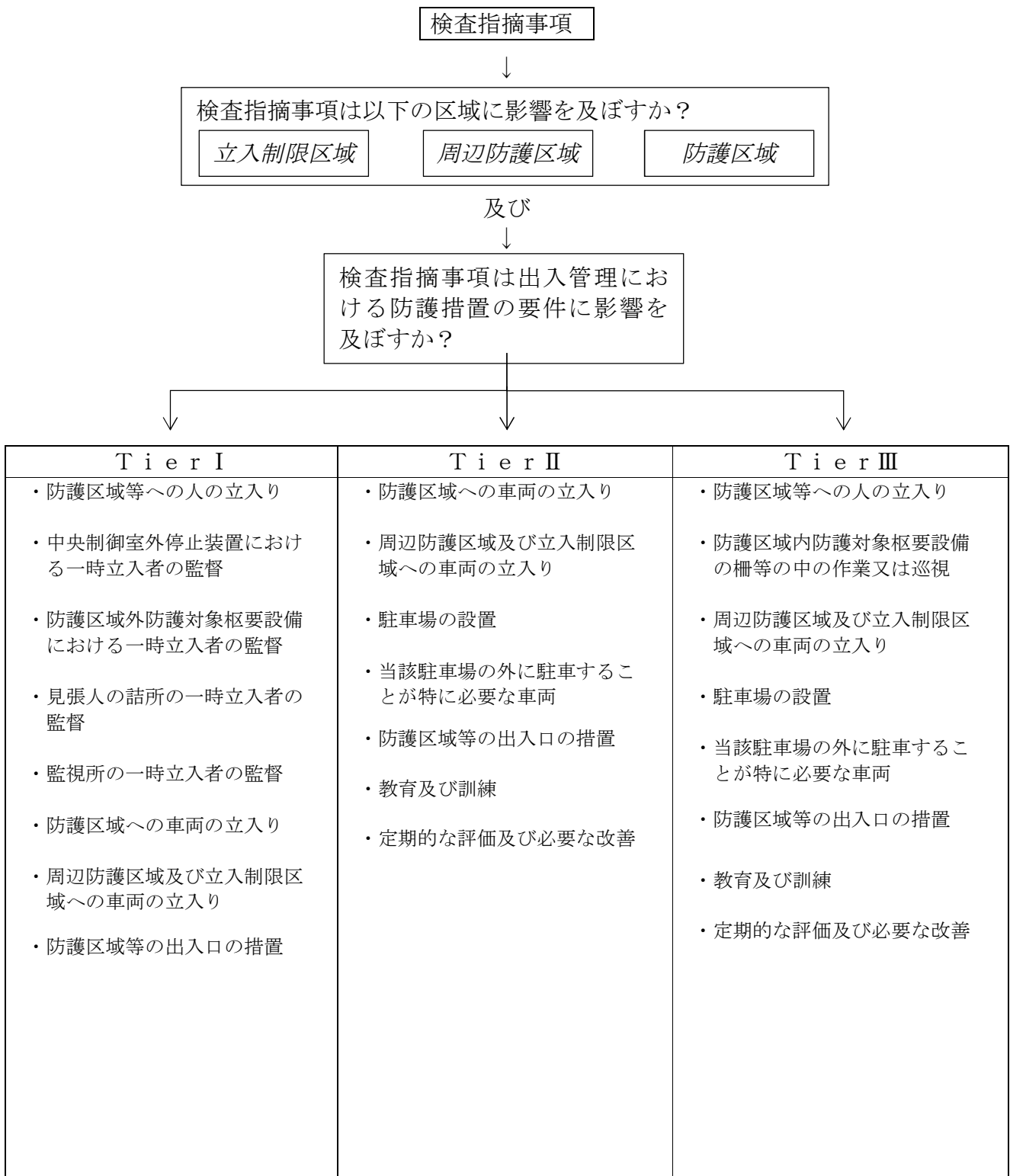
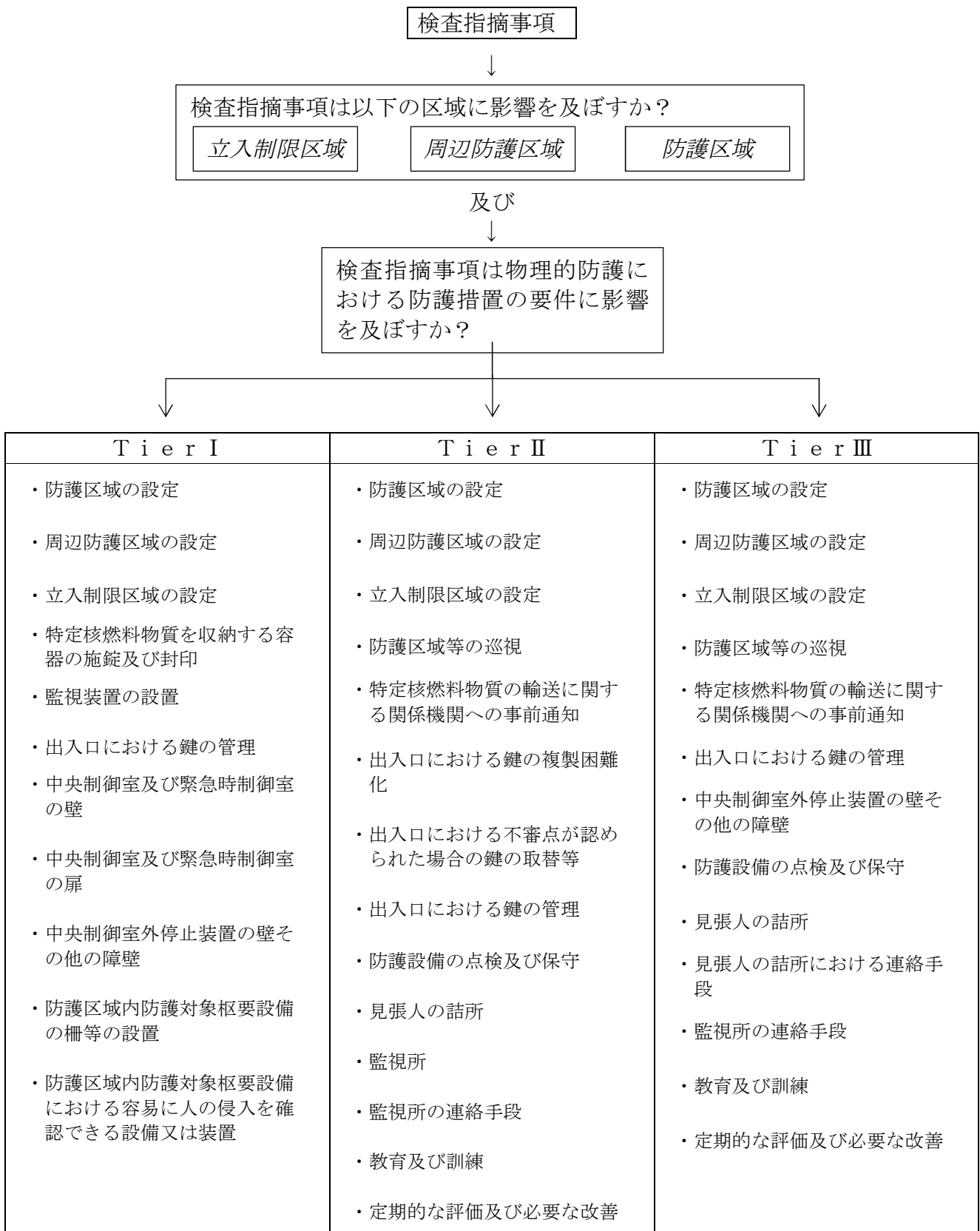


