

## 第31回検査制度の見直しに関するワーキンググループ 議事次第(案)

1. 日 時 令和元年12月17日(火) 14:00 ~ 16:00
2. 場 所 原子力規制委員会 13階会議室 D、E
3. 議 事
  - (1) 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイドについて
  - (2) 安全重要度評価プロセスに関するガイドの見直し等について
  - (3) 本格運用を見据えた課題の整理について
  - (4) その他
4. 配布資料
  - 資料1-1 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイドについて
  - 資料1-2 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド
  - 資料2-1 安全重要度評価プロセスに関するガイドの見直し等について
  - 資料2-2 安全重要度評価プロセスに関するガイド 試運用版
  - 資料2-3 安全重要度評価等に係る事務手順マニュアル(案)
  - 資料2-4 停止時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイドの更新 詳細リスク評価
  - 資料3 新たな検査制度における本格運用を見据えた課題について(事業者資料)

### <参考資料>

参考1 3条改正後の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」

(<https://www.nsr.go.jp/data/000187175.pdf>)

参考2 第20回原子力規制委員会資料6新たな検査制度(原子力規制検査)の実施に向けた法令類の整備(第一段階)及び意見募集の実施等について

(<https://www.nsr.go.jp/data/000279077.pdf>)

参考3 第31回原子力規制委員会資料3「新たな検査制度(原子力規制検査)の実施に向けた法令類の整備(第二段階)及び意見募集の実施について」

(<https://www.nsr.go.jp/data/000284795.pdf>)

# 検査気付き事項のスクリーニングに関する ガイドについて

# 1. スクリーニングに関するガイドの見直し

- 2019年3月4日付けr1版（第24回検査制度の見直しに関する検討ワーキンググループ資料）について、試運用における適用検討、及び、核燃料施設等への適用検討を踏まえて見直しを行う。

- ① 本ガイドについて、核燃料施設等にも適用することを明記
- ② 検査指摘事項とするか軽微とするかを判断する場合に用いる添付1の監視領域（小分類）の目的と属性に関する一覧表について、核燃料施設等に関する記述を追加
- ③ 添付2の軽微事例集の中で、核燃料施設等に関する事例を明確化し、一部記載を適正化

## 2. 軽微事例集についての対応方針

- 本ガイドに添付している事例集は、現状では基本的に米国の事例集からの引用であり、より我が国の実状に合うよう、試運用中に取り扱った事案等、我が国の事例を取り込んでいく方針を示している。これについて、現段階では試運用における気付き事項を蓄積中であり、本格運用においても継続し、これに対する判断を行い、軽微事例としての適否を精査していく。
- 上記の取り組みにより事例集を充実化する中では、判断が明確で有用なものに件数を絞り込むことも考慮し、以下の点から単純に件数を増やすことには注力せず、検査官ができる限り均一な判定ができるよう判断の要素や考え方を精緻化していくこととする。
  - 事例集は、検査で検出される事項を網羅するものでなく、一般的な状況での過去の判断の例であり参考資料の扱いである。
  - 個別具体的なケースでは類似事例であっても事例集とは逆の判断もあり得る。
  - 事例件数が増えれば、場合によっては、事例集との照らし合わせ作業に陥り、検査官自らの判断、検証を妨げるおそれも考えられる。

## 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド

試運用版

(GI0008\_r12)

## 1. 目的

本ガイドは、原子力規制検査等実施要領の2. 5 総合的な評価の(2) 評価における考慮事項において記載している検査気付き事項から指摘事項を抽出し、指摘事項の重要度評価 (核燃料施設等※において行う指摘事項の評価を含む。) に繋げるための基本的な考え方及び進め方をまとめたものである。

※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

検査において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判断(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、本スクリーニングを踏まえた指摘事項の重要度評価とは別に、対応措置運用ガイド(仮称)に基づき行政措置等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

事業者の活動状況の監視(=検査)により、原子力安全に関する活動について、その目的が十分に達成されておらず、安全な状態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

事業者の活動状況の監視により、原子力安全に関する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うえ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うえで、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などの運用上の体制も含むものである。

## ④ パフォーマンス欠陥

事業者が原子力安全を維持、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: パフォーマンス欠陥があるか？

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欠陥があるかどうかを以下の観点から調査・分析し、パフォーマンス欠陥がある場合には、次の工程に進むものとする。なお、パフォーマンス欠陥ではないとしても、新知見等として事業者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なか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、原子力安全を維持、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。
- 原子力安全の維持、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委員会において専門的知見を有する職員に見解を聴取する。
- 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。
- 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など、企図した活動がその企図に即して実施されているか。

(2) ステップ 2: 確認されたパフォーマンス欠陥は、活動目的を達成し、安全な状態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、そのパフォーマンス欠陥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なか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。

なお、事業者は軽微と分類されたパフォーマンス欠陥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。

- パフォーマンス欠陥は、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欠陥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。
- パフォーマンス欠陥は、事故等の防止の機能の一部が喪失するなどの安全上重大な事象につながる可能性が考えられるか。
- 確認されたパフォーマンス欠陥が是正されないままであれば、もっと安全上重大な問題をもたらす可能性があるか。
- パフォーマンスの欠陥は安全実績指標（PI）に関係し、その安全実績指標（PI）のしきい値を超える原因となるものか。

上述の検討に関する具体的な参考事例を添付 2 に示す。添付 2 に示す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、背景要因や発生環境、その他の要因を含めて考慮して判断するものとする。

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。



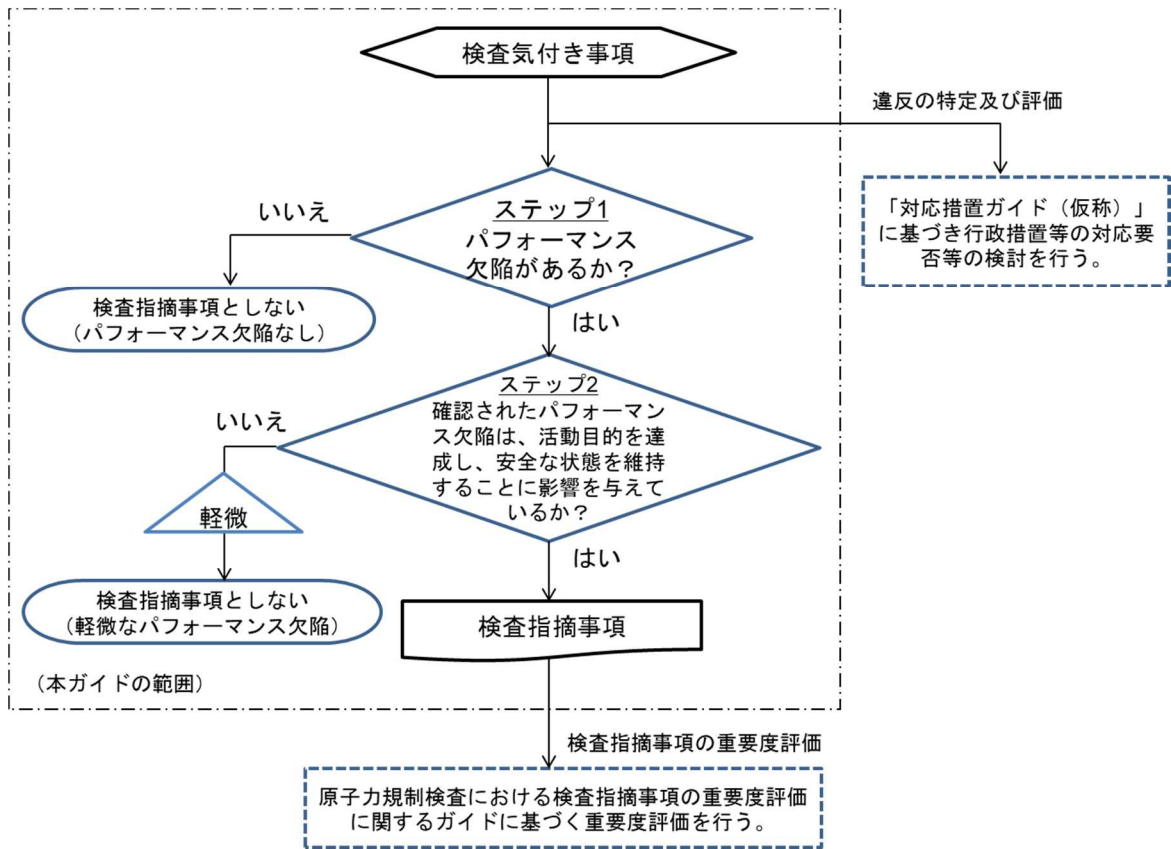


図1 気付き事項から指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

## 添付 41-1 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	可用性動作可能性、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、設備の可用性動作可能性、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	可用性動作可能性、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/ <u>可用性動作可能性</u> 、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、異常時およ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

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

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
目的	通常の商用原子炉の運転の結果として公衆の区域へ放出される放射性物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ー（RMS）（改造、較正、信頼性、 <u>可用性動作可能性</u> ）、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 RMSs 及び REMPs、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> ( <u>小分類</u> )	放射線安全－従業員に対する放射線安全
<u>目的</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。
<u>属性</u>	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 <u>可用性動作可能性</u> 、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)

<u>監視領域</u> ( <u>小分類</u> )	原子力施設安全－発生防止
<u>目的</u>	<u>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。</u>
<u>属性</u>	評価領域
<u>設計管理</u>	<p>○<u>当初の設計とプラントの改造</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>過剰な反応度の印加防止機能</u> (<u>高出力、中出力、低出力</u>) 制御棒ストップ機構、相互に独立な複数の系統</li> <li>・<u>炉心の形成機能</u> (<u>高出力、中出力、低出力</u>) 炉心支持構造物、燃料要素</li> <li>・<u>燃料を安全に取り扱う機能</u> (<u>高出力、中出力、低出力</u>) 核燃料取扱設備</li> <li>・<u>冷却材の循環機能</u> (<u>高出力、中出力、低出力</u>) 1次冷却系設備 (主循環ポンプ)、中間冷却系</li> <li>・<u>プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。)</u> (<u>高出力、中出力、低出力</u>) 反応度制御系、計測制御系</li> </ul>
<u>外的事象に対する防護</u>	<p>○<u>自然現象</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>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</u> による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響</li> </ul> <p>○<u>人為事象</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>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</u> による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響</li> </ul>

<u>構成配置管理</u>	<u>○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ</u> <u>・発生防止に係る安全機能の維持</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>○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</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>手順書の適切さ</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>ヒューマン・エラー</u>

---

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"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・安全設備上重要な関連機能[N1] (高出力、中出力) 非常用電源設備</li> <li>・(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</li> <li>・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</li> <li>・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）</li> <li>・原子炉圧力上昇緩和機能 (高出力、中出力) 逃がし弁</li> <li>・(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)</li> <li>・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[N2]</li> </ul>
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、</li> </ul>

	<p><u>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</u></p> <p><u>○人為事象</u></p> <p><u>・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</u></p>
<u>構成配置管理</u>	<p><u>○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ</u></p> <p><u>・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持</u></p>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<p><u>○動作可能性、信頼性、拡大防止</u></p> <p><u>・影響緩和に係る安全機能の性能への影響</u></p>
<u>手順書の品質</u>	<u>運転(事象後)手順書、保守及び試験(事象前)手順書</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>ヒューマン・エラー(事象後)、ヒューマン・エラー(事象前)</u>



監視領域 (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[N3]管、原子炉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 (燃料被覆管材の機能維持)
設計管理	物理特性試験、炉心設計解析 (熱的制限、炉心運転上の制限報告、再装荷解析) ・ 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、反応度原子炉制御系)、一次系水質管理、炉心構成配置 (装荷)
被覆材管のパフォーマンス	ルーズ・パーツ (共通原因問題)、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守 (異物混入防止 FME、燃料装荷、物理特性試験、容器組立、水化学、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 ・ (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[N4]供用期間中検査の結果
手順書の品質	日常 (定期) OPS[N5]/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	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[N6]

<u>ンス</u>	
<u>手順書の品質</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>
<u>属性</u>	<u>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）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○プラントの改造、構造健全性</u> <u>・放射性物質の貯蔵機能</u> <u>（高出力、中出力、低出力）液体及び固体の放射性廃棄物処理施設</u>
<u>構成配置管理</u>	<u>建屋バウンダリの保持</u>
<u>SSC 及びバリアのパフォーマンス</u>	<u>扉、ダンパ、ファン、シール、計装</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>EOPs、異常時およ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</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>
<u>属性</u>	<u>評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○プラントの改造、構造健全性</u> <u>・放射性物質の貯蔵機能</u> <u>（高出力、中出力、低出力）核燃料貯蔵設備</u>
<u>構成配置管理</u>	<u>系統の配置</u>
<u>SSC のパフォーマンス</u>	<u>ポンプ、弁、計装</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>EOPs、異常時およ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</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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 (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"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</li> <li>・工場等外部からの支援体制の構築の整備</li> </ul>
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"> <li>・設計評価事故を超える事故の拡大を防止する設備</li> <li>・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</li> <li>・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材</li> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・臨界事故の拡大を防止するための手順等</li> <li>・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</li> <li>・その他の事故に対処するための手順等</li> </ul>
要員のパフォーマンス	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>

<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>	<u>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。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>プラント施設／設備及び計装</u>	<u>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[N7]REMP[N8]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)</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>手順書 (プロセス RMS 及び放射線環境監視[N9]設備 REMP、放出測定 QC、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価)、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理 (予測サイト外被ばく、異常な放出、DOT [N10]パッケージ放射線制限、測定線量)</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>

<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>	<u>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。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>プラント施設／設備及び計装</u>	<u>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)</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>手順書 (HPT[N11]、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)</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>トレーニング (契約者 HPT 認定、放射線作業従事者訓練、習熟)</u>

## 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"> <li>・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）</li> <li>・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）</li> </ul>
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・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）</li> </ul>
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"> <li>・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</li> </ul>
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> <li>・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）</li> <li>・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</li> </ul>

<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>ヒューマン・エラー</u>
<u>監視領域 (小分類)</u>	<u>原子力施設安全－拡大防止・影響緩和</u>
<u>目的</u>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>設計管理</u>	<u>○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）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○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）</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>○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</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>○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</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>ヒューマン・エラー</u>

パフォーマンス

---

<u>監視領域 (小分類)</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	<u>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<u>ついて合理的な保証をもたらすこと。</u></u>
<u>属性</u>	<u>評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○施設の改造、構造健全性、運転設計</u> <u>・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計</u> <u>・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）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u> <u>○人為事象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備のシステム構成</u> <u>・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</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>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</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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 (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（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。
属性	評価領域
体制の整備	<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"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</li> <li>・工場等外部からの支援体制の構築の整備</li> <li>・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</li> </ul>
設備、資機材	<p>○重大事故等対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> <li>・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）</li> <li>・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、ボンベ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）</li> <li>・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）</li> <li>・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）</li> <li>・放射性物質の漏えいに対処するための設備</li> <li>・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</li> </ul>

<p><u>手順書の品質</u></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"> <li>・ <u>臨界事故の拡大を防止するための手順等</u></li> <li>・ <u>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</u></li> <li>・ <u>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</u></li> <li>・ <u>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</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</u></li> <li>・ <u>放射性物質の漏えいに対処するための手順等</u></li> <li>・ <u>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</u></li> <li>・ <u>大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る手順等</u></li> <li>・ <u>その他の手順</u></li> </ul>
<p><u>要員のパフォーマンス</u></p>	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>重大事故等時の再処理施設の挙動に関する知識の向上</u></li> <li>・ <u>要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育</u></li> <li>・ <u>実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等</u></li> <li>・ <u>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</u></li> <li>・ <u>夜間及び休日を含めて必要な要員の招集、定期的な連絡訓練</u></li> </ul>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被曝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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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）</u>



## 添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（MOX燃料加工施設）

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"> <li>・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）</li> <li>・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）</li> </ul>
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・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）</li> </ul>
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"> <li>・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</li> </ul>
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> <li>・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）</li> <li>・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</li> </ul>
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

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

<u>監視領域 (小分類)</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	<u>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。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○施設の改造、構造健全性、運転設計</u> <u>・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計</u> <u>・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）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u> <u>○人為事象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備のシステム構成</u> <u>・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</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>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</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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 (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	<p>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。</p>
属性	評価領域
体制の整備	<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"> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</li> <li>・ 工場等外部からの支援体制の構築の整備</li> </ul>
設備、資機材	<p>○重大事故等対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための設備</li> <li>・ 臨界事故の影響を緩和するための設備</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul>
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"> <li>・ 臨界事故の拡大を防止するための手順等</li> <li>・ 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</li> <li>・ その他の事故に対処するための手順等</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul>
要員のパフォーマンス	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重大事故等時の MOX 加工施設の挙動に関する知識の向上</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul>