図 3 - 物理的防護



| | | |
|--|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 防護区域等の巡視 ・ 防護区域内防護対象枢要設備の柵等の中の作業又は巡視 ・ 防護区域外防護対象枢要設備の障壁の中の作業又は巡視 ・ 特定重大事故等対処施設内の作業又は巡視 ・ 防護区域外防護対象枢要設備の壁その他の障壁 ・ 特定重大事故等対処施設の防護区域内への設置 ・ 非常用電源設備及び無停電電源装置の設置 ・ 見張人の詰所 ・ 見張人の詰所における連絡手段 ・ 特定核燃料物質を収納する容器に係る措置 (外運搬規則*第 15 条) ・ 妨害破壊行為等の脅威への対応 ・ 性能試験の実施及び核物質防護システム全体の有効性評価 | | |
|--|--|--|

※ 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則

図4－情報システム防護

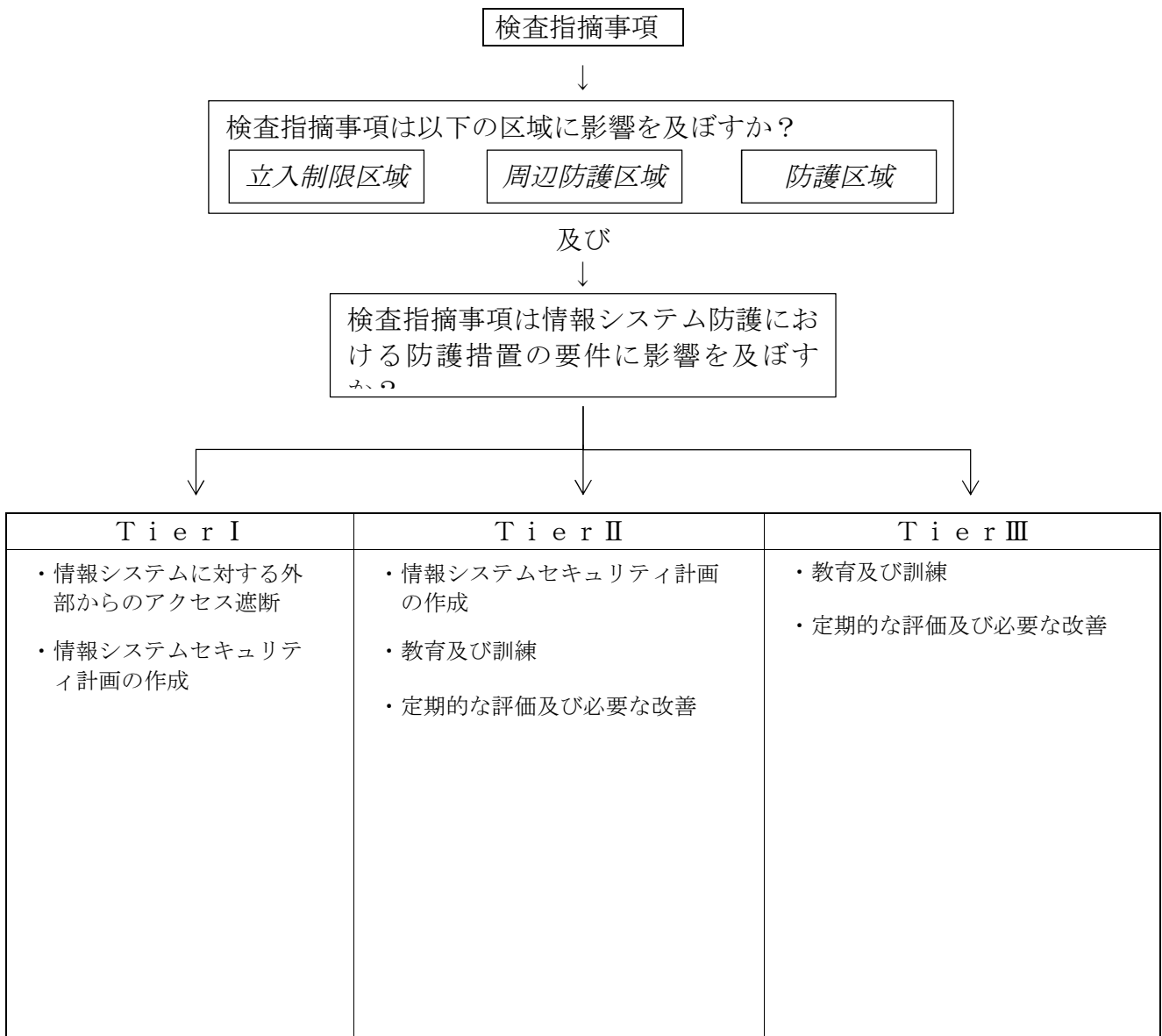
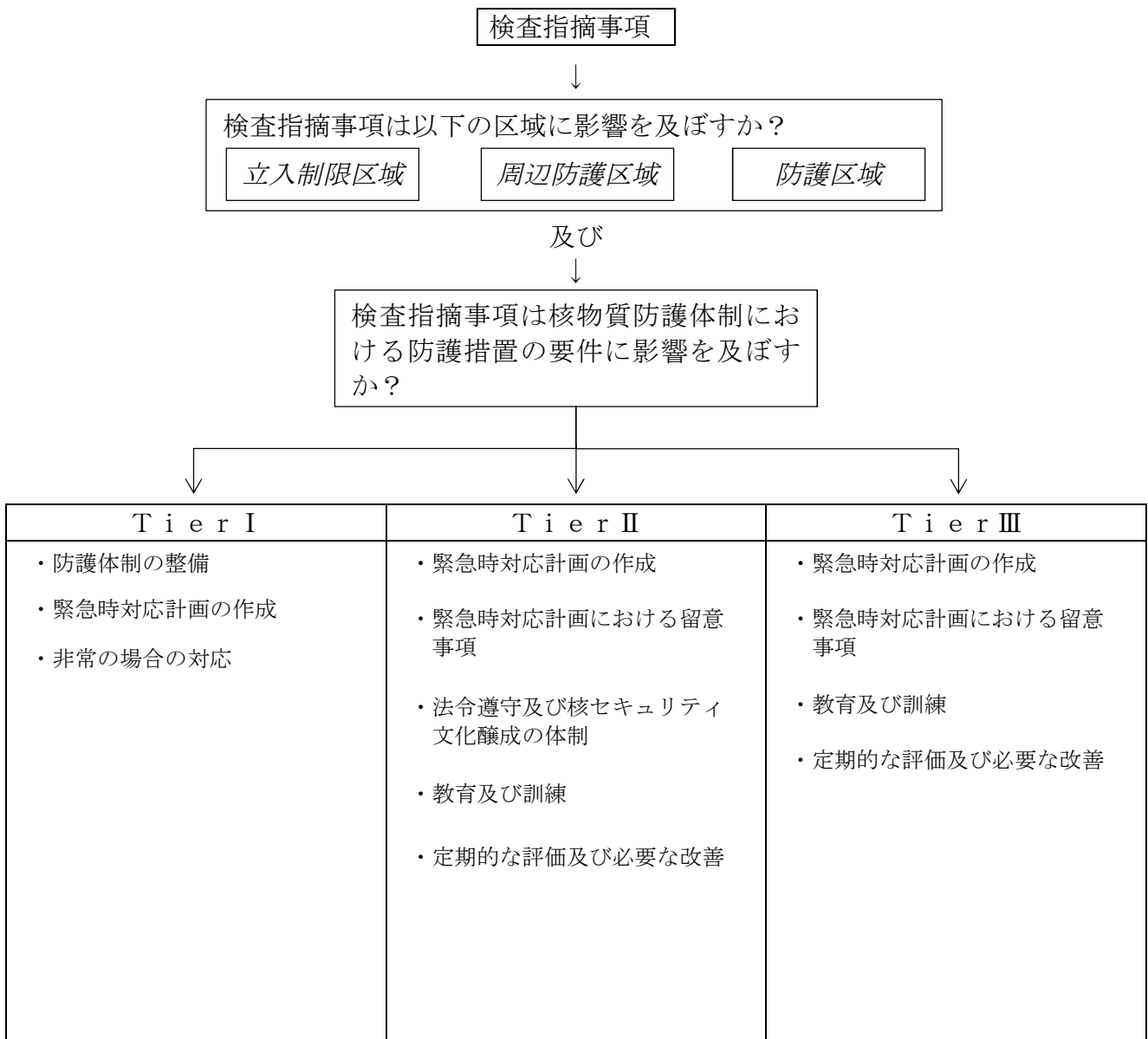


図5－核物質防護体制



採 点 表

| 立入承認 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|---|
| | Tier I | | | | | | | |
| 影響を受ける区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 |
| 立入制限区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| 周辺防護区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 |
| 防護区域 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 8 |

| 立入承認 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|
| | Tier II | | | | | | | | | | |
| 影響を受ける区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 |
| 立入制限区域 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 4 | 5 | 6 | 6 | 7 |
| 周辺防護区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 4 | 5 | 6 | 6 | 7 | 7 |
| 防護区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 6 | 7 | 7 | 8 | 8 |

| 立入承認 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|
| | Tier III | | | | | | | | | | |
| 影響を受ける区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 |
| 立入制限区域 | 0 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 5 | 5 | 6 |
| 周辺防護区域 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 5 | 5 | 6 | 7 |
| 防護区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 6 | 7 | 7 | 8 |

| 出入管理 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|---|
| | Tier I | | | | | | | |
| 影響を受ける区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 |
| 立入制限区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| 周辺防護区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 |
| 防護区域 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 8 |

| 出入管理 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|
| | Tier II | | | | | | | | | | |
| 影響を受ける区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 |
| 立入制限区域 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 4 | 5 | 6 | 6 | 7 |
| 周辺防護区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 4 | 5 | 6 | 6 | 7 | 7 |
| 防護区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 6 | 7 | 7 | 8 | 8 |

| 出入管理 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|
| | Tier III | | | | | | | | | | |
| 影響を受ける区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 |
| 立入制限区域 | 0 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 5 | 5 | 6 |
| 周辺防護区域 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 5 | 5 | 6 | 7 |
| 防護区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 6 | 7 | 7 | 8 |

| 物理的防護 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| | Tier I | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 影響を受ける区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 18 | 19 | 20 | 21 | 22 |
| 立入制限区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 8 | 9 | 9 | 9 | 10 | 10 | 10 | 11 | 11 | 11 | 12 | 12 | 12 |
| 周辺防護区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 8 | 9 | 9 | 9 | 10 | 10 | 10 | 11 | 11 | 11 | 12 | 12 | 12 | 13 |
| 防護区域 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 8 | 9 | 9 | 9 | 10 | 10 | 10 | 11 | 11 | 11 | 12 | 12 | 13 | 13 | 13 |

| 物理的防護 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| | Tier II | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 18 |
| 影響を受ける区域 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 立入制限区域 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 4 | 4 | 5 | 5 | 5 | 6 | 6 | 6 | 7 | 7 | 7 | 8 |
| 周辺防護区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 4 | 5 | 5 | 5 | 5 | 6 | 6 | 7 | 7 | 7 | 8 | 8 | 8 |
| 防護区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 5 | 6 | 6 | 7 | 7 | 8 | 8 | 9 | 9 | 9 | 10 | 10 | 10 |

| 物理的防護 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| | Tier III | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 18 |
| 影響を受ける区域 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 立入制限区域 | 0 | 0 | 0 | 1 | 2 | 2 | 2 | 2 | | | | | | | | | | |
| 周辺防護区域 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 3 | 3 | 3 | | | | | | | | | | |
| 防護区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 3 | 3 | 4 | 4 | | | | | | | | | | |

| 情報システム防護 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|--|
| | Tier I | | | | | | | |
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | |
| 影響を受ける区域 | | | | | | | | |
| 立入制限区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | |
| 周辺防護区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | |
| 防護区域 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | |

| 情報システム防護 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|
| | Tier II | | | | | | |
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| 影響を受ける区域 | | | | | | | |
| 立入制限区域 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 4 |
| 周辺防護区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 4 | 5 |
| 防護区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 5 | 6 |

| 情報システム防護 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|
| | Tier III | | | | | | |
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| 影響を受ける区域 | | | | | | | |
| 立入制限区域 | 0 | 0 | 0 | 1 | 2 | 2 | 2 |
| 周辺防護区域 | 0 | 0 | 1 | 2 | 3 | 3 | 3 |
| 防護区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 3 | 3 | 4 |

| 核物質防護体制 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|--|
| | Tier I | | | | | | | |
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | |
| 影響を受ける区域 | | | | | | | | |
| 立入制限区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | |
| 周辺防護区域 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | |
| 防護区域 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | |

| 核物質防護体制 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|
| | Tier II | | | | | | |
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| 影響を受ける区域 | | | | | | | |
| 立入制限区域 | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 |
| 周辺防護区域 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| 防護区域 | 2 | 3 | 4 | 5 | 5 | 6 | 7 |

| 核物質防護体制 | 影響を受けるプログラム要素の合計 | | | | | | |
|----------|------------------|---|---|---|---|---|---|
| | Tier III | | | | | | |
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| 影響を受ける区域 | | | | | | | |
| 立入制限区域 | 0 | 0 | 1 | 1 | 2 | 2 | 3 |
| 周辺防護区域 | 0 | 1 | 1 | 2 | 2 | 3 | 3 |
| 防護区域 | 1 | 1 | 2 | 2 | 3 | 3 | 4 |

評価表

| 数 値 | 色 |
|---------|---|
| 0 - 6 | 緑 |
| 7 - 15 | 白 |
| 16 - 25 | 黄 |
| 26+ | 赤 |

原子力規制検査における規制対応措置に関するガイド

(案)

(GI0004_r0)

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. 適用範囲..... | 4 |
| 3. 規制対応措置プロセス..... | 4 |
| 3.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング..... | 4 |
| 3.2 事案の深刻度の評価..... | 5 |
| 3.3 規制対応措置の立案..... | 6 |
| 4. 規制対応措置後の検査による対応状況等の確認..... | 7 |

1. 目的

本ガイドは、法令違反が特定された検査指摘事項等について、意図的な不正行為の有無、原子力安全への実影響の有無及び原子力規制委員会の規制活動への影響の有無を踏まえて、原子力規制庁において検査指摘事項等の深刻度を評価し、重要度及び深刻度を踏まえた規制対応措置（※1）を立案するための基本的な考え方及びプロセスを示したものである（図参照）。

規制対応措置は原子力規制委員会において決定されるものであり、原子力規制庁は本ガイドを適用して検査指摘事項等の深刻度の評価及び規制対応措置を立案することにより、この決定に資する。法令違反等の特定から規制対応措置の決定に至るまでのプロセスの明確化により、被規制者が法令遵守の重要性を認識し、違反に対する是正処置を迅速かつ適切に実施することが期待される。