<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被曝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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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）</u>



## 添付1-5 監視領域（小分類）の目的と属性（ウラン加工施設）

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> <p>・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）</p> <p>・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）</p>
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <p>・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> <p>○人為事象</p> <p>・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</p>
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> <p>・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）</p>
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> <p>・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</p>
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <p>・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）</p> <p>・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）</p> <p>・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</p>
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域</u> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全－拡大防止・影響緩和</u>
<u>目的</u>	<u>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。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>設計管理</u>	<u>○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</u> <u>・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）</u> <u>・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る設計（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u> <u>○人為事象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成</u> <u>・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）</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</u> <u>・安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）を有する設備の性能</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書</u> <u>・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等）</u> <u>・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等）</u> <u>・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>ヒューマン・エラー</u>

<u>監視領域 (小分類)</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	<u>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。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○施設の改造、構造健全性、運転設計</u> <u>・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計</u> <u>・換気系統（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u> <u>○人為事象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○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</u> <u>・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</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>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</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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 (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	<p>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。</p>
属性	評価領域
体制の整備	<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"> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</li> <li>・ 工場等外部からの支援体制の構築の整備</li> </ul>
設備、資機材	<p>○重大事故等対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための設備</li> <li>・ 臨界事故の影響を緩和するための設備</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul>
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"> <li>・ 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。）</li> <li>・ 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</li> </ul>
要員のパフォーマンス	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被曝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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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）</u>

## 添付 1 - 6 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設）

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、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"> <li>・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）</li> <li>・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）</li> </ul>
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・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）</li> </ul>
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"> <li>・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</li> </ul>
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> <li>・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）</li> <li>・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</li> </ul>
ヒューマン・パ	ヒューマン・エラー



<u>パフォーマンス</u>	
<u>監視領域</u> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全－拡大防止・影響緩和</u>
<u>目的</u>	<u>臨界、火災又は爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>設計管理</u>	<u>○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</u> <u>・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）</u> <u>・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る設計（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u> <u>○人為事象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成</u> <u>・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）</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</u> <u>・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</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書</u> <u>・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等）</u> <u>・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等）</u> <u>・外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>ヒューマン・エラー</u>

<u>監視領域 (小分類)</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	<u>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<u>ついて合理的な保証をもたらすこと。</u></u>
<u>属性</u>	<u>評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○施設の改造、構造健全性、運転設計</u> <u>・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計</u> <u>・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）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u> <u>○人為事象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備のシステム構成</u> <u>・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</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>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</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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 (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"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</li> <li>・工場等外部からの支援体制の構築の整備</li> </ul>
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"> <li>・設計評価事故を超える事故の拡大を防止する設備</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・臨界事故の拡大を防止するための手順等</li> <li>・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</li> <li>・その他の事故に対処するための手順等</li> </ul>
要員のパフォーマンス	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被曝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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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）</u>

## 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"> <li>・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）</li> <li>・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）</li> </ul>
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・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）</li> </ul>
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"> <li>・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</li> </ul>
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域 (小分類)</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	<u>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<u>ついて合理的な保証をもたらすこと。</u></u>
<u>属性</u>	<u>評価領域（キャスク、建屋等による閉じ込めの維持）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○施設の改造、構造健全性、運転設計</u> <u>・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）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u> <u>○人為事象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○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</u> <u>・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）</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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 (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	<p>○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"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</li> </ul>
設備、資機材	<p>○非常時の対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材</li> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・事故に対処するための手順等</li> </ul>
要員のパフォーマンス	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>

<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>	<u>貯蔵期間において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被曝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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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）</u>



## 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"> <li>・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）</li> <li>・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）</li> </ul>
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・臨界防止に係る安全機能の維持</li> </ul>
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"> <li>・臨界防止に係る安全機能を有する設備の性能</li> </ul>
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・臨界防止に係る手順</li> </ul>
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

<u>監視領域 (小分類)</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	<u>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<u>ついて合理的な保証をもたらすこと。</u></u>
<u>属性</u>	<u>評価領域（建屋等による閉じ込めの維持）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○施設の改造、構造健全性、運転設計</u> <u>・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計</u> <u>・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）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u> <u>○人為事象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成</u> <u>・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</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>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</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>

<u>監視領域</u> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全－非常時の対応</u>
<u>目的</u>	<u>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。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>体制の整備</u>	<u>○非常時の対策の実施組織及びその支援組織</u> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置</u></li> <li>・ <u>指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化</u></li> <li>・ <u>上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備</u></li> <li>・ <u>内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</u></li> </ul>
<u>設備、資機材</u>	<u>○非常時の対処設備及び資機材</u> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材</u></li> <li>・ <u>上記非常時の対処設備以外の非常時の対処設備及び資機材</u></li> </ul>
<u>手順書の品質</u>	<u>○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類</u> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>事故に対処するための手順等</u></li> </ul>
<u>要員のパフォーマンス</u>	<u>○教育、訓練</u> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>非常用設備及び事故時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></li> </ul>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被曝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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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）</u>

## 添付1-9 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）

<u>監視領域 (小分類)</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	<u>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 ることについて合理的な保証をもたらすこと。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域（廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時の閉じ込めの維持）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○施設の改造、構造健全性、運転設計</u> <u>・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放 射線防護上の措置を講じた設計</u> <u>・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）</u>
<u>外的事象に対す る防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u> <u>○人為事象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○埋設地による閉じ込めの維持に係る設備の構成</u> <u>・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</u>
<u>設備のパフォー マンス</u>	<u>地下水の水位等の監視設備等</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>異常時手順書等</u>
<u>ヒューマン・パ フォーマンス</u>	<u>手順書の遵守等</u>

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	<p>○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"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備</li> </ul>
設備、資機材	<p>○非常時の対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材</li> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・非常時に対処するための手順等</li> </ul>
要員のパフォーマンス	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用設備及び事故時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</li> </ul>

<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>	<u>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。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>トレーニング（技能者資格認定、放射線技能者のパフォーマンス）</u>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被曝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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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）</u>

## 添付1-10 監視領域（小分類）の目的と属性（令41条非該当使用者、核原料物質使用者）

<u>監視領域</u> <u>（小分類）</u>	<u>原子力施設安全－閉じ込めの維持</u>
<u>目的</u>	<u>物理的設計バリア（グローブボックス、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。</u>
<u>属性</u>	<u>評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）</u>
<u>設計管理</u>	<u>○施設の改造、構造健全性、運転設計</u> <u>・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計</u> <u>・換気系統（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）</u>
<u>外的事象に対する防護</u>	<u>○自然現象</u> <u>・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</u>
<u>構成配置の管理</u>	<u>○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</u> <u>・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</u>
<u>設備のパフォーマンス</u>	<u>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</u>
<u>手順書の品質</u>	<u>異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>



<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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>

<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>	<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>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>施設／設備及び計装</u>	<u>放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被曝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）</u>
<u>プログラム及びプロセス</u>	<u>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）</u>
<u>ヒューマン・パフォーマンス</u>	<u>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）</u>

## 添付2 軽微事例集

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。

## &lt;注意事項&gt;

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

事例を整理するに当たり考慮した一般的な取扱いの考え方は以下のとおり。

## 1. 記録の保持に関する事項

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

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

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

- ・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／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、または、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。

- ・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. ささいな寸法、時間あるいは図面の相違

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さら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。

- ・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、または、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。

- ・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、是正されなままシステムを運用に戻したり、システムを供用に復帰したりすることがない、
- ・進行中の作業であり原子力施設の設備、機器の運転及び機能に悪影響がない、など。

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

る。

- ・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、もしく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。

- ・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。

- ・機器の信頼性及び可用性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。

- ・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。
パフォーマンス欠陥	保安規定、若しくは、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、雨水をた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。
パフォーマンス欠陥	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。
パフォーマンス欠陥	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	<u>【核燃料施設】製造者での定期点検後の性能試験は、焼結炉安全確保に必要な事項の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</u>

	<p><u>ついてインタビュー等</u>を行ったところ、必要な試験は実施された<u>とのことであったがものの</u>、1台について試験記録が提示されなかった。<u>保守後性能試験の結果が提示され</u>なかった装置を含め、温度調節装置は<u>全て、</u>制御室の指示値<u>において把握は調節装置間で比較</u>が可能な状態であり、<u>った。</u>炉内温度計測値は要求された運転範囲内であった。<u>が、</u>記録の保管及び報告は、<u>事業者の保安規定での</u>中の管理対象とされていた。</p>
パフォーマンス欠陥	<p>一部の試験結果の<u>（記録）</u>が無かったことにより、保安規定に従った管理<u>（記録保持及び報告）</u>が<u>実施一部遂行</u>できなかった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>記録が無かった<u>調整装置</u>について再試験を<u>実施した</u>の結果、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場合。</p>
軽微とする場合	<p><u>たまたま記録はが保存されていなかったものの無かった事例であり</u>、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。</p>
事例 f	<p><u>【核燃料施設】</u>記録媒体の<u>水没に漏水</u>又は<u>焼失火災</u>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。</p>
パフォーマンス欠陥	<p>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。</p>
軽微ではないとする理由	<p>記録の損傷は激しく（例えば、判読不能）、当該記録の再構築できなかった場合。</p>
軽微とする場合	<p>妥当な方法でその記録を再構築できた場合。</p>

## 2. 事業者の管理上の要件／制限に関する事項

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



パフォーマンス欠陥	規制要求では、事業者は緊急時計画に従うことを要求しており、また、その計画には事業者は緊急事態等の宣言時は1時間ごとに地方自治体へ状況報告することを定められている。
軽微である理由	この1時間ごとの状況報告は規制要求ではなく、公衆の健康と安全に対する影響はなく、そして、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わけでもない。
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、あるいは、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。
<b>事例 d</b>	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。
パフォーマンス欠陥	シールの補修が事業者の手順書通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。
<b>事例 e</b>	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。
パフォーマンス欠陥	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、または室温が10℃を下回った。
<b>事例 f</b>	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、事前連絡無しで運転モードを変更した。
パフォーマンス欠陥	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また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無しに 2.7rem/年の放射線を被ばくした。この技術者、監督者及び HP 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。
パフォーマンス欠陥	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	これ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	<b>【核燃料施設】</b> 臨界安全管理に関する検査において、事業者による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。）との要求事項を満足していないことを確認発見した。
パフォーマンス欠陥	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、臨界事故が発生するおそれがあると判断された場合。
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	<b>【核燃料施設】</b> 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調査結果に対し、監査機関監査人が特定した調査結果について、 <del>は</del> 是正措置プログラムへの登録を怠った。
パフォーマンス欠陥	事業者は、自ら定める社内規定規程に違反して、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こと。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、外部監査人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 <del>人</del> 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或い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><u>【核燃料施設】</u> 検査官は、臨界安全管理に係る <u>検査安全評価</u> において、許認可申請書に記載された臨界安全管理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<del>た</del>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<u>について確認したところが</u>、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<u>って</u>、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><u>(注) 日本では、</u>⇒設工認の審査において、許可との整合性を確認しており、日本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>
パフォーマンス欠陥	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)外であった場合、あるいは、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場合。
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><u>【核燃料施設】</u> 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<u>おいて、</u>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<u>するかどうかしていないこと</u>を確認<u>できていない事例を確認</u>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<u>していたた</u>。</p>
パフォーマンス欠陥	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 <del>(適性確認を怠った)</del> であったこと。
軽微ではないとする理由	検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価に過誤があり、事業許可で見込んでいる評価上の不確かさ内にある等、評価結果が許認可の確認範囲内にあることを合理的に示すことができず、評価結果が適切でないと判断した場合。
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 <u>がを</u> 特定 <u>され</u> できなかった場合。
事例 l	<u>【核燃料施設】</u> 検査官は、加工施設のある工程において、事業者が核的制限値

	<u>の一つであるのうち減速度に影響する作業管理</u> の確認を怠っていたことを確認した。この核的制限値（この場合、減速度）の遵守に関しては、上流の工程における確認においては減速度の制限値からの逸脱は確認されなかった。事業者は、この上流の工程における減速度の確認をもって、下流に位置する工程の核的制限値の確認となっていた。
パフォーマンス欠陥	ある工程において、核的制限値（本件においては減速度） <u>に影響を及ぼす作業管理</u> の確認を怠ったこと。
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、 <u>核的</u> 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場合。
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、 <u>核的</u> 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	<u>【核燃料施設】</u> 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 <u>（大気中の水分等）</u> の侵入防止を、臨界防止に係る基本設計としている。
パフォーマンス欠陥	事業者は、当該工程への減速材 <u>（大気中の水分等）</u> 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 <u>こと。</u>
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 <u>（大気中の水分等）</u> 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場合。
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 <u>（大気中の水分等）</u> が実際に導入されることはなかった場合。
事例 n	<u>【核燃料施設】</u> 検査官は、 <u>事業者検査</u> の記録 <u>確認</u> 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 <u>等</u> 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。
パフォーマンス欠陥	事業者は、据付時に、許認可申請書 <u>等</u> に基づく検査（寸法確認）を怠った <u>こと。</u>
軽微ではないとする理由	事業者が許認可申請書 <u>等</u> 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 <u>等</u> 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 0	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、

	これは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。
パフォーマンス欠陥	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場合、及び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場合。
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	<u>【核燃料施設】検査官は加工施設において</u> 、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 <u>移設されており移動されず</u> 、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。
パフォーマンス欠陥	<u>防火に関連する許認可申請等</u> 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 <u>遵守義務付け</u> るとしているものの、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場合。
軽微とする場合	許認可 <u>申請書等可手続き</u> において、 <u>換気ダクトの設置が既設の火災用スプリンクラー設備消防法の設置基準からの逸脱に影響を及ぼすものではないことが説明され、<del>ついて</del>承認</u> 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	<u>【核燃料施設】</u> 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 <sub>6</sub> )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。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 <sub>6</sub> 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 <sub>6</sub> シリンダーの事故シーケンスにかかる評価内容をレビューした結果、UF <sub>6</sub> 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。
パフォーマンス欠陥	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 <sub>6</sub> 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	<b>【核燃料施設】</b> 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。
パフォーマンス欠陥	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場合。
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	<b>【核燃料施設】</b> 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。
パフォーマンス欠陥	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こと。
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場合。
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	<b>【核燃料施設】</b> <del>原子力規制委員会は、事業者に対し、放射線管理報告書を毎年4月1日から9月30日までの期間及び10月1日からその翌年の三月三十</del>

	<p>一日までの期間について作成し、それぞれ当該期間の経過後一月以内に原子力規制委員会に提出するよう義務付けている。事業者は、<u>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 箇所の環境大気測定地点から大気試料を収集しているが、このれを分析を解析するのを 2 週間怠っていたことが確認された。</u>事業者の社内規定で環境モニタリングプログラムは、大気試料を毎週観測し、解析することとしており、大気要求している。試料が入手できない場合でも、<u>他のその 2 箇所の大気測定地点からデータを手入して、解析を行うことは可能であった。大気試料は、他の複数の環境大気測定地点から事業者のプログラムが義務付ける要領で毎週収集された。</u>検査官は、<u>他地点の測定結果データのレビューに基づきいて、分析を怠っていた他の環境大気測定地点では問題の期間を通じて、非安全側の傾向望ましくない動向又は放射性物質核種濃度の上昇は検出されなかったことを確認指摘した。</u></p>
パフォーマンス欠陥	活動は、 <u>社内規定に原子力定める規制委員会の義務付ける要領で、手順に従って行われなかった。</u>
軽微ではないとする理由	大気観測モニタリングデータが回収不能であった又は、事業者は、 <u>分析を怠っていた期間問題の期間</u> にわたって、排出物放出に起因して環境公衆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記録を別途作成できなかった場合。
軽微とする場合	事業者は、 <u>放射線管理報告書を提出し、</u> モニタリング期間にわたって、 <u>保安規定に定める排出物放出限度及び公衆に対する線量を遵守できていた</u> ことが確認実証できた場合、 <u>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証拠はない</u> 場合。
事例 u	<u>【核燃料施設】検査官は、輸送に関する事業者検査の記録の確認レビューを通じて、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。</u>
パフォーマンス欠陥	保安規定において、 <u>基づく核物質に係るの輸送記録は、後 3-5 年間分の輸送記録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場合</u> ある。
軽微ではないとする理由	この過誤によりは、 <u>非保守的なものであり、作業人員が過剰被ばくする可能性をもたらした場合。</u>
軽微とする場合	この過誤は保守的なものであった又は、 <u>又はこの過誤は事務的なもの過失であり、作業員が過剰被ばくする可能性安全土垂がなかった要ではない</u> 場合。

## 3. ささいな寸法、時間あるいは図面の相違

<b>事例 a</b>	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。
パフォーマンス欠陥	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	計算耐震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。
<b>事例 b</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。
パフォーマンス欠陥	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。
<b>事例 c</b>	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。
パフォーマンス欠陥	手順書に沿った取組み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。
<b>事例 d</b>	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、是正処置を講じ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。



パフォーマンス欠陥	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付けられ使用された場合。
<b>事例 e</b>	
パフォーマンス欠陥	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。
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）
<b>事例 f</b>	
パフォーマンス欠陥	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。
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。
<b>事例 g</b>	
パフォーマンス欠陥	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繋がるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
軽微である理由	重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響が僅かであり、是正されなければ更に深刻なミスに繋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または機器の <b>可用性動作可能性</b> に合理的な疑いが生じる、または是正されなければ更に深刻なミスに繋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繋がるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
パフォーマンス欠陥	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	これは重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響が僅かであり、是正されなければ更に深刻なミスに繋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または機器の <u>可用性動作可能性</u> に合理的な疑いが生じる、または是正されなければ更に深刻なミスに繋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：上述の例「g」及び「h」は、設備が動作不能であることが軽微ではない事象となることの前提条件にはならないということを意図している。	

## 4. 重大ではない手順誤り

<b>事例 a</b>	安全関連のプラント・サービス水系ストレナーの間に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。
パフォーマンス欠陥	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、あるい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。
<b>事例 b</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。
パフォーマンス欠陥	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	これは手順上のミスで、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
<b>事例 c</b>	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。
パフォーマンス欠陥	試験手順書が守られなかった。
軽微である理由	これは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。
<b>事例 d</b>	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または緊急時ドリルが難しいという者もあった。
パフォーマンス欠陥	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	これは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。
パフォーマンス欠陥	プラント手順書で全ての機器にラベルを付けることが求められていた。
軽微である理由	安全上影響のない手順書要件違反である。運転員は図面を使用しており、弁の位置の特定に問題はなかった。
軽微でない場合	銘板の欠落で弁の操作ミスが発生した場合。
事例 f	ディーゼル発電機デイトンクの溶接接続部で少量の漏えいが発生し、燃料がディーゼル発電機室の床面にゆっくりと滴下した。保守作業員は漏えいを一時的に止めるためシール剤を使用し、最終的な補修を行うよう作業指示書に明記し、この補修は次回停止時に計画された。その後、シールが機能せず、再び漏えいが発生し、安全関連のソレノイドが燃料に浸る事態が発生した。事業者は仮補修で誤ったシール剤を使用したことに気付いた。
パフォーマンス欠陥	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、また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拘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。
パフォーマンス欠陥	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。
<b>事例 h</b>	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。
パフォーマンス欠陥	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	安全上の影響が殆どまたは全くない火災防護計画要件の履行違反である。これらの一時的な可燃物は安全上重要な設備に影響を及ぼさず、許認可ベースの要件に抵触しなかった。事業者は、火災ハザード解析の制限値を遥かに下回っていることを示すことができた。
軽微でない場合	火災の負荷が火災ハザード解析の制限値を逸脱した場合、これらの可燃物を含む信頼できる火災シナリオで安全上重要な設備に影響を受ける場合、これらの可燃物が許認可ベースの許容範囲ではない場合、また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。
<b>事例 i</b>	<b>【核燃料施設】</b> 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。
違反	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	<p>【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。</p>
パフォーマンス欠陥	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）の遂行を怠ったこと。
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す場合。
軽微とする場合	新旧版の違いが軽微である又は管理されていた。又は、変更によって、安全確保に必要な事項又は安全機能に悪影響が及ぶことはなかった場合。
事例 k	<p>【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。</p>
パフォーマンス欠陥	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、或い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	<p>【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。</p>
パフォーマンス欠陥	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場合又は、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場合。

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わかった場合、或いは、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ー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、フィルターの貫通（低差圧）又はフィルターの過負荷（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。
パフォーマンス欠陥	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	高性能フィルターの差圧管理は、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場合。
軽微とする場合	高性能フィルターの差圧管理は、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。
パフォーマンス欠陥	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場合。
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、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。
パフォーマンス欠陥	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場合。
軽微とする場合	識別タグによる管理が、原子力安全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	<u>【核燃料施設】</u> 検査官は、巡視点検時に、校正すべき期日を1日から数日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。
パフォーマンス欠陥	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、非安全側であった場合。
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、または、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、または、当該計測装置は、校正を行うべき管理の対象外であった。
事例 q	<u>【核燃料施設】</u> <del>検査官は、</del> 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 <u>規定規程に定める</u> <del>で示す</del> 管理値を超えていることが <u>確認された</u> を発見した。この施設における防火管理上の <u>規定</u> <del>手</del> <u>で</u> 手順書は、消火用スプリンクラー設備を設置しないこと <del>の</del> 条件として、可燃物の持ち込み量を社内規程に示す管理値に制限していた。
パフォーマンス欠陥	事業許可基準規則及び保安規定は、事業者には手順書の遵守を義務付けている。事業者は、可燃物の持ち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	可燃物の持ち込み量の制限は、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、 <del>又は</del> 代替緩和措置が <u>一切</u> 規定されていなかった、 <del>又は</del> 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 <u>ことのいずれかがと</u> 考えられる場合。
軽微とする場合	可燃物の持ち込み量の制限は、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、 <del>又は</del> 代替緩和措置が <u>一切</u> 規定されていなかった、 <del>又は</del> 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 <u>ことのいずれ</u>



	かがと考えられる場合。
事例 r	<p>【核燃料施設】検査官は、<u>事業所内に設置されている施設の可燃性の液体が貯蔵されているに用いられる</u>区域に、消防法上の要求と異なる消火設備が設置されていることを<u>確認明らかに</u>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>(※日本では、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>
パフォーマンス欠陥	事業許可基準規則は、想定する火災に応じた可搬型消火器の十分な能力及び適切な種類の火災剤を義務付けている。事業者は、可燃性液体の貯蔵に用いられる区域に、消防法上の要求と異なる消火設備を設置していなかった。
軽微ではないとする理由	当該区域には、大量の可燃性液体が貯蔵されており、事業許可では、当該区域に複数の火災の事故シーケンスが想定されていた場合。
軽微とする場合	当該区域に貯蔵される可燃性液体は、ごく少量である、事業許可の中で特定された区域には、起こり得る火災の事故シーケンスがない場合。
事例 s	<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<u>点検検査</u>を行わなかったことを<u>確認発見</u>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>
パフォーマンス欠陥	事業者は、事業者が事業認可申請書に <u>記載の中で約束</u> した、 <del>一</del> 消防法で義務付けられている可搬型消火器の定期検査を行うのを怠った。適用される消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で、管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。
軽微ではないとする理由	当該消火器は、定期検査で不合格になり、しかも、隣接区域には操作可能な他の消火器が設置されていなかった。
軽微とする場合	定期検査を実施したところ、当該消火器は、操作可能であることがわかった、又は当該消火器は、定期検査で不合格になったが、隣接区域には操作可能な消火器がもう一台設置されていた又は、消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で安全確保に必要な事項として規定されていない場合。
事例 t	<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>
パフォーマンス欠陥	事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられている要領で、溶接/切断作業に対する火気使用作業許可を取得しなかった。

軽微ではないとする理由	火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていなかった場合。
軽微とする場合	火気使用作業許可は取得されていなかったが、火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていた場合。
<b>事例 u</b>	<b>【核燃料施設】</b> 事業者は、放射性液体廃棄物モニターを適切に校正しない状態で、液体を環境に放出していた。
パフォーマンス欠陥	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場合。
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。
<b>事例 y</b>	<b>【核燃料施設】</b> 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。
パフォーマンス欠陥	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場合。
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又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）。
<b>事例 w</b>	<b>【核燃料施設】</b> <del>事業者の廃棄物管理担当者は、地上処分施設への</del> 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。
パフォーマンス欠陥	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）場合。 <del>こ</del>

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、記述され、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。
パフォーマンス欠陥	事業者の保安規定に基づく手順書類では、輸送容器検査を記録することを事業者が義務付けている。
軽微ではないとする理由	事業者は義務付けられている検査の実施を怠り、これによって、放射性物質の輸送に、適合しない容器が使用される結果になった場合。
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（即ち、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（即ち、容器の物理的状態が保たれていること、ガasket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、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 <u>評価判定</u> を怠った。
パフォーマンス欠陥	<u>外運搬規則において規制要件、日常業務の適合判定は、事業者に対し、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に向けて様々な行動を遂行するよう義務付けている。</u>
軽微ではないとする理由	当該容器が、 <u>評価日常業務の適合判定</u> を行わずにサイトから運び出された場合。
軽微とする場合	当該容器は <u>施設サイト</u> から運び出されず、その後完了された日常業務の <u>評価適合判定</u> では、欠陥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、 <u>固体廃棄物を作成する練り混ぜ用の廃棄物ドラム装置に内に</u> 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 <u>毎日確認試験</u> する機能試験を実施しなかった。
パフォーマンス欠陥	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。具体的には、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わかった。

軽微とする場合	その後完了した機能試験で、 <u>問題欠陥は一切確認発見</u> されなかった。
事例イ	<u>【核燃料施設】</u> 検査官は、安全機能を有する施設の校正記録の <u>評価レビュー</u> を通じて、 <u>事業者が</u> 施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていなかったことを発見した。
パフォーマンス欠陥	事業者は、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていなかった。 <u>規制要件は、事業者に対し、安全機能を必要に応じて遂行するための利用可能性及び信頼性の確保に向けて安全確保に必要な事項の設計、実行及び保守が行われるようにするための管理対象(作業管理システム)の実装を義務付けている。</u>
軽微ではないとする理由	その後の測定器は校正により、点検前状態は、所定の判定基準の範囲外であった又は、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 <u>検収</u> 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	<u>【核燃料施設】</u> 事業者は安全機能を有する施設である真空破壊装置 <u>がの動作不能を、</u> サーベイランス試験に合格しなかった <u>ことが報告され、(例えば、試験は実施されたが、稼働しなかった) ことによると申告した。</u> 検査官は追跡調査の結果、事業者は施設管理方針の実施又は許認可要件の遂行を <u>怠っていたことが原因であることがたと特定</u> 断定された。
違反	安全機能を有する施設が許認可及び施設管理方針の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 <u>可用性動作可能性</u> 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場合。
事例エ	<u>【核燃料施設】</u> 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。（原子力防災専門官の行う原子力防災資機材の保守点検状況の確認と重複）

違反	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、又は緊急時対応要員の利用可能な場所になかった、あるいは実際の緊急時に校正されていないダストサンプラー及び電子式線量計が使用されていた場合。
軽微とする場合	校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計は、事業所のどこでも利用可能であり、緊急時対応要員の利用可能な場所にあり、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。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。
事例オ	<b>【核燃料施設】</b> 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。
違反	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。
軽微ではないとする理由	緊急時対応組織内で固有の職務を果たす当該対策要員は、現行の資格訓練（又は教育、研修）を受けたことがなく、その職位には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていた場合。
軽微とする場合	緊急時対応組織内でこの職務を割り当てられた他の対策要員3人は、現行の資格訓練（又は教育、研修）を受けていた。この職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていなかった場合。
事例カ	<b>【核燃料施設】</b> 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

	<p>者は前回の隔年で行われる演習で特定された欠陥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ヵ月間にわたって未了扱いであった。</p>
違反	<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欠陥の是正を怠った。</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欠陥を是正する措置を講じなかった場合。</p>
軽微とする場合	<p>事業者は、欠陥を是正していたが、成果報告書を適切に反映していなかった、又は事業者は、操作が不十分であると判断された対策要員を（事業者が訓練証明書を提示できる）外部研修に派遣したが、対策要員の訓練記録の更新を怠った、若しくは操作が不十分であると判断された対策要員は、線量評価ソフトウェアについて正式な訓練を受けた他の対策要員と交代された、又は事業者は訓練を計画していたが、研修の参加機会がなく訓練は完了していなかった場合。</p>
事例 f	<p><u>【核燃料施設】再処理施設精製建屋において、廃液の処理運転の終了に伴い第2酸回収系設備の停止操作を行っていたところ、蒸発缶の液位が低下したため、蒸発缶へ加熱蒸気を供給する弁が閉止した。このため、蒸気発生器からの加熱蒸気が滞ったことにより、加熱蒸気の温度が高くなったため、インターロックが作動し、加熱設備が停止した。加熱設備は停止し、安全上問題はなかった。なお、本事象による周辺環境への影響はなく、作業員の被ばくもなかった。原因としては、蒸発缶液位の停止時目標位置が液位低設定値に対して余裕が小さかったことである。また、運転員は、運転手順書に従い蒸発缶液位の停止時目標液位に向けた低下操作を行っていたが、廃液供給量を低下させる操作と加熱蒸気量を低下させる操作について、液位を適切に低下させるための操作タイミングが運転手順書には明記されていなかったため、廃液供給量の低下に伴う液位低下の応答が遅いにも関わらず、廃液供給量の低下操作を継続した。また、この際加熱蒸気量の低下操作を行わなかった。</u></p>
<u>パフォーマンス欠陥</u>	<p><u>液位を適切に低下させるための操作タイミングが運転手順書に明記されていなかった。</u></p>
<u>軽微ではないとする理由</u>	<p><u>運転手順書の不備等があったもののインターロックが正常に作動した。</u></p>
<u>軽微とする場合</u>	<p><u>インターロックが作動せず、熱的制限値に至った場合</u></p>

## 5. リリース前の作業ミス等

<b>事例 a</b>	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、原因は技術者が元の設計の要求に気づかなかったことによる。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。
パフォーマンス欠陥	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、またはサイフォン・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
<b>事例 b</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。
パフォーマンス欠陥	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	これは進行中の作業で、安全上の影響はない。
軽微でない場合	系統を復帰した場合
<b>事例 c</b>	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。
パフォーマンス欠陥	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	これは進行中の作業で、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。
<b>事例 d</b>	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。
パフォーマンス欠陥	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。
<b>事例 e</b>	<u>【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、社内規定に定める適切な開封防止検知シールを適切な場所に取り付けなかった。</u>
パフォーマンス欠陥	<u>社内規定事業所外運搬規則において、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こと。</u>
軽微ではないとする理由	<u>当該容器は施設サイト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証拠が存在した場合、又は当該容器は、開封された事実が不明なまま証拠の有無に関係なく施設サイトから運び出された場合。</u>
軽微とする場合	<u>当該容器は施設サイトから運び出されず、容器が開封された事実は証拠はないことが確認されたかった場合。</u>
<b>事例 f</b>	<u>【核燃料施設】再処理施設前処理建屋（管理区域外）において、安全蒸気ボイラ A 号機の動作を定期的を確認するための運転を開始したところ、故障警報（不着火）が発報し、起動できなかった。再起動を試みたが、5 回目の起動操作でも故障警報が発報し起動できなかったため、安全蒸気ボイラ A 号機の故障と判断した。その後、保安規定に基づき、安全蒸気ボイラ B 号機の起動操作を行ったが、安全蒸気ボイラ A 号機と同様に故障警報が発報し起動できなかった。安全蒸気ボイラ B 号機についても、再起動を試みたが、3 回目の起動操作でも起動できず、安全蒸気ボイラの 2 台故障の可能性があることから、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」第 19 条の 16 第 3 号「使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める機能の喪失又は喪失のおそれ」に該当すると判断し、国に報告した。前日の弁交換後に LPG 置換をしていなかったことが原因であり、再起動操作および LPG 置換により復旧している。</u>
パフォーマンス欠陥	<u>保安規定で定める適用される状態において、設備に求められる状態（ボイラ 2 台を含む系列が運転可能）を満足していない。</u>
軽微ではないとする理由	<u>施設管理の運用上の不備があったものの、機器が故障していたわけではなく、復旧操作により設備に要求される時間内に起動できた。</u>
軽微とする場合	<u>機器故障で起動不能となり、設備に要求される時間内に起動できない場合</u>

## 6. 放射線障害に対する防護

一般スクリーニング基準：規制の枠組みでは、一連の放射線防護バリア及び防護措置（例：訓練、手順書、ALARA 計画書、放射線サーベイ、作業員のブリーフィング、区域の掲示、モニタリング要件など）の組み合わせにより、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欠陥があっても、健康と安全の防護の全体的な妥当性の低下は、一般的に極わずかである。しかしながら、複数のバリアの



パフォーマンスの欠陥、また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欠陥として分類される。これらは、個別の状況及びパフォーマンス欠陥の重要度に関する検査官の評価に基づいて判断する。	
<b>事例 a</b>	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。
パフォーマンス不足（活動の問題点）	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、及び、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。
<b>事例 b</b>	放射線検出装置（例えば、可搬型装置または固定式エリアモニター）の使用前に、サイト手順書で求められている適切な較正または応答検査を実施しなかった。
パフォーマンス不足（活動の問題点）	放射線検出装置の使用前に、適切な較正または応答検査を実施しなかった。
軽微である理由	再較正または応答検査を行った際に、装置のそのまま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ーの警報機能が達成された。
軽微でない場合	再較正または応答検査を行った際に、装置のそのまま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、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ーの警報機能が達成されなかった。
<b>事例 c</b>	放射線管理技術者が、十分な資格がない業務範囲を提供または作業を実施した（例えば、必要な作業資格認定が完了していなかった、または放射線管理技術者の経験が十分でなかった）。
パフォーマンス不足（活動の問題点）	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	その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、または誤りはあったが軽微だった。その放射線管理技術者が実