- ※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。

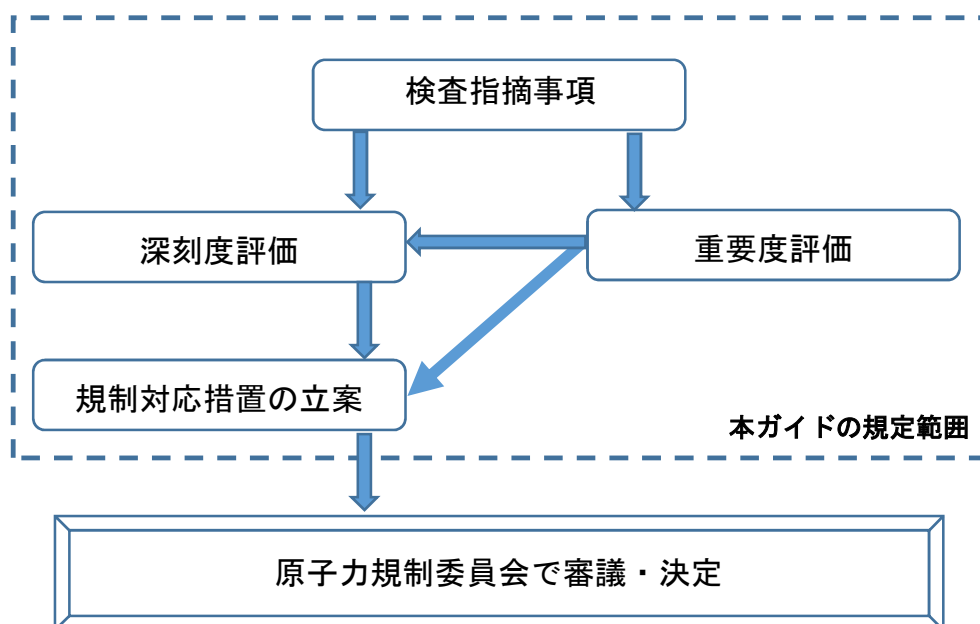


図. 規制対応措置の決定フロー

2. 適用範囲

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

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

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

3. 規制対応措置プロセス

規制対応措置の検討プロセスは、以下のステップで行う。

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

3.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング

原子力規制検査において検査指摘事項等を抽出した場合、原子力検査官は、重要度評価と並行して、以下の①～④の視点で情報収集等を行い、これらの視点で問題の有無を確認する。当該事項に対する重要度評価の結果も踏まえて、①～④のいずれかの視点において問題が確認された場合には、原子力検査官は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、当該部門において 3.2 の規制対応措置を立案する。

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

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

【規制対応措置のスクリーニング基準】

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

3.2 事案の深刻度の評価

3.1にて問題が確認された検査指摘事項等については、担当部門が検査評価室と協力して本ガイドに沿って深刻度の評価を行うが、必要に応じて重要度評価・規制対応措置会合（SERP）で評価することもできる。なお、特定された事案の多くはパフォーマンスの劣化を伴うものと考えられ、その場合には重要度評価に関するガイドに沿って重要度評価が行われることとなり、深刻度レベルの判断に当たっては、その重要度評価の結果を参考にする。

(1) 特定された事案の具体的な評価

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

a. 原子力安全又は核物質防護に実質的な影響を及ぼすものであったか

原子力規制検査における指摘事項及び法令等の違反により原子力安全又は核物質防護に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

b. 原子力規制委員会の規制活動に対する影響を与えたか

原子力規制検査の実施に必要な情報を提供しないこと、必要な設置等変更許可、工事計画認可等の申請を行わないこと、法令等に基づく報告や記録保存に重大な誤りがあること等により、原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

c. 意図的な不正行為があったか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可申請の内容や技術基準適合性の根拠等が率直かつ正確に情報提供されるという前提に基づいて行われるものであるため、情報の隠ぺい、記録の改ざん、虚偽報告など意図的な不正行為を含む法令違反に対しては、より強力な規制対応措置を講ずる必要がある。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。

(2) 違反の深刻度レベル

規制対応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、4段階の深刻度レベル Severity Level、略称：SL）によ

り評価を行う。ただし、パフォーマンスの劣化を伴う検査指摘事項等については、重要度評価に関するガイドに基づいた重要度評価により評価が行われ、その重要度評価の結果を参考に深刻度レベルを判断する。

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。

- 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。
- 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。
- 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。
- d. SLIV 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の、又はそうした状況になり得たものに適用する。
- 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。

3.3 規制対応措置の立案

規制対応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。

(1) 軽微

規制対応措置は不要であり、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。

(2) SLIV

以下の全てを満たしている SLIVについては、規制対応措置は不要とする。このため、原子力規制委員会への報告は四半期ごとの原子力規制検査の結果報告の際に併せて行う。

- 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。
- b. 当該検査指摘事項等が特定された後で速やかに法令要求等を満足する状態に回復している又はその見込みがある。
- c. 当該検査指摘事項等が不適切な是正処置又は予防処置の結果として再発したものではない。

d. 当該検査指摘事項等に意図的な不正行為は含まれない。

(3) SL I から SL III 及び SL IV (2) の場合を除く。

事業者規制対応措置を通知する。担当部門は、規制対応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、規定対応措置に該当する理由を明確に記載する。

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

【原子炉等規制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. 規制対応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。