	施した作業（例えば、放射線サーベイおよびモニタリング）は、合理的レベルの放射線防護およびモニタリングだった。
軽微でない場合	その放射線管理技術者は、放射線リスクの高い作業で放射線サーベイおよ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。その放射線管理技術者が実施した作業は、合理的レベルの放射線防護およびモニタリングではなかった。
<b>事例 d</b>	高放射線区域（HRA）に不適切な立ち入りがあった（即ち、保安規定および発電所手順書に従っていなかった）。
パフォーマンス不足（活動の問題点）	事業者の職員が、HRA 内への立ち入り及び HRA 内での作業に関して、規定された放射線バリアおよび放射線防護措置を遵守しなかった。注：HRA への立ち入りに関するパフォーマンスの欠陥の他の例は、原子力規制庁が放射線の状況の重大性にに基づき評価する。
軽微である理由	その職員は、HRA への立ち入りを許可されており（例えば、放射線防護職員また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、またはレビューした）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 への立ち入りを許可されていなかった、HRA への立ち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、またはレビューしなかった）、HRA への立ち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、区域からの退去およ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、または物理的管理を無視した（例えば、施錠した高放射線区域を囲むバリアをバイパスした、または較正用線源のインターロックをバイパスした）
<b>事例 e</b>	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。
パフォーマンス欠陥	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なかったこと、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場合。

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、計画外の又は被ばくが個人に発生することはなかった場合。
<b>事例 f</b>	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ー）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。
パフォーマンス欠陥	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、サイトの手順書又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、校正又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場合。
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、校正又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。
<b>事例 g</b>	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。
パフォーマンス欠陥	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こと。
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場合。
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或いは軽微な判断ミスであった。また、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。
<b>事例 h</b>	検出可能な認可済み放射性物質を含有する機器等（例えば、工具）の実地調査が不十分だったために、この機器等は施設の放射線管理区域から搬出された。この工具は放射線モニタリングの対象でない放射線管理区域の境界外の区域で発見された。「汚染された」機器等は所有者管理区域を超えてオフサイトに搬出される可能性があった。
パフォーマンス欠陥	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場合。
軽微とする場合	搬出され、その後に発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、当該機器等には空間線量率の放射性物質が含まれるが、この線量率はバックグラウンドと区別ができないもので、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を下回ると結論された場合。
<b>事例 i</b>	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。
パフォーマンス欠陥	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こと。
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場合。
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。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場合。
<b>事例 j</b>	高放射線区域への不適切な立入りが発生した。
パフォーマンス欠陥	被ばく線量が ALARA になるようにすることを事業者が義務付ける規制要件を達成しなかったこと。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且つ、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ている若しくは、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だった又は超

	えた場合。
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）認識していたが、当該個人は誤った放射線作業許可証に基づいて立入りしており、正しい放射線作業許可証の指示を遵守した場合。
<b>事例k</b>	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。
パフォーマンス欠陥	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場合。
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。
<b>事例l</b>	検査官はウォークダウンを通じて、起こり得る大気汚染の制御に向けて取り付けられた、汚染の可能性のある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、エンクロージャの本来の用途、つまり、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。
パフォーマンス欠陥	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、追加が必要な、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場合。
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。
<b>事例m</b>	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。

パフォーマンス欠陥	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場合。
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、さらに、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、予備品及び燃料等）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。
違反	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されていない、あるいは協力体制、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であって、その履行や更新するのを怠った。
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。
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に、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）
事例 0	<u>【核燃料施設】再処理施設分離建屋の管理区域における高レベル廃液濃縮缶の温度計交換作業において、作業のための養生シート上に電離則による放射線管理区域区分（<math>\alpha</math>：0.4Bq/cm<sup>2</sup>、<math>\beta</math>（<math>\gamma</math>）：4Bq/cm<sup>2</sup>）を超える放射性物質の付着（最大<math>\beta</math>（<math>\gamma</math>）：約710Bq/cm<sup>2</sup>）を確認した。その後、付着した放射性物質の発生源の調査を進めたところ、高レベル廃液濃縮缶内の温度計保護管</u>

	<p>内へ高レベル廃液が漏えいしている可能性があることから、本件は「使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める機能の喪失」に該当するものと考え、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」第19条の16第3号に該当すると判断した。当該作業に従事していた作業員4名、放射線管理員1名および作業場所近傍で他の作業に従事していた作業員2名（計7名）に対して外部被ばく線量の確認を行った結果、当該作業に従事していた作業員のうち2名の外部被ばく線量は0.01mSvであり、法令で定める年間の線量限度である50mSvに比べて十分小さかった。また、温度計交換作業に従事していた作業員のうち1名に表面密度限度の10分の1（<math>\alpha</math> : 0.4Bq/cm<sup>2</sup>、<math>\beta</math> (<math>\gamma</math>) : 4Bq/cm<sup>2</sup>)未満の皮膚汚染が確認されたことから、除染措置を行った上で管理区域から退却した。放射性物質の内部取り込みはなかった。管理区域内の放射線状況に異常はなかった。漏えいが発生した箇所は、キャップの溶接線付近または上下のシーニング加工部の可能性は低く、キャップ部である可能性が高い。また、キャップ部に損傷が発生した原因は、要因分析に基づく調査の結果、析出物の発生が濃縮缶内の対流に影響し、想定した以上の濃縮缶下部温度の上昇が発生したことにより鍛鋼品であるキャップ部でトンネル腐食が発生したものと推定する。</p>
パフォーマンス欠陥	<p>作業のための養生シート上に電離則による放射線管理区域区分（<math>\alpha</math> : 0.4Bq/cm<sup>2</sup>、<math>\beta</math> (<math>\gamma</math>) : 4Bq/cm<sup>2</sup>）を超える放射性物質の付着（最大<math>\beta</math> (<math>\gamma</math>) : 約710Bq/cm<sup>2</sup>）があった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>計画外の被ばく・汚染が確認された。</p>
軽微とする場合	<p>適切な防護措置を行っており、計画外の被ばく・汚染も確認されなかった場合</p>

## 7. 施設管理

事例 a	<p>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指摘した。</p>
パフォーマンス欠陥	<p>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。</p>
軽微である理由	<p>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<del>可</del>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。</p>
軽微でない場合	<p>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。</p>

事例 b	<p>規定の時間内に定期的な評価を実行しなかったことを含む保全の有効性の監視に係る違反は、産業界の運転経験を考慮することを怠ることにつながる設備トラブルなど他の影響がない限り、殆どが軽微である。</p> <p>例：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。</p>
パフォーマンス欠陥	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僅かである。
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	<p>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実施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と指摘した。これらの機器が故障すると発電所の過渡事象また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。</p>
パフォーマンス欠陥	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また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	設備の性能には関係なかった。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または状態（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、また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または状態の効果的管理が実証できなかった。

## 8. 原子炉熱出力の制限

事例 a	99.9%定格熱出力で運転中、運転員はあらかじめ計画されていた給水ポンプの切替えを行った。運転員は、予期される 0.2%から 0.4%の熱出力上昇を考慮して当該切替えに先立ち定格熱出力より 0.5%下げることとする手順書の
------	---



	<p>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。</p>
パフォーマンス欠陥	<p>保安規定の違反であり、運転員は給水ポンプの切替え前の手順書の前提条件を遵守しなかった。なお、熱出力制限の違反は許認可条件に関連するものであった。この条件は守られていた。</p>
軽微ではないとする理由	<p>手順書の前提条件を遵守しなかったことにより定格熱出力を超過し、運転認可で禁止されている条件となった。この事案に関して軽微ではないものとする場合の他の要素としては、1) 運転員が、許認可の熱出力制限を超過したことを認識した際に即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させなかった場合、又は、2) 最大熱出力が安全解析の範囲外に到達した場合、が挙げられる。</p>
軽微とする場合	<p>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であり、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。そして運転員は熱出力が定格を超えたことを認識あと即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させた場合。</p>
<b>事例 b</b>	<p>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 時間および2 時間の平均炉心熱出力表示が両方とも定格熱出力ではない状態でユニットを運転した。運転認可に従って原子炉出力の監視およ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 秒毎に更新され、15 分間、1 時間、2 時間および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。この指針およ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>
パフォーマンス欠陥	<p>15 分間平均、1 時間平均および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ため、認可条件に係る違反である。</p>

軽微ではないとする理由	原子炉を定格熱出力以下で運転するという手順書の要求およ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繋がる可能性があった。
軽微とする場合	運転員が、15 分間平均の表示に基づきタイムリーで適切な出力調整を行ったにも関わらず、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タイムリーで適切な調整を実施した。
事例 c	定格熱出力の 99.5%で 90 分間継続して定常状態で運転した後、2 時間平均の熱出力を定格熱出力の約 100%まで増加するため、運転員が、熱出力を定格熱出力の 101.4%に上げて 30 分間維持する特別の操作を実施した。その後、2 時間平均熱出力 99.98%が確認された。このインシデントを通して、熱出力は原子炉安全解析の想定内であり（即ち、熱出力が未解析の領域に入らず）、安全制限値ではないことはなかった。
パフォーマンス欠陥	運転員が運転認可で禁じられた状態である定格熱出力超過まで熱出力を上げて維持する特別の操作を行い、認可条件に違反した。熱出力が定格熱出力を超えた時に、運転員は直ちに熱出力を定格熱出力以下に戻さなかった。
軽微ではないとする理由	熱出力を、定格熱出力ではないまで増加して維持する運転員の措置、および定格熱出力 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繋がる可能性があった。
軽微とする場合	運転員は、定格熱出力を超えていなかったが、代わりに、事業者が自ら課した要求または標準（例えば、熱出力限度を定格熱出力の 99.97%をとる運転の良好事例）を超えていた。

## ○ 変更履歴

No.	変更日	施行日	変更概要	備考
0	—	2018/09/03	制定	
1	2019/03/04	2019/03/04	一部改正	
2	<u>2019/12/17</u>	<u>2019/12/17</u>	<u>核燃料施設等の内容を追記</u>	
3				

# 安全重要度評価プロセスに関するガイドの 見直し等について

令和元年 12月 17日

# 1. 重要度評価に関するガイド等の見直し

- 検査指摘事項の重要度評価に係る手順等に関して、「重要度評価に関するガイド」に以下に関する事項を添付。

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

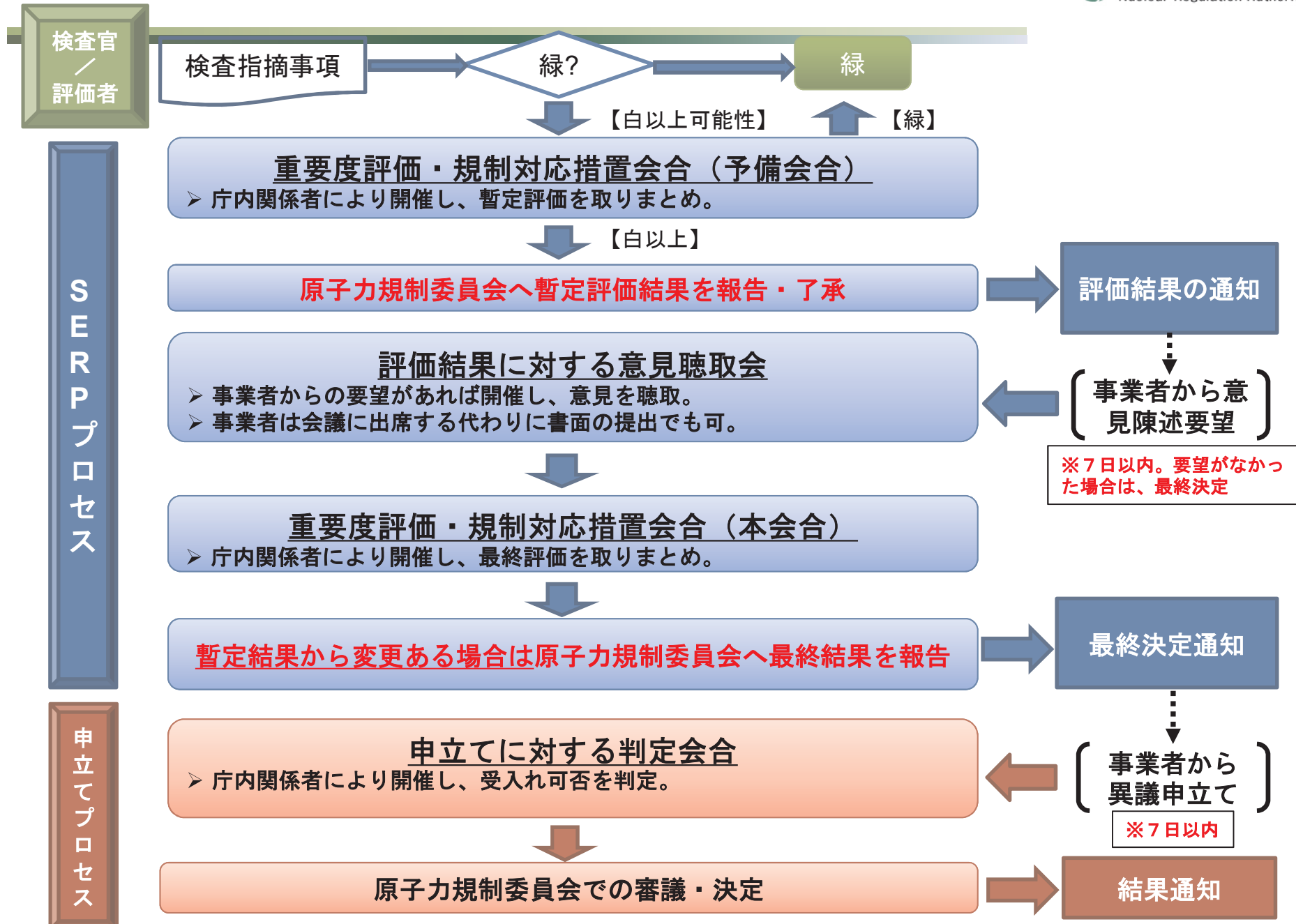
添付4：リスク評価担当者に求められる役割

- さらに原子力規制検査等実施要領に記載されている事項のうち、以下の項目にかかる事務手順については、今回提示する「重要度評価等に係る事務手順マニュアル」に規定。

- ・ 検査指摘事項の重要度評価
- ・ 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）
- ・ 総合的な評定
- ・ 総合的な評定の結果の通知及び公表

- 本資料は、検査指摘事項の重要度評価に関する手順と対応区分の設定に関して記載したもの。なお、総合的な評定に関しては前回WGで提示済み。

## 2. 検査指摘事項の重要度評価プロセス（添付2）



## 2. 検査指摘事項の重要度評価プロセス②

---

### ○規制対応措置の検討について

SERPにおいて原子炉等規制法に基づく規制対応措置を行うことが適当との結論に至った場合には、本会合で規制対応措置案を取りまとめ、原子力規制委員会に付議する。

なお、規制対応措置は申立てプロセスを経て重要度評価が確定した後に事業者に通知する。

### 3. 重要度評価の申立て制度について①【添付3】

#### (1) 申立てを受理できる要件

以下の項目のいずれかに当てはまる内容について申立てを受理することができる。

- ① 原子力規制庁による重要度評価の手順が、安全重要度評価ガイドと一致しない、または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などに関する原子力規制庁の認識に対し、意見聴取会において事業者より意見が述べられた、または、書面により意見が提示されたが、最終の重要度評価決定の際に考慮されていなかった場合。
- ③ 事業者が意見聴取会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、以下の場合に該当する場合に考慮される。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。
  - ・ 意見聴取会又は書面により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
  - ・ 新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすのが明らかである
  - ・ かつ整理が間に合わなかった理由について合理性がある

### 3. 重要度評価の申立て制度について②

#### (2) 申立てに対する判定会合

申立てが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「申立てに対する判定会合」を開催。判定会合においては、以下のいずれかの判断を行う。

- ① 事業者の申立てを棄却
- ② SERP報告書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

#### (3) 申立て手順

申立てがあった場合には、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を開催し、申立て内容の妥当性等について検討を行う。

申立てに対する決定については、原子力規制委員会で審議及び決定を得た上で、事業者に対し通知する。



## 4. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）①【マニュアル】

### （1）対応区分の評価基準

検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の分類に応じて、以下の評価基準に基づき対応区分を設定する。

#### <第1区分：追加検査なし>

- ・全ての安全実績指標が緑及び検査指摘事項がある場合にその全ての評価が緑

#### <第2区分：追加検査1>

- ・監視領域（大分類）において白が1又は2

#### <第3区分：追加検査2>

- ・一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1、又は
- ・監視領域（大分類）において白が3

#### <第4区分：追加検査3>

- ・監視領域（小分類）の劣化が繰り返し又は、
- ・監視領域（小分類）の劣化が複数又は、
- ・黄が複数又は、
- ・赤が一つ

## 4. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）②

### （２）対応区分の変更のタイミング

- 施設検査担当部門は、事業者から安全上重要な安全実績指標（PI）が提出された日及び検査指摘事項の重要度評価が最終決定した日において、第2区分、第3区分又は第4区分への対応区分変更について検討を行う。
- 第2区分、第3区分、第4区分への変更のタイミングは以下のとおりとする。
  - ・安全実績指標に関しては、該当する四半期初日から
  - ・検査指摘事項に関しては、出口会議で指摘事項とした日の四半期初日から
- 第2区分、第3区分、第4区分に設定された場合は、その要因となった状態の改善状況を追加検査により確認し、改善の効果が確認できた場合は、第1区分に変更する。なお、第1区分の変更日は、追加検査終了の通知の日までとする。

## 4. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）③

### （3）評価基準の対象となる期間の考え方

- 安全上重要（白、黄、赤）な安全実績指標が評価基準の対象となる期間は当該四半期の初日から終了日までとする。（第1四半期が「白」でも、第2四半期が「緑」であれば、追加検査が終了していなくても、第2四半期の入力は「緑」）
- 安全上重要な検査指摘事項の重要度評価結果（白、黄、赤）が評価基準の対象となる期間は、締め括り会議で指摘事項とした日の四半期初日から、追加検査終了の通知の日までとする。
- 評価基準の対象となった期間については、追加検査終了後も喪失しない。

#### <例>

- 第2四半期に提出された、第1四半期の安全実績指標の結果「白」2つであったことから4月1日から対応区分2となった。事業者は、第2四半期に追加検査1を受検し9月30日付けで対応区分1に復帰。
- 他方、第1四半期最終日である7月31日に出口会議で確定した検査指摘事項の重要度評価の結果、翌年の3月31日に「白」と最終評価された。
- この場合、評価基準の対象となる検査指摘事項は第1四半期初日となるため、「白」3つとなり4月1日から対応区分2。事業者は追加検査2を受検することが必要。

## 4. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）④c

### （4）対応区分変更に関する事業者への通知

- 施設検査担当部門は、対応区分が第2区分、第3区分又は第4区分に設定が変更された場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、事業者へ通知する。
- 追加検査が完了して第1区分に変更する場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、事業者へ通知する。

### （5）その他

- 安全実績指標の値の分類により評価基準の対象となった事象が検査指摘事項としても評価基準の対象になっている場合は、いずれかの分類の程度の大きいもののみを対象として取り扱う。
- 事業者から重要度の最終評価に対する申立てがなされた場合、申立てに対する判定が決定するまで対応区分の入力は保留される。
- 第4区分の設定や対応区分の設定が困難な事象については、SERPにおいて対応区分を検討する。

## 5. 重要度評価に関するガイドに関する今後の予定

---

### ○核燃料施設に関する重要度評価

附属書10として重要度評価に関するガイドに記載する。

## 参考：対応区分

	事業者の自律的な改善が見込める状態 (第1区分)	監視領域の軽微な劣化 (第2区分)	監視領域の劣化 (第3区分)	複数／繰り返しの監視領域の劣化 (第4区分)	許容できない管理状態 (第5区分)
評価基準	すべてのPI及び検査指摘事項の評価が緑	監視領域（大分類）において白が1又は2	<ul style="list-style-type: none"> <li>一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1</li> <li>又は</li> <li>監視領域（大分類）において白が3</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>監視領域（小分類）の劣化が繰り返し又は、</li> <li>監視領域（小分類）の劣化が複数又は、</li> <li>黄が複数又は、</li> <li>赤が一つ</li> </ul>	事業者が国民の健康と安全性の保護を確保するための活動を実施するまたはできるという妥当な確信が原子力規制委員会にない状況（施設の許認可、技術基準、その他規制要求または命令の違反が複数あり、悪化しているなど。）
規制検査	項目 基本検査のみ (事業者の是正処置)	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本検査</li> <li>追加検査1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本検査</li> <li>追加検査2</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基本検査</li> <li>追加検査3</li> </ul>	
	視点等 ・事業者の是正処置の状況を確認する	<ul style="list-style-type: none"> <li>パフォーマンスの劣化が認められた事業者の活動の中から追加検査項目を選定</li> <li>根本原因分析の結果の評価、及び、安全文化要素の劣化兆候の特定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>パフォーマンスの劣化が認められた事業者の活動と、関連するQMS要素の中から追加検査項目を選定</li> <li>根本原因分析の結果の評価、及び、安全文化要素の劣化兆候の特定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全体的な事業者の活動と、QMS要素の中から追加検査項目を選定</li> <li>根本原因分析の結果の評価、及び、安全文化要素の劣化兆候（第三者により実施された安全文化の評価を含む）の特定</li> </ul>	

# 安全重要度評価プロセスに関するガイド

試運用版

(GI0007\_r2)

原子力規制委員会  
原子力規制庁  
検査監督総括課

## 目 次

### 別 紙 :

- 別紙 1 指摘事項の定量的重要度の図示

### 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
- 添付 4 リスク評価担当者に求められる役割

### 附属書 :

- 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 2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に関する安全重要度評価ガイド
- 附属書 3 従業員放射線安全に関する安全重要度評価ガイド
- 附属書 4 公衆放射線安全に関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 8 メンテナンス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関する安全重要度評価ガイド



## 1. 目的

個別事項の安全重要度評価プロセスは、適用可能なリスク情報を活用し、原子力規制検査において各監視領域（小分類）に関連づけて検出された検査指摘事項の安全上の重要度を決定するものである。原子力規制検査においては、本ガイドを活用し、利用可能なリスク情報を用いて検査指摘事項の安全上の重要度について評価を行うこととする。

## 2. 本ガイドの適用について

- (1) 本ガイドの附属書に示される個別具体的な重要度評価は、原子力規制検査実施要領（内規）に基づく検査における指摘事項に対して適用する。検査における指摘事項とすらか判断するため、まず個々の検査における気付き事項について、パフォーマンスの不足／欠陥の有無に関する判断とマイナーを超えるものであるかどうかの判断によるスクリーニングを行う必要がある（これらの定義等については、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に示す）。違反事項であっても事業者のパフォーマンス不足／欠陥と関連しないものは指摘事項にならないので安全重要度評価は適用されない。さらに、意図的な法令違反がある等、安全上重要な事案が生じた場合であっても事業者のパフォーマンス不足／欠陥と関連しないものには安全重要度評価は適用されないが、そのような劣化状態については安全重要度評価とは別に、対応措置及び特別検査等の対応が図られることとなる。
- (2) 基本的な安全重要度評価の仕組みの原理原則は、事業者のパフォーマンス不足／欠陥は（検査指摘事項として文書化されるもの）は当該劣化状態の直接原因であるということである。劣化した状態（例えば、安全系のポンプの動作不能）それ自体は事業者のパフォーマンス不足／劣化ではなく、むしろ、事業者のパフォーマンス不足／劣化（例えば、不適切なメンテナンス手順）は劣化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不足／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。
- (3) 機器の故障また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は、初めに、事象対応型検査に関するガイドに従って、原子力規制庁スタッフにより調査される。この結果は、事象への対応またはフォローアップに当たって有用なリスク上の洞察を原子力規制庁職員に提供するかもしれないが、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。個別事項の安全重要度評価は、事象の期間中に現れる状態を含み、低下した事業者のパフォーマンスにより発生した劣化状態に対する安全上の重要度を評価するものであることから、原子炉の事象に関連する検査指摘事項は、本ガイド及び該当する添付資料と附属書に従い処理されるものとする。

### 3. 重要度評価区分の考え方

原子力規制検査における指摘事項については、その安全上の重要度を示す色付けが行われる。以下に示す定義（a～d）は、各色付けに対する定性的及び定量的な説明であり、添付1及び安全重要度評価に関する附属書に沿って評価を行う。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）および格納容器機能喪失頻度（CFF）で用いられる記号「△」は、低下した事業者のパフォーマンスにより発生した劣化状態の結果としてのCDF（又はCFF）と当該原子炉の通常のCDF（又はCFF）との差分を示す。言い換えれば、定量的な安全重要度評価手法は、低下した事業者のパフォーマンスにより引き起こされた劣化状態（検査指摘事項において明確にされる）から生じるリスクについて、ベースラインからの増加を評価している。指摘事項の定量的な重要度の説明図を別紙1に示す。

- a. 赤：安全確保の機能・性能への影響が大きく、施設の使用などが許容できない水準  
 $CDF > 10^{-4}$ （ $10^{-4}$ オーダー以上）  
 $CFF > 10^{-5}$ （ $10^{-5}$ オーダー以上）
- b. 黄：安全確保の機能・性能への影響があり、安全裕度の低下が著しい水準  
 $CDF \leq 10^{-4}$ （ $10^{-5}$ オーダー）  
 $CFF \leq 10^{-5}$ （ $10^{-6}$ オーダー）
- c. 白：安全確保の機能・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  
 $CDF \leq 10^{-5}$ （ $10^{-6}$ オーダー）  
 $CFF \leq 10^{-6}$ （ $10^{-7}$ オーダー）
- d. 緑：安全確保の機能・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  
 $CDF \leq 10^{-6}$ （ $10^{-7}$ オーダー以下）  
 $CFF \leq 10^{-7}$ （ $10^{-8}$ オーダー以下）

### 4. 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

原子力規制検査における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現地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。

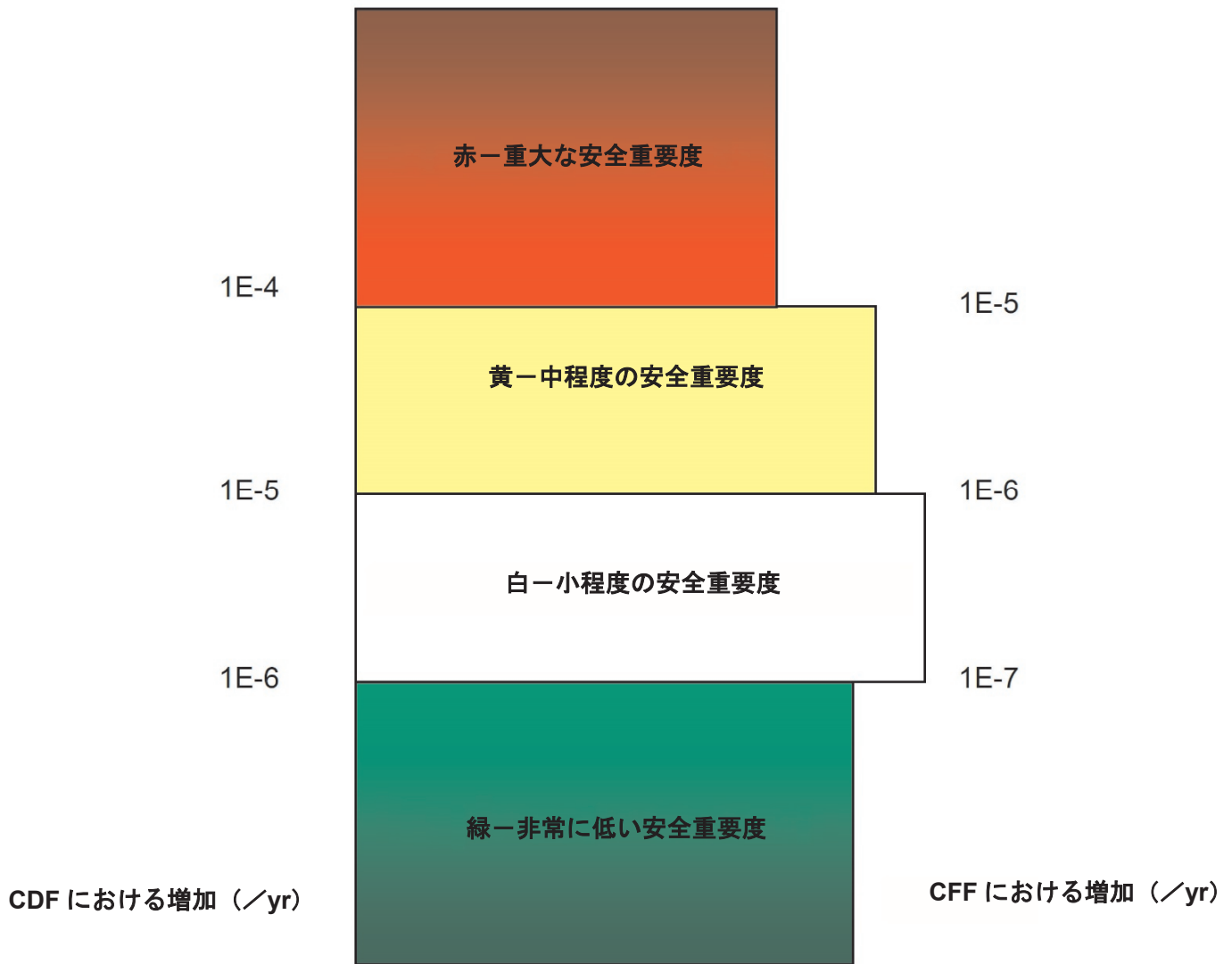
#### 4. 2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）

初期評価により、指摘事項が「緑」とであると判断されない場合については、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・対応措置会合において重要度の評価を行う。なお、同会合においては、規制対応措置ガイドに定める対応措置に係る深刻度についても検討を行う。

#### 4. 3 個別事項の安全重要度評価結果の事業者への提示

事業者が原子力規制庁による個別事項の安全重要度評価の結果については、最終決定の前に事業者に提示する。

別紙1：指摘事項の定量的重要度の図示



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

## ○ 変更履歴

No.	変更日	施行日	変更概要	備考
0	—	2018/09/03	制定	
1	2018/11/26	2018/11/26	全面的に改訂。	
2				
3				

## 添付 1 検査指摘事項の初期評価

1. 個別事項の安全重要度評価の対象となる入口条件
  - 原子力規制検査において、事業者のパフォーマンスの不足／欠陥が確認された事象で、マイナーを超えるものは指摘事項となり、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の不足／欠陥が確認された事象で、マイナーと判断されたものは指摘事項とならずの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
 

本添付文書に基づき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。

  - (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 当該指摘事項が確認された検査のプロセスで使用された関係文書と参考資料を記述する。
    - ② パフォーマンスの不足／欠陥があると判断された根拠、及び、マイナーを超えるものと判断された根拠を記載する。
    - ③ 劣化状態に関する事実関係、あるいはプログラムの弱点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、系統および機器（SSC）、および／または、トレイン、それらの関連機能、そして、安全性あるいはセキュリティに対する影響を記載する。プログラムの弱点の場合は、影響を受けたプログラムを記載するとともに、その弱点が安全性あるいはセキュリティ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プログラムの弱点の論理的な結び付きを記述する。
  
  - (2) 監視領域（小分類）の特定（表 2）
    - ① 当該指摘事項に基づく劣化状態又はプログラムの弱点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すべてチェック）
      - 発生防止
      - 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
      - 核物質防護（後報）
  
    - ② すべ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）が劣化状態あるいはプログラムの弱点による影響を受けたのかを確認する。

(3) 適用する安全重要度評価手法の選定 (表3)

- ① 影響を受けた監視領域(小分類)を確認した後、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へのルートが示されている場合、検査官は、状況に対する合理的な判断に基づき、適用する1つの安全重要度評価手法を確認すべきである。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、検査官および管理者は、状況に対する合理的な判断に基づいて初期に1つの監視領域(小分類)を特定すべきである。当該指摘事項が詳細なリスク評価につながる場合、検査官、リスク評価者、および管理者は、各監視領域(小分類)が合計のリスク評価に寄与した程度に基づいて、特定された監視領域(小分類)の再評価を行なうべきである。

原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイド 附属書：

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2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に関する安全重要度評価ガイド

附属書3 従業員放射線安全に関する安全重要度評価ガイド

附属書4 公衆放射線安全に関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8 メンテナンス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関する安全重要度評価ガイド

表 1－検査指摘事項の総合的な情報シート
<u>関係する文書と参考資料：</u>
<u>明確に示された検査指摘事項：</u>
<u>劣化状態あるいはプログラムの脆弱性についての事実関係の説明：</u>
<u>検査指摘事項を劣化状態あるいはプログラムの脆弱性に結び付ける論理的な関連性：</u>