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

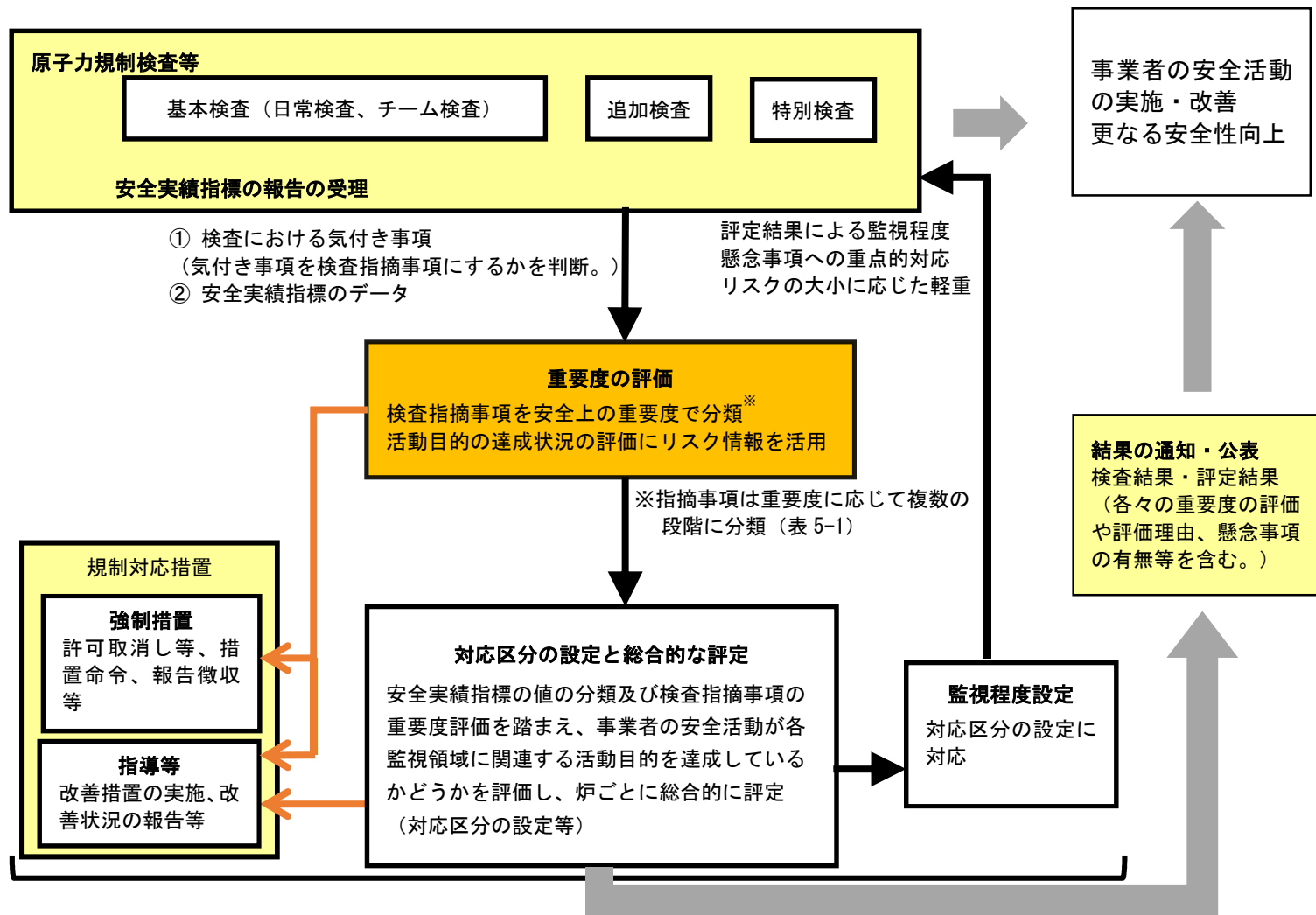


図 1-2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素（核燃料施設等）

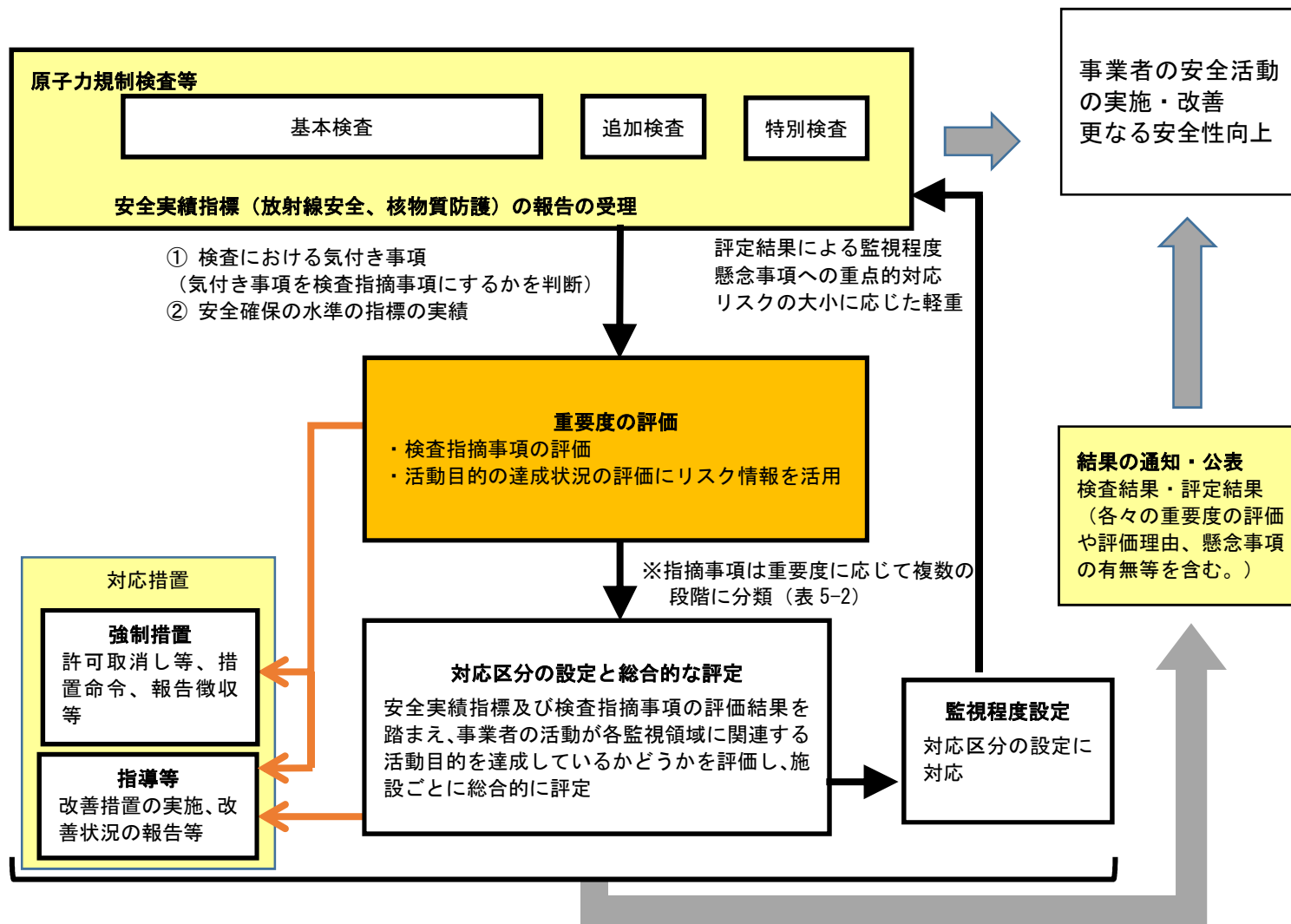


表 1 規制対応措置に関する主な法条文

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

表中のほか、法第 58 条第 3 項の原子力事業者等への廃棄の停止その他保安のために必要な措置の命令、法第 59 条第 4 項の原子力事業者等への運搬の停止その他保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な措置の命令、法第 60 条第 2 項の受託貯蔵者への貯蔵の方法の是正その他保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な措置の命令等がある。

○ 変更履歴

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

安全実績指標に関するガイド

(案)

(GI0006_r0)

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. 適用範囲 | 3 |
| 3. 定義 | 3 |
| 4. 安全実績指標の設定 | 4 |
| 5. 安全実績指標の受理及び手続 | 5 |
| 6. 安全実績指標の検証 | 5 |
| 7. 安全実績指標の変更 | 6 |
| 別紙1 安全実績指標 | 7 |

1. 目的

本ガイドは、原子力規制検査等に関する規則(令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。)第 5 条及び原子力規制等実施要領に基づき、各監視領域に関連する活動目的の達成状況を確認する安全活動に係る実績を示す指標(以下「安全実績指標」という。)の設定及び運用について定めたものである。

2. 適用範囲

本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。)第 57 条の 8 において規定される原子力事業者等^{*1}及び核原料物質を使用する者^{*2}(以下「事業者」と総称する。)に適用される。安全実績指標は、原子力規制検査等実施要領に基づき事業者から報告を受理する。

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

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

3. 定義

3.1 長期停止

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

3.2 安全実績指標

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

4. 安全実績指標の設定

4.1 安全実績指標設定の考え方

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

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

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

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

- (2) 測定可能なデータが存在し、安全実績の評価を可能とする基準が存在すること。
- (3) データは、適時に得られること。
- (4) 指標は、各々独立であること。
- (5) 指標は、事業者の安全確保に関する活動状況の劣化兆候が把握できること。
- (6) 指標は、事業者間の比較が可能なこと。また、可能な限り海外の指標とも比較が可能なこと。

4.2 安全実績指標の設定

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

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

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

5. 安全実績指標の受理及び手続

5.1 安全実績指標の受理

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

具体的には、事業者において、原子力エネルギー協議会(ATENA)が作成した「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」等に従い、安全実績指標データの収集、計算及び提出が行われる。

5.2 安全実績指標の公開(原子力規制委員会ホームページへの掲載)

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

6. 安全実績指標の検証

事業者から原子力規制庁に提供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、完全かつ正確に安全実績指標データを報告することが必要である。

一方、報告に対して不備があった場合は規制活動を妨げることとなり、それゆえに規制対応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、安全実績指標の検証のための検査ガイド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を求めている。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。

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 |
|-------------------------|---|----------|---------|----------|--|--|--|--|--------------------------------|