表 2-劣化状態あるい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
<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原子炉冷却材漏えい、ならびに、インタフェース・システム LOCA に関する事項など) <input type="checkbox"/> B. 過渡事象の要因 (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) <input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断 <input type="checkbox"/> E. 外部事象の起因事象 (火災及び内部溢水に限定)	<input type="checkbox"/> A. 緩和システム <input type="checkbox"/> 崩壊熱除去機能の劣化 <input type="checkbox"/> 短期炉心冷却機能の劣化 <input type="checkbox"/> 一次系 (例、安全注入系 (PWR)、主給水系、HPCI、RCIC (BWR)、高压系、低压系) <input type="checkbox"/> 二次系 - PWR のみ (例、補助給水系、主給水系、ADV など) <input type="checkbox"/> 長期炉心冷却機能の劣化 (例、ECCS サンプ再循環、圧力抑制プールなど) <input type="checkbox"/> B. 外部事象緩和システム (地震／火災／溢水／異常気象の防護機能の劣化)。 <input type="checkbox"/> C. 反応度制御系の劣化 (原子炉保護系を含む) <input type="checkbox"/> 制御棒の誤動作 <input type="checkbox"/> 不注意による原子炉冷却系の希釈あるいは冷水の注入 <input type="checkbox"/> 反応度管理 (例、許可されている出力限度の超過)	<input type="checkbox"/> 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) 注意：漏えいなど、このほかの全ての RCS バウンダリに関する事項は、発生防止の監視領域において考慮される。 <input type="checkbox"/> B. 原子炉格納容器バリアの劣化 <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) <input type="checkbox"/> 熱除去、水素又は圧力制御システムの劣化。 <input type="checkbox"/> C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋、あるいは使用済燃料建屋のバリアの劣化。 <input type="checkbox"/> D. 使用済み燃料プール <input type="checkbox"/> 未臨界状態の維持 <input type="checkbox"/> 使用済燃料プールの水量および／または水温 (例、冷却) <input type="checkbox"/> 燃料取扱い

<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"/> 放射性廃液放出プログラム。 <input type="checkbox"/> 放射線環境モニタリングプログラム。 <input type="checkbox"/> 放射性物質管理プログラム <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あるい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は：

1. 公衆に対する放射線安全の監視領域の場合は、以下に進むのを止め、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、以下に進むのを止め、附属書 3 に進むこと。
3. 発生防止、影響緩和、閉じ込め維持、あるい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 のセクションを読み、「はい」あるいは「いいえ」の質問に答えること。A から D のセクションのすべ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（運転あるいは停止）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。

B. 停止、燃料補給、および強制停止：

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、あるいは劣化状態に関係しているか？

注意：附属書 6 は、燃料取替え、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」の場合は以下に進むのを止め、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（運転あるいは停止）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」の場合は以下に進むのを止め、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、消防隊不具合に関係しているか？

「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。

2. 検査指摘事項は、(1) 仮置可燃焼物、仮置発火源、あるいは高温作業を対象に対する火災の発生防止および管理統制について十分な実施を怠ったかどうか？ (2) 固定式の防火システム、又は、火災を封じ込める能力かどうか？あるいは、(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どうか？に関係しているか？

「はい」の場合は以下に進むのを止め、附属書 5 に進むこと。

「いいえ」の場合は以下に進むのを止め、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2-1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

## (1) 予備会合の実施について

- 予備会合は、検査指摘事項について「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。
- 予備会合の結果、指摘事項の重要度を「緑」かつ深刻度IVと決定した場合には、この評価が最終のものとなる。
- 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、安全重要度評価ガイドを用い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マニュアル（仮称）の様式に沿ってSERP評価書（仮称）を取りまとめる。
- 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。意見聴取会等を通じてさらなる情報を求める。

## (2) 予備会合における評価結果の通知

- 予備会合での重要度評価の結果、白、黄、赤、又は緑を超える場合には、事業者に対しSERP評価書と共に結果を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。
- その際、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旨も併せて通知する。
- 事業者への通知にあたっては評価結果について原子力規制委員会に報告することとし、結果を事業者に通知すること及び7日以内に事業者から意見を述べる機会の要望がなかった場合には最終的な重要度評価となる旨、了承を得る。

## (3) 重要度評価に対する事業者からの意見聴取

- 予備会合の重要度評価結果に対して、事業者から意見を述べることを要求された場合には、公開の意見聴取会を開催する。なお、通知をしてから7日以内に意見を述べる機会の要求がなかった場合には、当該重要度を最終評価とする。

#### (4) SERP 本会合について

- 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SERP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。
- 最終的な重要度の評価については、事業者に対してSERP評価書と共に書面により通知する。
- なお、事業者への通知にあたっては評価結果について原子力規制委員会に報告することとし、結果を事業者に通知すること及び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了承を得る。

### 3. 規制対応措置の検討について

SERPにおいて原子炉等規制法に基づく規制対応措置を行うことが適当との結論に至った場合には、本会合で規制対応措置案を取りまとめ、原子力規制委員会に報告する際、規制対応措置案を付議する。なお、原子力規制委員会で決定した規制対応措置は重要度評価が確定した後に事業者へ通知する旨、了承を得る。

### 4. SERPにおける検討期間について

本プロセスにおける検討期間については、現地検査官が緑より大きい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おおむね90日程度を目途に最終的な重要度評価の通知を行うべく、検討の計画を行う。

### 5. 最終決定に対する申立て

SERPによる重要度の最終の結果を書面により通知された後、事業者は、別途定める手順により本決定に対して申立てを行うことができる。

## 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原子炉等規制法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制庁は施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、事業者等に対する追加検査等の要否等を判断することとなる。

このため、緑を超える又は追加対応のあ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共に、規制対応措置に関する検討を行うため、重要度評価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

重要度評価ガイドに基づき、以下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について
- (2) 重要度評価結果に基づく規制対応措置の案について
- (3) 対応区分の変更について（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、会合の主査は、必要に応じて構成員を追加することができる。

- 施設検査担当管理官（主査）
- 検査監督総括課長
- 検査監督総括課検査評価室長

## 添付3：重要度評価の申立て制度

## 1. 目的

本文書は、「白」、「黄」、または「赤」とされた検査指摘事項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示すものである。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。

- 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欠陥を明確にし、指摘事項が緑を超える可能性があると判断している。検査官及び評価担当者は、適切な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」、または緑を超える）を評価している。
- ② 暫定的に評価された指摘事項について、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、それには事業者が意見聴取会等の場において意見を述べるができる機会があることを提示している。
- ③ 事業者が、意見聴取会の開催又は書面での提出により追加的な情報を提供することを選んだ場合は、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どうか検討を行う。
- ④ 原子力規制庁は、最終的な重要度評価の結果を説明し、事業者が提供した追加的な情報や意見に幅広く対応した最終的な評価結果を通知する。
- ⑤ なお、原子力規制庁が事業者に対し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。

## 3. 申立てを受理できる要件

上記の前提が満足されている場合、以下の項目のいずれかに当てはまる内容について申立てを受理することができる。

- ① 原子力規制庁による重要度評価の手順が、安全重要度評価ガイドと一致しない、または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などに関する原子力規制庁の認識に対し、意見聴取会において事業者より意見が述べられた、または、書面により意見が提示されたが、最終の重要度評価決定の際に考慮されていなかった場合。
- ③ 事業者が意見聴取会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、以下の場合に該当する場合に考慮される。
- ・意見聴取会又は書面により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
  - ・新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすのが明らかである
  - ・かつ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 3-1 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 事業者の申立てを棄却
- ② SERP 報告書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

##### (1) 申立てプロセス

- 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。
- 申立てに対する判定会合の結果、3. ②と判断された場合には、SERP 報告書の記載の修正について検討を行う。
- 申立てに対する判定会合の結果、3. 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。

##### (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 SERP 評価書（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。



別紙 3 - 1

## 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、事業者等は原子力規制委員会に対し申立てを行うことができる。

このため、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

重要度評価ガイドに基づき、以下事項について検討をおこなう。

- (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について
- (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について
- (3) その他

## 3. 会合の構成員

以下のとおりとする。会合の主査は、申立ての内容等に応じて構成員又は説明者を追加する。

## ○構成員

- ・ 検査担当指定職（主査）
- ・ 検査監督総括課長
- ・ 施設検査担当管理官
- ・ 検査評価室長
- ・ 法令担当職員

## 添付4：リスク評価担当者の求められる役割

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スタッフをサポート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安全基盤 Gr 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

- 原子力規制庁のリスク情報に基づいた規制活動全般をサポートし、原子力規制庁の使命の達成に貢献する。
- 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

- 定量的および定性的な評価手法と適用可能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
- 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、および関連情報の概要を含む SERP 評価書を取りまとめる
- リスク情報に基づいた効果的な意思決定をサポートするために、安全性の重要度評価に基づいて、提案または推奨事項を 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

- リスク情報を使用した検査計画およ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。
- 現地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

- 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。
- 重要度評価関連のガイドラインの改善、関連する添付ファイルと付録、その他の ROP 関連の検査マニュアルと検査手順の改善に係る検討に参画する。
- 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。

安全重要度評価等に係る事務手順マニュアル  
(案)

令和〇年〇月〇日  
検査監督総括課

## 目 次

## 1. 目的

本事務手順マニュアルは、原子力規制検査等実施要領に記載されている事項のうち、以下の項目に係る具体的な事務手順を定めたものである。

- 2.3 検査指摘事項の重要度評価
- 2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）
- 2.7 総合的な評価
- 2.8 総合的な評価の結果の通知及び公表

## 2. 検査指摘事項の重要度評価

検査指摘事項に重要度評価に係る重要度評価に関しては、原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイドに定められている事項の他、以下の事務手順に沿って実施する。

### 2. 1 SERP 予備会合の実施及び SERP 評価書の項目

#### (1) 会合の準備

- 施設検査担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合において暫定的な重要度評価及び対応措置案を検討するため、予備会合を開催する前に様式 2-1 により SERP 評価書案を作成する。SERP 評価書は検査評価室が取りまとめる。
- 予備会合においては、施設検査の担当者が検査指摘事項の概要を説明し、評価担当者が重要度の評価結果についての説明を行う。
- 施設検査担当管理官が、事業者に対して原子炉等規制法に基づく保安規定変更命令等の行政処分が必要と判断する場合には、予備会合において規制対応措置案についての検討も行う。

#### (2) 会合の実施及び結果の通知

- 施設検査担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合において SERP 評価書案等に基づき事象及び検査指摘事項の概要並びに重要度の評価結果に関して説明を行う。
- 施設検査担当部門は、SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について様式 2-2 に SERP 報告書を添付の上、事業者等に通知する。併せて、以下についても通知する。
  - ・ 通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内に書面により意見聴取会の開催を要求できること
  - ・ 意見聴取会の開催を要求するかわりに書面により意見を提出することができること
  - ・ 期限までに回答がない場合は、通知のあった日付でこの暫定評価が最終的な重要度評価となること。
- 施設検査担当部門と検査評価室は、事業者等への通知を行うこと及び SERP 予備会合の結果について原子力規制委員会に報告し了承を得る。

### 2. 3 意見聴取会の実施

- 施設検査担当管理官は、意見聴取会を主催することとし原則として SERP 構成員が出席する。なお、検査評価室は会合の庶務を担当する。

### 2. 4 SERP 本会議

#### (1) 会合の準備

- 施設検査担当部門と検査評価室は本会合の前に、意見聴取会における事業者からの意見又は新たな情報に関して評価を行い、SERP 評価書を変更する必要があるかどうか検討を



おこなう。

- 施設検査担当部門は、事業者に対して原子炉等規制法に基づく保安規定変更命令等の行政処分が必要と判断する場合には対応措置案を取りまとめ、会合が始まる前までに法規部門との調整を行うものとする。
- 施設検査担当部門は、規制対応措置案について SERP 本会合までに法規部門との調整を行う。

#### (2) 会合の実施及び結果の通知

- 施設検査担当部門及び検査評価室は、SERP 本会合において SERP 評価書の変更部分及び変更理由並びに事業者の意見に対する見解を中心に説明を行う。施設検査担当部門は、同会合において対応措置案について説明を行う。
- 施設検査担当部門及び検査評価室は、会合における議論を踏まえ最終的な SERP 評価書を作成し、SERP 構成員の了解を得る。
- 施設検査担当部門は、SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について様式 2-3 に SERP 報告書を添付の上、事業者等に通知する。併せて、評価結果について不服がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内に、施設検査担当部門宛【P】に書面により申立てを行うことができる旨、通知する。
- 施設検査担当部門と検査評価室は、事業者等への通知を行う前に、SERP 本会合の結果について原子力規制委員会に報告する。

### 2-5 申立てのプロセス

#### (1) 会合の準備

- 施設検査担当部門と検査評価室は、事業者からの申立てがあった場合には、申立てに対する判定会合で審議を行うための決定書案を作成する。

#### (2) 公開会合の実施

- 施設検査担当部門と検査評価室は、判定会合の実施に先立ち、事業者から申立ての内容について直接聴取するため公開会合を実施する。会合の庶務は、検査評価室が担当する。

#### (3) 判定会合及び SERP の実施

- 施設検査担当部門及び検査評価室は、決定書案について説明する。判定会合終了後、議論を踏まえて最終的な決定書を作成し構成員の了解を得る。
- 施設検査担当部門及び検査評価室は、判定会合の決定に基づき、必要があれば SERP 報告書の修正案を作成する。
- SERP 報告書の修正がある場合には、SERP 会合を開催し、修正案について検討を行うものとする。

#### (4) 原子力規制委員会における審議

- 施設検査担当部門及び検査評価室は、決定書及び SERP 報告書（修正がある場合に限る。）を原子力規制委員会に報告し、了承を得る。
- 施設検査担当部門は、様式 2 - 4 に決定書及び SERP 報告書（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。

## 様式 2-1 SERP 評価書

### 原子力規制検査における指摘事項に関する安全重要度の評価結果 (SERP 評価書)

#### 1. 検討経緯

令和〇年〇月〇日、〇〇において基本検査を実施していたところ〇〇に関する事象を現地検査官が確認。当該事象について〇月〇日に「緑」を超える指摘事項であると判断された。そのため、原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイドに基づき、重要度及び深刻度レベルを評価するため安全重要度評価・規制対応措置会合（SERP）等を開催した。

#### 2. SERP 及び意見聴取会の開催日程等

##### (1) SERP 予備会合

- ・日 時：
- ・場 所：
- ・出席者：

##### (2) 意見聴取会等

- ・日 時：
- ・場 所：

※書面にて意見が提出された場合又は意見陳述の要望がなかった場合は、その旨記載する。

##### (3) SERP 本会合

- ・日 時：
- ・場 所：
- ・出席者：

#### 3. 安全重要度評価/深刻度レベル

SERP での審議の結果、安全重要度を「〇」/深刻度レベルを「〇」と評価する。

#### 4. 重要度評価等の詳細

別紙のとおりである。

<別紙>

件名	
安全重要度/ 深刻度レベル	
監視領域	
安全重要度の 評価結果の概 要	
指摘事項の説 明	
重要度評価の 判定	[パフォーマンス欠陥]  [スクリーニング]  [重要度評価]  [深刻度評価]

様式 2 - 2 暫定評価の通知文

番 号  
令和〇年〇月〇日

〇〇会社  
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部  
安全規制管理官（〇〇担当）

令和〇年度原子力規制検査における重要度の暫定評価について

核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第61条の2の2に基づく原子力規制検査において、令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の安全重要度を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。

この暫定評価について意見がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して7日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により意見聴取会の開催を要求することができます。なお、意見聴取会の開催を要求するかわりに書面により意見を提出することができます。

なお、期限までに回答がない場合においては、通知のあった日付でこの暫定評価を最終的な重要度評価といたします。

様式 2 - 3 最終評価の通知文

番 号  
令和〇年〇月〇日

〇〇会社  
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部  
安全規制管理官（〇〇担当）

令和〇年度原子力規制検査における重要度等の評価について

核燃料物資、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第61条の2の2に基づく原子力規制検査において、令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の安全重要度を別紙のとおり評価したので結果を通知します。

この評価結果について不服がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して7日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により申立てを行うことができます。

様式 2 - 4 判定結果の通知文

番 号  
令和〇年〇月〇日

〇〇会社  
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部  
安全規制管理官（〇〇担当）

重要度評価に関する申立てに対する決定について

原規〇号において通知した令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度評価に関する申立てについて、別紙のとおり決定したので通知します。

### 3. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）

#### 3-1 対応区分の評価基準

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

##### <第1区分：追加検査なし>

- ・全ての安全実績指標が緑及び検査指摘事項がある場合にその全ての評価が緑

##### <第2区分：追加検査1>

- ・監視領域（大分類）において白が1又は2

##### <第3区分：追加検査2>

- ・一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1、又は
- ・監視領域（大分類）において白が3

##### <第4区分：追加検査3>

- ・監視領域（小分類）の劣化が繰り返し又は、
- ・監視領域（小分類）の劣化が複数又は、
- ・黄が複数又は、
- ・赤が一つ

#### 3-2 対応区分の変更のタイミング

- 施設検査担当部門は、事業者から安全上重要な安全実績指標（PI）が提出された日及び検査指摘事項の重要度評価が最終決定した日において、第2区分、第3区分又は第4区分への対応区分変更について検討を行う。
- 第2区分、第3区分、第4区分への変更のタイミングは以下のとおりとする。
  - ・安全実績指標に関しては、該当する四半期初日から
  - ・検査指摘事項に関しては、出口会議で指摘事項とした日の四半期初日から
- 施設検査担当部門は、第2区分、第3区分、第4区分に設定された場合は、その要因となった状態の改善状況を追加検査により確認し、改善の効果が確認できた場合は、第1区分に変更する。なお、第1区分の変更日は、追加検査終了の通知の日までとする。

#### 3-3 評価基準の対象となる期間の考え方

- 安全上重要（白、黄、赤）な安全実績指標が評価基準の対象となる期間は当該四半期の初日から終了日までとする。（第1四半期が「白」でも、第2四半期が「緑」であれば、追加検査が終了していなくても、第2四半期の入力「緑」）
- 安全上重要な検査指摘事項の重要度評価結果（白、黄、赤）が評価基準の対象となる期間は、締め括り会議で指摘事項とした日の四半期初日から、追加検査終了の通知の日ま



でとする。

- 評価基準の対象となった期間については、追加検査終了後も喪失しない。

### 3-4 対応区分変更に関する事業者への通知

- 施設検査担当部門は、対応区分が第2区分、第3区分又は第4区分に設定が変更された場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式3-1のとおり事業者へに通知する。
- 施設検査担当部門は、追加検査が完了して第1区分に変更する場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式3-2のとおり事業者へに通知する。

### 3-5 その他

- 安全実績指標の値の分類により評価基準の対象となった事象が検査指摘事項としても評価基準の対象になっている場合は、いずれかの分類の程度の大きいもののみを対象として取り扱う。
- 事業者から重要度の最終評価に対する申立てがなされた場合、申立てに対する判定が決定するまで対応区分の入力は保留される。
- 第4区分の設定や対応区分の設定が困難な事象については、SERPにおいて対応区分を検討する。

様式 3-1 対応区分の決定

番 号  
令和〇年〇月〇日

〇〇会社  
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部  
安全規制管理官（〇〇担当）

対応区分の変更について（通知）

原規〇号の検査指摘事項に対する重要度評価の結果（又は令和〇年第〇四半期の安全実績指標の結果）を踏まえ、下記のとおり対応区分を変更したので通知します。

なお、今回の対応区分の変更を受けて追加検査を実施するので、根本的な原因分析（第3区分以上が設定された場合には、安全文化の改善に係る検討を含み、このうち第4区分が設定された場合には、外部機関による評価を含む。）を伴う改善措置活動の計画及びその実施結果について報告願います。

記

1. 対応区分  
区分〇とする。

2. 対応区分が適用される日  
令和〇年〇月〇日とする。

以上

様式 3 - 2 追加検査の行政指導

番 号  
令和〇年〇月〇日

〇〇会社  
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部  
安全規制管理官（〇〇担当）

対応区分の変更について（通知）

原規〇号の追加検査の結果を踏まえ、本日付で対応区分 1 としたので通知します。

#### 4. 総合的な評価

##### 4. 1 総合的な評価の実施

- 施設検査担当部門は、規制体系の基礎となる事業等の許可又は指定の単位で、総合評価を原則として年度終了後速やかに行う。

##### 4. 2 総合的な評価の構成及び内容

- 施設検査担当部門は、原子力規制検査実施要領に記載されている総合的な評価の考慮事項について評価する。具体的な構成及び記載事項については以下のとおりとする。

###### (1) 当該年度における原子力規制検査等の結果

各監視領域の評価に当たっては、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の値の分類を踏まえることとしている。具体的な記載項目は以下のとおり。

#### 【記載項目】

##### ○原子力規制検査の結果

- ・ 基本検査における指摘事項の有無、指摘事項があった場合には、その件数、概要、重要度評価の結果など

##### ○安全実績指標（P I）の結果

##### ○その他（必要に応じ）

- ・ 前回の評価から対応区分に変更がある場合はその結果と理由
- ・ 3年間以上継続して第3区分が設定されている場合の事業者の活動状況
- ・ 検査等を通じて確認された安全上の懸念（指摘事項とするか継続確認中の検査気付き事項、改善活動上の問題など）

###### (2) 総合的な評価

総合的な評価にあたっては、(1)の内容を踏まえ、事業者の活動が各監視領域に関連する活動目的を達成しているかどうかを記載する。

###### (3) 次年度以降の検査計画

総合的な評価の結果を踏まえた次年度以降の検査計画（向こう1.5～2年程度）を記載する。（基本計画（特にチーム検査）、必要に応じて追加検査など）

- 施設検査担当部門は、総合的な評価に当たっては、安全に関する最新の知見を踏まえ、事業者が各監視領域での活動目的の達成に向けて改善している活動やその効果について検証し、改善が図られているかどうかを勘案する。

##### 4. 3 総合的な評価の結果の通知及び公表

- 施設検査担当部門は、当該年度終了してから原則60日を目途に様式4-1により総合評価案を取りまとめ、原子力規制委員会へ報告し了承を得る。

- 施設検査担当部門は、総合評定の結果を原子力規制委員会の了承が得られたのちに事業者へ通知すると共に、原子力規制委員会のホームページに掲載し公表する。

様式 4 - 1 : 総合評価結果の通知文及び内容のイメージ

番 号  
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社  
〇〇 〇〇 殿

原子力規制委員会

原子力規制検査の結果に基づく総合的な評価の結果の通知について

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 3 2 年法律第 1 6 6 号）第 6 1 条の 2 の 2 第 7 項の規定に基づく総合的な評価の結果について、同条第 9 項の規定に基づき、別紙のとおり通知します。

令和元年度\* 原子力規制検査の総合的な評価について（大飯発電所3号機）

令和元年度に原子力規制庁が関西電力（株）大飯発電所3号機において実施した原子力規制検査の結果に関して、原子炉等規制法第61条の2の2第7項に基づく総合的な評価は以下のとおりである。

**1. 令和元年度 原子力規制検査等の結果**

原子力規制庁は、令和元年度において事業者の活動に関して基本検査を実施した。その結果は以下のとおりである。

（1）原子力規制検査の結果

年度の検査計画通り基本検査を実施し、指摘事項は確認されなかった。

（2）安全実績指標の結果

安全実績指標（全14項目）は、期間を通じて緑の状態であった。

（3）その他事項

以下の事象については検査を継続中である。

○CAP活動において、不適合事象の抽出及び不適合事象のグレード付けが事業者マニュアルに従って適切に行われておらず、必要な改善活動が行われていないおそれがある事象【使用検査ガイド：BQ0010】

○スプリンクラー設備の防護対象となるケーブルが散水障害により有効に消火できないおそれがある事象【使用検査ガイド：BE1021】

**2. 総合的な評価**

令和元年度の事業者の活動に関しては、

- ・安全実績指標について全て安全確保の機能又は性能に影響がないものと評価されること
- ・指摘事項は確認されなかったこと

から対応区分は第1区分であり、事業者の各監視領域に関連する活動目的を満足しており、自律的な改善が見込める状態と評価する。

**3. 次年度の検査計画**

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

- ・火災防護検査（3年）【BE1021】 : 令和2年〇月～〇月頃

- ・ 設計管理【BM1100】 : 令和2年〇月 ~ 〇月頃
- ・ 放射線防護関係【RE0020, RE0040, RE0050】 : 令和3年〇月 ~ 〇月頃

※正確には試運用フェーズ2の期間である上半期の結果を基に作成している。



## 令和元年度\* 原子力規制検査の総合的な評価について（大飯発電所4号機）

令和元年度に原子力規制庁が関西電力（株）大飯発電所4号機において実施した原子力規制検査の結果に関して、原子炉等規制法第61条の2の2第7項に基づく総合的な評価は以下のとおりである。

### 1. 令和元年度 原子力規制検査等の結果

原子力規制庁は、令和元年度において事業者の活動に関して基本検査を実施した。その結果は以下のとおりである。

#### （1）原子力規制検査の結果

年度の検査計画通り基本検査を実施し、指摘事項は確認されなかった。

#### （2）安全実績指標の結果

安全実績指標（全14項目）は、期間を通じて緑の状態であった。

#### （3）その他事項

以下の事象については検査を継続中である。

OCAP活動において、不適合事象の抽出及び不適合事象のグレード付けが事業者マニュアルに従って適切に行われておらず、必要な改善活動が行われていないおそれがある事象【使用検査ガイド：BQ0010】

### 2. 総合的な評価

令和元年度の事業者の活動に関しては、

- ・安全実績指標について全て安全確保の機能又は性能に影響がないものと評価されること
- ・指摘事項は確認されなかったこと

から対応区分は第1区分であり、事業者の各監視領域に関連する活動目的を満足しており、自律的な改善が見込める状態と評価する。

### 3. 次年度の検査計画

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

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

※正確には試運用フェーズ2の期間である上半期の結果を基に作成している。

# 停止時の指摘事項に対する 安全重要度評価ガイドの更新

## 詳細リスク評価

# 1. 更新の概要

第22回検査制度の見直しに関するワーキンググループ（平成30年11月26日）で提示した附属書6 停止時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイドについて、初期スクリーニングにおいて「緑」とできない事項に対するリスク評価の方法について整備する。

リスク評価について、事業者の停止時の確率論的リスク評価（PRA）モデルの整備状況及び原子力規制庁が開発を続ける代表プラントの確率論的リスク評価（PRA）モデルの状況を鑑み、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に追加する。

この更新により、プラントの停止状態に係る指摘事項に対する安全重要度評価は、出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価と同様の評価ステップで詳細リスク評価を実施することとする。

## 2. ガイドの変更方針

### 評価ステップの変更前後

#### 変更前

##### フェーズ1

質問によるスクリーニング

##### フェーズ2

整理表などからリスクの簡易評価を実施。(未整備)

##### フェーズ3

確率論的リスク評価モデルを用いて詳細にリスクを算出。(未整備)



#### 変更後

##### スクリーニング

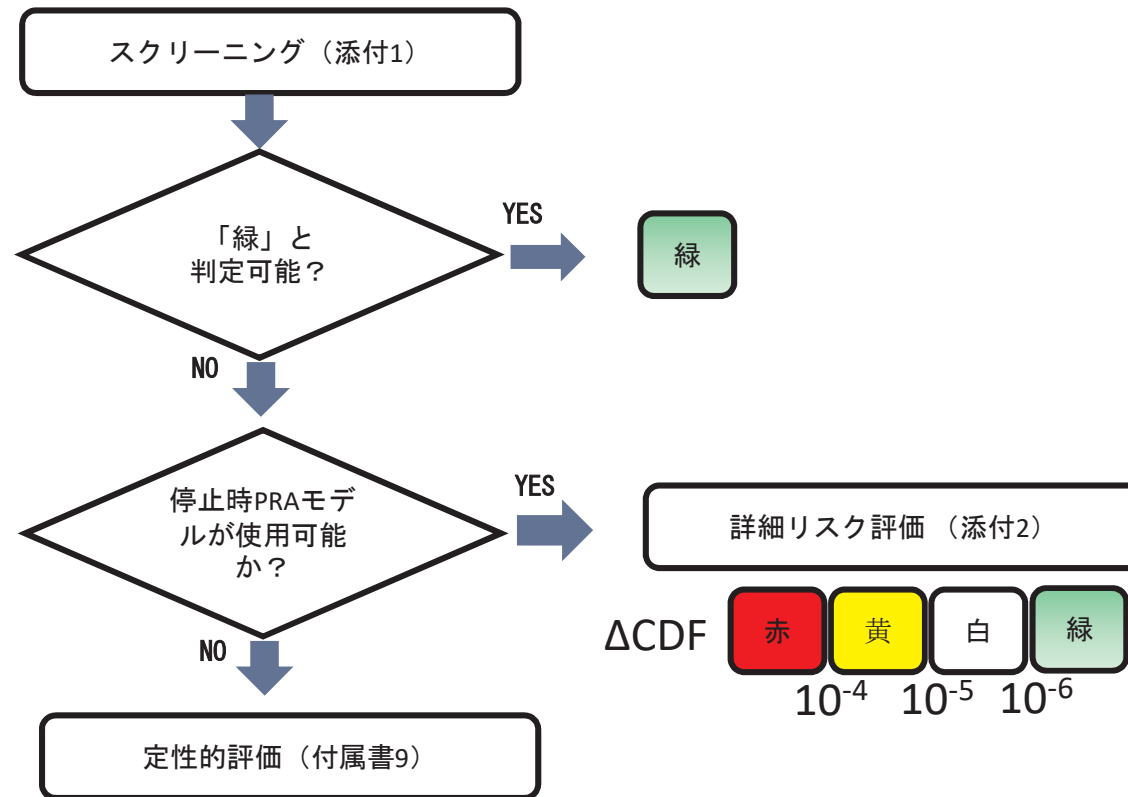
質問によるスクリーニング  
(変更前のフェーズ1と同じ)

##### 詳細リスク評価

確率論的リスク評価モデルを用いてリスクを定量的に算出。

確率論的リスク評価モデルが使用出来ない場合は定性評価を実施。

# 3. 評価のフロー図



## 4. 炉心損傷頻度の増分の計算方法

### 詳細リスク評価の計算ステップ

#### ① 余裕時間の特定

- ◆ 炉心燃料の崩壊熱を特定する。
- ◆ 冷却材インベントリを特定する。

炉心損傷までの余裕時間の算出

#### ② 使用できない設備の特定

設備の運転状態を整理する。

- 運転中
- 待機中
- 待機除外中

プラント運転状態 (POS) の設定

- #### ③ 確率論的リスク評価モデルを用いて炉心損傷頻度の増分 ( $\Delta$ CDF) を算出する。

## 5. 今後の方針

---

- 事業者が作成するPRAモデル(停止時)の確認  
事業者が作成したPRAモデル(停止時)の適切性を確認する。確認においては、出力運転時のPRAモデルと同様に、日本原子力学会等の実施基準を参考に確認の項目を設定し、適切性を確認する予定である。
- 評価手法の確認  
過去に発生した事例を対象に、プラントの停止状態に係る指摘事項に対する安全重要度評価ガイドを用いて、試評価を実施する予定である。

原子力規制検査における個別事項の安全重要度  
評価プロセスに関するガイド

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



## 目 次

## 1. 初めに

本附属書は、プラント停止時の重要度決定プロセス(~~SDP~~)の~~フェーズ1スクリーニング~~および~~詳細リスク評価フェーズ2~~のガイドラインについて定めたものである。重要度決定プロセスの~~フェーズ1スクリーニング~~は、本附属書の添付1として規定される通り、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)および沸騰水型原子炉(BWR)の双方について、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、検査官は~~本スクリーニングフェーズ1~~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~~詳細リスク評価フェーズ2またはフェーズ3~~により、更に評価が必要と判断される場合も列挙している。~~また、加圧水型原子炉(PWR)及び沸騰水型原子炉(BWR)のフェーズ2詳細リスク評価のガイドをが、添付2に示す。それぞれ添付2及び添付3に記載されている。なお、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フェーズ1およびフェーズ2における停止操作に係る検査指摘事項のフローを図1に示す。示されている。~~

## 2. 背景

加圧水型原子炉および沸騰水型原子炉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／是正目的のメンテナンス、改造、サーベイランス試験、ISI、およびこれらの作業の管理業務などが、電力供給停止の計画および管理を非常に困難なものにしている。これら業務は、リスク管理と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、強制停止に対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、以下の定義は加圧水型原子炉および沸騰水型原子炉の両方に適用される。

利用可能：以下の場合、設備は利用可能と見做す；

- (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または指示書／規則書 (standing orders) がある
- (3) すべ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【P】。

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：濃縮貯蔵タンクまた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あたり、RWST また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) (緩んだ部品の管理またはガス排出抑制)制限された原子炉冷却水系統の排出経路。但し、加圧水型原子炉のみ。

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じる。但し、加圧水型原子炉のみ。

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。但し、加圧水型原子炉のみ。

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見做される；

- (1) 蒸気発生装置の熱除去が持続できない。但し、加圧水型原子炉のみ。(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、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／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または再循環(但し、加圧水型原子炉のみ)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／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／崩壊熱除去系統が運転中の場合に、高熱停止、冷温停止、および核燃料交換中に生じる。

#### ○重要度決定の段階(フェーズ)

スクリーニングフェーズ1 - 指摘事項の特性評価および初期スクリーニング：フェーズ1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非常に低い「緑」かまたは「白」以上かを特定するために使用される。