| 発生防止 | ①7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数 | 0~2.0 | >2.0 | >6.0 | >25.0 | ・過去 4 四半期間中の原子炉臨界 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） ・原子炉臨界時間 | ・四半期ごと ・評価期間は過去 4 四半期（1 年） |
| | ②7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数 | 0~2.0 | >2.0 | 設定なし | 設定なし | ・過去 4 四半期間中の原子炉臨界 7,000 時間（稼働率 80%/年相当）当たりの全出力の 5%を超える原子炉出力の計画外変化の回数。 ・緑／白のしきい値は、実績値の統計に基づく（平均値+2σ）。 | ・四半期ごとの運転時間に基づき過去 4 四半期の計画外出力変化発生回数の合計を 7,000 臨界時間に換算する。 【算定式】（注 1） 指標値 = (過去 4 四半期における計画外出力変化回数) / (過去 4 四半期における原子炉臨界時間) × 7,000 時間 | ○炉ごと ・計画外出力変動回数（5%以上） ・原子炉臨界時間 | |
| | ③追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数 | 0~1 | >1 | 設定なし | 設定なし | ・過去 4 四半期中通常のスクラム時の操作以外に追加的な運転操作が必要となった計画外スクラム回数。 ・緑／白のしきい値は米国と同じ。 | ・追加的な運転操作が必要となるのは NRC と同様の定義（IMC0308 Attachment 1）とする。 <PWR> 2 本以上の制御棒全挿入失敗、タービントリップの失敗等 <BWR> 冷態停止のための制御棒挿入の失敗、最初のトランジェント時の圧力制御の失敗等 | ○炉ごと （追加的な運転操作が必要となる計画外スクラム回数） | |
| 影響緩和 | ④安全系の使用不能時間割合 | | | | | | | | |
| | BWR ● 高圧注入系（高圧炉心スプレイ系（BWR-5）、高圧炉心注水系（ABWR）） ● 原子炉隔離時冷却系 ● 低圧注水系（格納容器スプレイ系） ● 非常用交流電源 ● 原子炉補機冷却水系・海水系 | 0~3.4 % | >3.4 % | >6.8 % | 設定なし | ・過去 12 四半期間中に発生した安全系の運転上の制限逸脱時間が過去 12 四半期間中の原子炉臨界時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））。 | ・過去 3 年間ににおける「原子炉臨界時間の合計」に対する「逸脱時間の合計」の比率を四半期ごとに定期的に評価する。 【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、サベイルズ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。 | ○炉ごと ・運転上の制限逸脱事象に基づく各「機能別の系」における逸脱時間 | ・四半期ごと ・評価期間は過去 12 四半期（3 年） |
| | PWR ● 高圧注入系 ● 補助給水系 ● 低圧注入系 ● 非常用交流電源 ● 原子炉補機冷却水系・海水系 | 0~3.4 % | >3.4 % | >6.8 % | 設定なし | | | ・原子炉臨界時間 | |
| 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 | ・過去 4 四半期に異常の影響緩和の機能を有する構造物、機器または系統の安全機能を妨げた、又は妨げる可能性のあった件数。（運転上の制限逸脱件数を安全系の機能故障件数と見なす。） ・緑／白のしきい値は、実績値の統計に基づく（平均値+2σ）。 | ・異常の影響緩和の機能を有する系統の運転上の制限逸脱報告件数を安全系の機能故障件数と見なす。 なお、重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱に該当する場合は、指標⑩を確認する。また、当初運転上の制限逸脱と判断したがその後の調査の結果運転上の制限逸脱でないことが明らかとなり運転上の制限逸脱の取り消しがなされた場合には機能故障件数には含めない。 | ○炉ごと ・運転上の制限逸脱発生件数 | | |
| 閉じ込めの維持 | ⑥格納容器内への原子炉冷却材漏えい率（基準値に対する割合） | 0~50.0 % | >50.0 % | >100.0 % | 設定なし | ・過去 4 四半期に保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合。 ・しきい値は米国と同じ。 | ・バリの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合。 【算定式】 指標値 = (月間最大原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の測定値) / (保安規定の運転上の制限値) × 100 <*>・BWR：総漏えい率 (m ³ /h)。 ・PWR：原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率 (m ³ /h) | ○炉ごと ・漏えい率測定値 ・運転上の制限 | ・四半期ごと ・評価期間は過去 4 四半期（1 年） |
| | ⑦原子炉冷却材中のよう素 131 濃度（基準値に対する割合） | 0~50.0 % | >50.0 % | >100.0 % | 設定なし | ・過去 4 四半期に保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素 131 濃度に関する運転上の制限に対する割合。 ・しきい値は米国と同じ。 | ・バリの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素 131 濃度に関する運転上の制限に対する割合。 【算定式】 指標値 = (月間最大放射能測定値) / (保安規定の運転上の制限値) × 100 | ○炉ごと ・濃度測定値 ・運転上の制限 | |