フェーズ2 - 初期のリスク重要度の推定又は近似：指摘事項のリスク重大性の初期推定／近似化およびフェーズ1においてスクリーニングで「緑」と判断できなかった指摘事項に対する決定根拠の策定。

フェーズ3 - 詳細リスク評価 - リスク重要度の最終決定および正当化：リスク重要度の判断におけるフェーズ2結果の再評価、又はフェーズ2までに重要度が確定できなかった場合における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、詳細リスク評価をの実施する。

#### ○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／崩壊熱除去系の喪失)、または(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。待機中の残存熱除去系／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／崩壊熱除去系の故障(残留熱除去系／崩壊熱除去系ポンプの故障など)または外部電源以外の残留熱除去／崩壊熱除去サポート系の故障による残留熱除去系／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／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) - 沸騰水型発電所の低水位での残留熱除去系／崩壊熱除去系の自動分離。またはポンプの吸引喪失による残留熱除去系／崩壊熱除去系機能の喪失を引き起こすかまた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／崩壊熱除去系が喪失する状態になった(2) 運転員が、ミッドループ状態中に水位または流量制御を維持し損ねたため残留熱除去系／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。

## ○加圧水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／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思われる十分な保有水がある場合に、崩壊熱除去が可能である。原子炉冷却系統では、加圧器において気泡が発生することがある。この運転状態は、原子炉冷却系統が通気され、余熱除去を維持できない状態の時に終了する。この運転状態は一般的にモード 4 (高熱停止)、およびモード 5 (冷温停止) の一部を含む。

運転状態 2 - この運転状態は(1) 蒸気発生器が炉心熱除去を維持できない、(2) 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) の一部およびモード 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およ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 の間中に生じる。

## ○沸騰水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／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／崩壊熱除去系機能の喪失の拡大し、残留熱除去系／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システムの再加圧につながるよう、格納容器蓋はのった状態で、原子炉冷却システムは閉まっている。

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、または(2)格納容器蓋はのっているが崩壊熱除去に十分な原子炉冷却システム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)の間中に生じる。

## ○時間ウィンドウ

~~早期時間ウィンドウ(TW-E) - この時間ウィンドウは運転状態 3 が始まる前の時間を示す。崩壊熱は、比較的高い。原子炉は運転状態 1 か 2 のいずれかにある。~~

~~後期時間ウィンドウ(TW-L) - この時間ウィンドウは運転状態 3 に入った後の時間を示す。崩壊熱は、比較的低い。原子炉は、燃料交換のための運転状態 3 にあった後に電力出力運転に戻る途中の運転状態 1 か 2 のいずれかにある。~~

## 4. 指 針

### 4.1 適用範囲

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／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／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) 緩和システム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／崩壊熱除去系又は残留熱除去系／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、あるいは事象の可能性を増大させるもの(すなわち、先行所見)で、2 つ目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／崩壊熱除去系の喪失、原子炉冷却系保有水の流出、低温加圧 (LTOP) 事象、および反応度事象である。事象のもう 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／崩壊熱除去系の喪失には、残留熱除去系／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／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(但し、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／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、すべての保有水の流出は詳細分析の為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リスク重要度決定のための評価に使用され、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 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、原子炉冷却系の構成によって決まる、すべての運転状態に対応している。別紙 2 から 5 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、**当委員会の職員が事業者**に停止中に維持していることが**好ましいほしい**機器、系統、計装装置、方針およ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。なお、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、および格納容器である。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、**フェーズ 2 またはフェーズ 3 の定量詳細リスク**評価を行うこととなる。

## 4.4 停止時中の制御喪失

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、検査官は制御の喪失を示す状態また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、指摘事項を定量的に評価する必要があるな場合、本庁は、その指摘事項について詳細リスク評価を実施する。が詳細評価（フェーズ3）を実施するものか、あるいは添付2および3にそれぞれ記載されているフェーズ2の加圧水型原子炉および沸騰水型原子炉テンプレートを使用して評価されるか決めることになる。

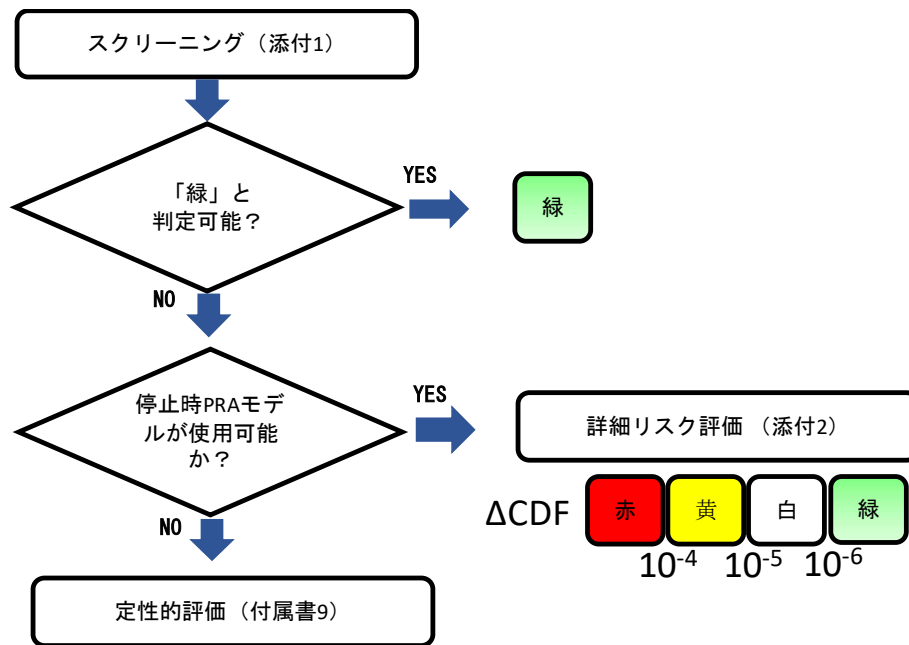
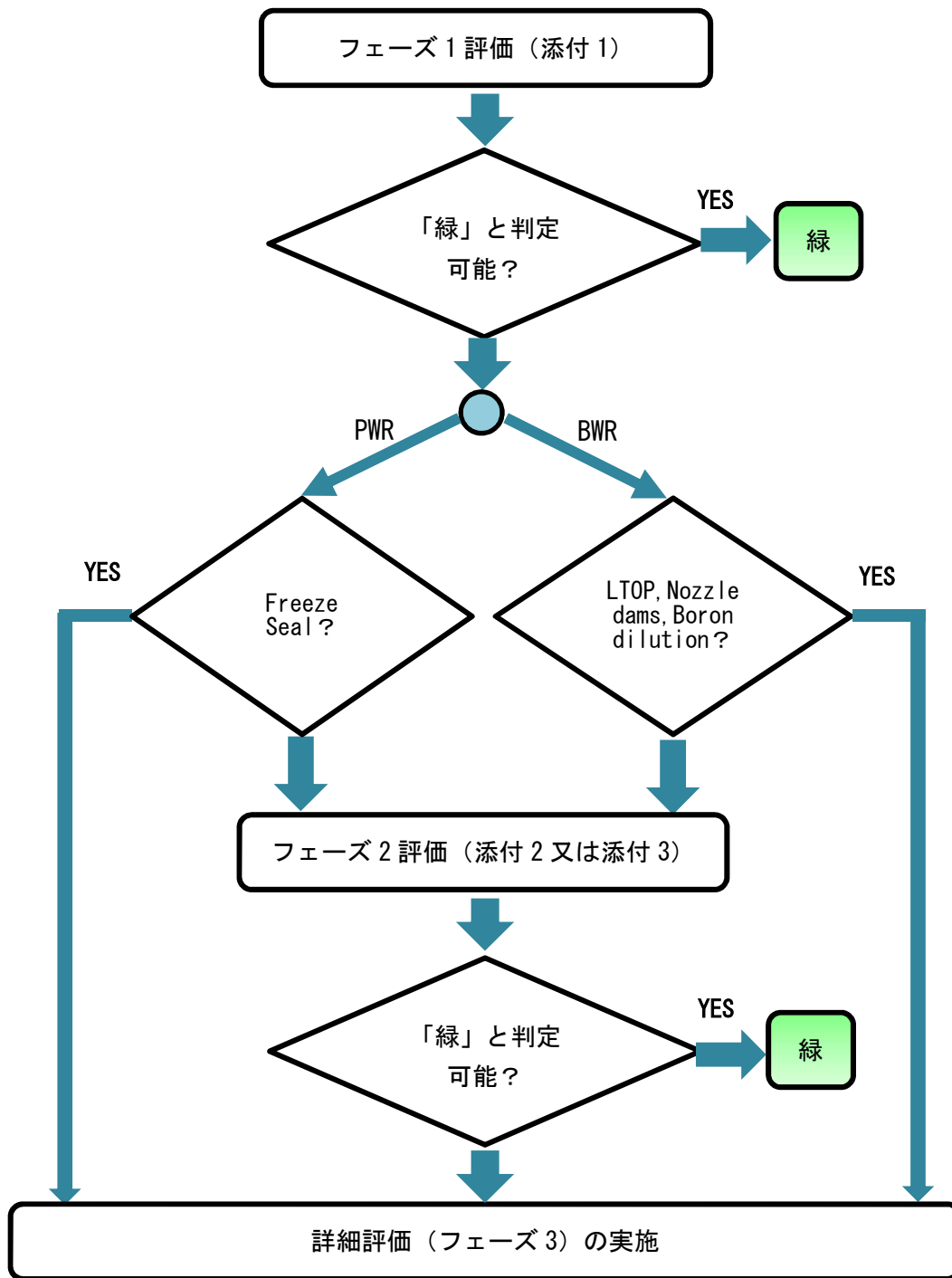


図1. スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー





**図1. フェーズ1のフローチャート**

<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（フェーズ1スクリーニング）

添付2：~~PWR停止中詳細リスク評価における重要度決定プロセス（フェーズ2）~~

添付3：~~BWR停止中における重要度決定プロセス（フェーズ2）~~

~~※添付2、添付3については、新制度が施行されるまでに整備。~~

## 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) ~~(フェーズ 1)~~

### 1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられ得る「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、それ以上の行政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／崩壊熱除去によりシステムが通常の温度、圧力に管理されている状況において使用することとし、それ以外の状況については、安全重要度評価ガイドの添付 1 に示される初期評価に戻ることに。

### 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. ~~フェーズ 1~~安全重要度スクリーニング評価の概要

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。停止の事項を含み、マイナーを超えると判断されたすべ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。もし検査指摘事項が「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、フェーズ 2 以降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。

フェーズ 1 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・システム・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、そして、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べきである。

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"> <li>残留熱除去</li> <li>余熱除去</li> <li>停止時冷却</li> <li>蒸気発生器 (PWR)</li> <li>フィード&amp;ブリード (低圧注入、高圧注入、蓄圧系) (PWR)</li> <li>制御棒駆動系 (BWR)</li> <li>炉心スプレイ (BWR)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>交流電源</li> <li>直流電源</li> <li>RHR/DHR 熱交換器</li> <li>補機冷却系 (PWR)</li> <li>電動式逃し弁 (PWR)</li> <li>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)</li> <li>余熱除去所内用水 (BWR)</li> <li>安全逃し弁 (BWR)</li> <li>訓練</li> <li>手順</li> <li>沸騰までの時間と炉心露出までの時間</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>RHR 喪失</li> <li>SDC 喪失</li> <li>外部電源喪失</li> <li>保有水流失</li> <li>オーバードレン (PWR)</li> <li>レベル制御喪失 (LOLC) (PWR)</li> <li>補機冷却水流出 (CCW) (PWR)</li> <li>余熱除去所内用水流出 (RHRSW) (PWR)</li> </ul>
保有水管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧注入</li> <li>高圧注入</li> <li>充填系 (PWR)</li> <li>制御棒駆動系 (BWR)</li> <li>炉心スプレイ (BWR)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドレンダウン隔離弁</li> <li>AC 電源</li> <li>DC 電源</li> <li>RHR/DHR 熱交換器</li> <li>RHR/DHR 逃し弁</li> <li>電動式逃し弁 (PWR)</li> <li>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)</li> <li>安全逃し弁 (BWR)</li> <li>訓練</li> <li>手順</li> <li>沸騰までの時間と炉心露出までの時間</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>保有水流出 (LOI)</li> <li>オーバードレン (OD) (PWR)</li> <li>レベル制御喪失 (LOLC) (PWR)</li> </ul>
電源利用可能性	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機</li> <li>外部電源供給</li> <li>外部変圧器</li> <li>外部インバータ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>AC と DC 母線</li> <li>バッテリーとバッテリー充電器</li> <li>電気発電機</li> <li>インバータ</li> <li>訓練</li> <li>手順</li> <li>沸騰までの時間と炉心露出までの時間</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全起因因子</li> </ul>
反応度制御	<ul style="list-style-type: none"> <li>RPS</li> <li>制御棒関連駆動機構</li> <li>化学水と容量調整系 (PWR)</li> <li>待機中液体制御系 (BWR)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>AC 電源</li> <li>DC 電源</li> <li>核計装</li> <li>訓練</li> <li>手順</li> <li>沸騰までの時間と炉心露出までの時間</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>反応度 (偶発的臨界)</li> </ul>
格納容器	<ul style="list-style-type: none"> <li>水素制御</li> <li>格納容器封鎖能力</li> <li>貫通</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>AC 電源</li> <li>DC 電源</li> <li>ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定)</li> <li>一時封鎖/貫通</li> <li>訓練</li> <li>手順</li> <li>沸騰までの時間と炉心露出までの時間</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全起因因子</li> </ul>

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

別紙 2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-フェーズ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すべての影響を集めようとしたのである。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決定する。
- 1.3 もし当該指摘事項は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、~~適切な別紙2-5へ進み、~~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 ~~2-5~~でのスクリーニング質問による指示を受け、詳細リスク評価もしく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 → ~~定性的基準を用いる~~安全重要度評価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・サクショ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 → ~~定性的基準を用いる~~安全重要度評価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 → [定性的基準を用いる安全重要度評価詳細リスク評価](#)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 → [定性的基準を用いる安全重要度評価詳細リスク評価](#)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 → [定性的基準を用いる安全重要度評価詳細リスク評価](#)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 → [定性的基準を用いる安全重要度評価詳細リスク評価](#)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 → [定性的基準を用いる安全重要度評価詳細リスク評価](#)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ー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 の設計または適格性に影響を与える欠陥である場合、当該 SSC はその運用性また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 → ~~定性的基準を用いる~~安全重要度評価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、または、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 → ~~定性的基準を用いる~~安全重要度評価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 → ~~定性的基準を用いる~~安全重要度評価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 → ~~定性的基準を用いる安全重要度評価~~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 → ~~定性的基準を用いる安全重要度評価~~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 → ~~定性的基準を用いる安全重要度評価~~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、溢水あるい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見なされるか？

- 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、また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

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、及び、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. 原子炉冷却系統または燃料バリア

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、低温過圧時中また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) 又は LTOP 逃がし弁の動作不能、また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？ あるいは緩和されない場合、残留熱除去系／崩壊熱除去系の阻害また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、または、蒸気発生器ノズル蓋の機能に関わる者かものか？

- 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また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 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む（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、格納容器隔離機器）？

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）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

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）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 5ー外部事象のスクリーニングに関する質問

1. 機器または安全機能が完全に故障あるい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それだけにより：
  - ・ 問題となる発電所用の表 1 に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？
  - ・ 多重トレインの安全系又は機能の 2 つ以上のトレインを劣化させるか、また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）また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（すなわち、地震、溢水また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。もし、事業者が作成した確率論的リスク評価（PRA）モデルがないが、原子力規制庁が作成した代表プラントの確率論的リスク評価（PRA）モデルが使用可能であれば、原子力規制庁が作成した確率論的リスク評価（PRA）モデルを使用する。もし、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 炉心損傷確率もしくは炉心損傷頻度の増分の算出

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



### 3. 1 余裕時間の特定

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

冷却材が 100°C になるまでの時間 ( $\Delta t$ )

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

- $\Delta t$  : 冷却材が 100°C に到達する時間 [s]  
 $C_p$  : 水の定圧比熱 [J/kgK]  
 $\rho$  : 水の密度 [kg/m<sup>3</sup>]  
 $V$  : 全冷却材の体積 [m<sup>3</sup>]  
 $\Delta T$  : 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 ( $\Delta t_{boil}$ )

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

- $\Delta t_{boil}$  : 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]  
 $\rho$  : 水の密度 [kg/m<sup>3</sup>]  
 $\Delta V$  : 燃料有効頂部までの冷却材の体積 [m<sup>3</sup>]  
 $Q$  : 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 炉心損傷確率もしく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 ( $\Delta$ CDF) を算出する。もし、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。