| | | | | | | | | | | |
|------------------|---------------------------------------|--|---------|--------|------|--|--|---|---|---------------------------|
| 重大事故等対処及び大規模損壊対処 | ⑧重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合 | 80.0%以上 | <80.0% | <60.0% | 設定なし | ・過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員が参加した割合。 ・しきい値は米国の訓練参加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及び大規模損壊対応に係る訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員数を分母とした参加人数の割合。 【算定式】 指標値 = (訓練における要員の参加数) / (訓練に参加が必要な要員数) × 100 | ○炉ごと ・訓練参加要員数 ・要員数 | ・訓練サイクルごと ・評価期間は過去1年以内 ・四半期ごと ・評価期間は過去4四半期(1年) | |
| | ⑨重大事故等対策における操作の成立性(想定時間を満足した割合) | 100~90.0% | <90.0% | <70.0% | 設定なし | ・過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間を満足した割合。 ・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。 | ・保安検査においては、重大事故等対策に係る所要の操作が想定時間内に終了するか確認。 ・過去1年以内(至近の訓練サイクル)の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間が設定されている件数に対する設定時間を満足した件数を評価する。 【算定式】 指標値 = (至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間を満足した件数の合計) / (至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間が設定されている件数の合計) × 100 | ○炉ごと ・作業時間 ・想定時間設定件数 | | |
| | ⑩重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数) | 3以下 | 4以上 | 設定なし | 設定なし | ・指標-⑤と同様の定義とし、評価対象を保安規定に定める重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱件数とする。 ・しきい値は指標-④と同じ | ・指標-⑤と同様の算定方法とし、保安規定に定める重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱件数を当該設備の機能故障件数と見なす。 | 指標-⑤と同様(重大事故等対処設備) | | |
| 放射線安全 | 公衆に対する放射線安全 | ⑪放射性廃棄物の過剰放出件数 | 1未満 | 1 | 2以上 | 設定なし | ・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4) ・事故件数 | ・年度ごと |
| | 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 | — | ・年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えた件数。 ・法令に定める「線量限度」未満の場合はなしとする。 | ・しきい値は法令(核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条)に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度(50mSv/年、100mSv/5年(*1))を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度(150mSv/年)を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度(500mSv/年)を超えた件数 ●女子の線量限度(5mSv/3ヶ月)を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度(2mSv)を超えた件数(*2) ●女子の内部被ばく(1mSv)を超えた件数(*2) (*1)5年間は平成十三年四月一日以後五年ごとに区分した各期間 (*2)妊娠の事実を知った後、出産までの期間が対象 ・本指標は上記の6つのデータ報告要素の件数を合算する。 | ○炉ごと又は施設ごと ・放射線線量 | |
| | 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 | — | ・年度期間中に法令に定める事故報告基準となる実効線量(5mSv)を超えた件数。 ・緑/白の基準値は報告の実績がないため、1件とした。 | ・しきい値は法令(実用炉則第134条等)に定める原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じた場合の実効線量(5mSv)の基準値を超えた件数に基づく。 | ○炉ごと又は施設ごと ・件数 | | |
| 核物質防護 | 核物質防護 | ⑭侵入検知器及び監視カメラの使用不能時間割合(立入制限区域及び周辺防護区域に設置されているものに限る。) | 0~0.080 | >0.080 | 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) |

(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「安全系のアンペアラビリティ」の評価期間に合わせた。

(注4) 「放射線安全」及び「核物質防護」については、実用発電用原子炉施設の場合は炉ごととし、核燃料施設等の場合は施設ごととする。

○ 変更履歴

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

参考：新たな検査制度の実施に向けた法令類の体系概要図

