

# 安全重要度評価プロセスに関するガイド

(案)

(GI0007\_r0)

## 目 次

### 別 紙 :

- 別紙 1 指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）
- 別紙 2 指摘事項の取扱い（核燃料施設等）

### 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

本ガイドは、原子力規制検査によって、いずれかの監視領域に関連する事業者が行う安全活動に劣化を確認した場合に、追加検査の要否等を判断するために、当該劣化（以下、「検査指摘事項」という。）について、適用可能なリスク情報を活用して、安全上の重要度を評価するプロセスについて定めたものである。

## 2. 適用範囲

- (1) 本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）（以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者を対象とする。
- (2) 本ガイドは、原子力規制検査実施要領に基づく原子力規制検査における検査指摘事項に対して適用する。原子力規制検査における気付き事項を検査指摘事項とするか判断するため、原子力検査官は「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により、事業者のパフォーマンス劣化の有無を判断するとともに、この劣化が軽微を超えるものであるかどうかの判断するためスクリーニングを行う。なお、法令違反であっても事業者のパフォーマンス劣化が無いものは検査指摘事項にならないので本ガイドは適用されない。さらに、意図的な法令違反があるなど、安全上重要な事象が生じた場合であっても事業者のパフォーマンス劣化と関連しないものにも本ガイドは適用されない。このような法令違反については本ガイドとは別に、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」により事象の深刻度が評価され、必要な措置を決定することになる。
- (3) 安全上の重要度評価は、事業者のパフォーマンス劣化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）自体は事業者のパフォーマンス劣化ではなく、むしろ、事業者のパフォーマンス劣化（例えば、不適切なメンテナンス手順）は劣化状態を引き起こした直接原因ということである。安全重要度評価は、リスクに影響を及ぼすパフォーマンス劣化が原因となって発生した劣化状態について、安全上の重要度を評価するものである。
- (4) 機器の故障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いは、始めに、事象に対応した検査ガイドに従って、原子力検査官により調査されるが、この結果は、検査指摘事項の安全上の重要度を判断するものではない。原子力施設に関連する検査指摘事項の安全重要度評価は、本ガイド及び該当する添付資料と附属書にしたがい処理されるものとする。

### 3. 安全重要度評価区分の考え方

#### (1) 実用発電用原子炉施設の場合

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

a. 赤：安全確保の機能又は性能への影響が大きく、施設の使用などが許容できない水準

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

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

b. 黄：安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下が著しい水準

$$\text{CDF} \leq 10^{-4} \quad (10^{-5} \text{ の範囲})$$

$$\text{CFF} \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{ の範囲})$$

c. 白：安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準

$$\text{CDF} \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{ の範囲})$$

$$\text{CFF} \leq 10^{-6} \quad (10^{-7} \text{ の範囲})$$

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

$$\text{CDF} \leq 10^{-6} \quad (10^{-7} \text{ の範囲以下})$$

$$\text{CFF} \leq 10^{-7} \quad (10^{-8} \text{ の範囲以下})$$

#### (2) 核燃料施設等の場合

原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、重要度評価・規制対応措置会合(SERP)において「追加対応あり」と「追加対応なし」の2区分とする。

検査指摘事項の区分に関する考え方を別紙2に示す。

## 4. 検査指摘事項の重要度評価手順

### 4. 1 検査指摘事項の初期評価

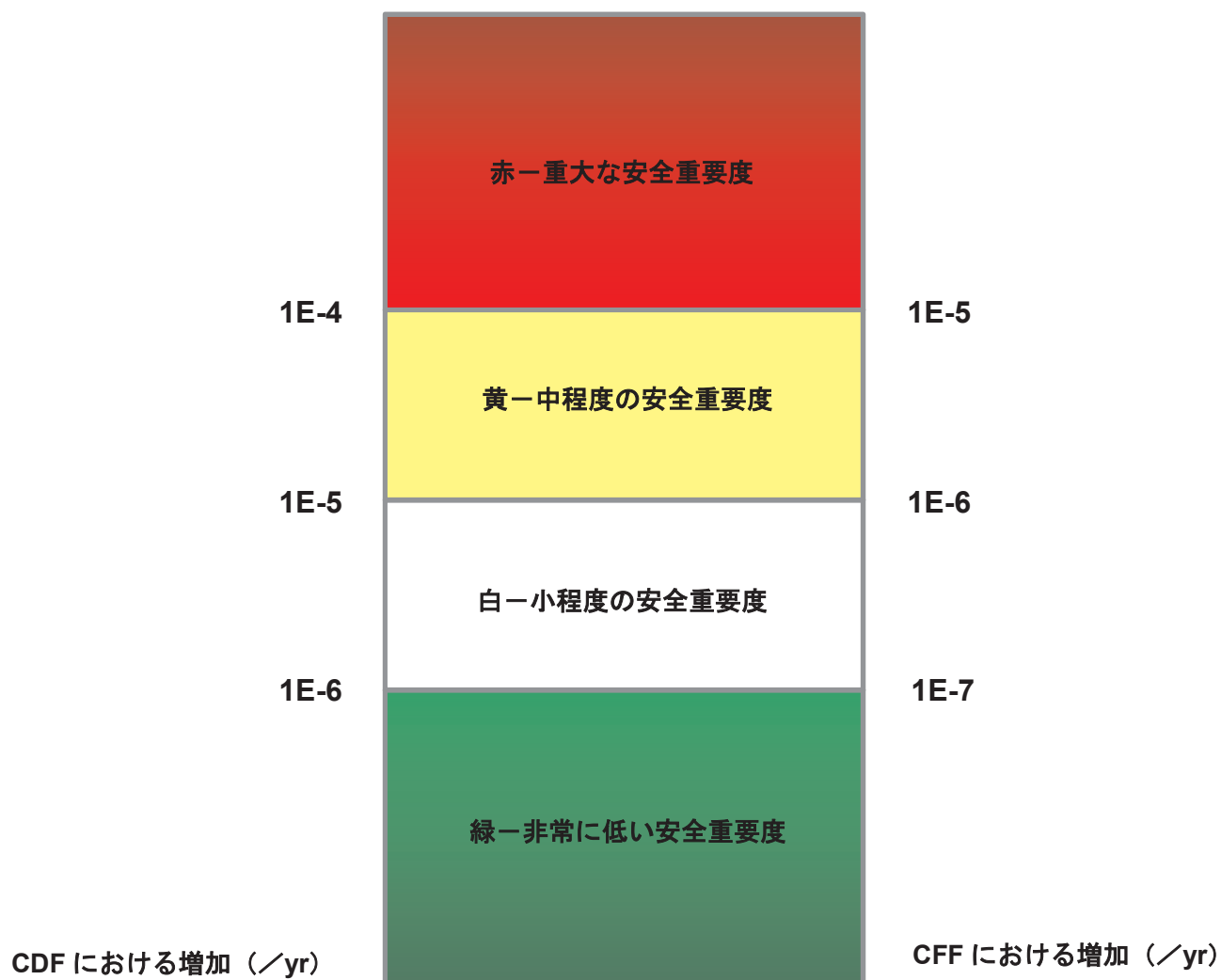
実用発電用原子炉施設において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付 1 の手順及び適用可能な附属書に沿って原子力検査官が初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「緑」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

核燃料施設等において、原子力規制検査における検査指摘事項については、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、検査指摘事項を抽出する際に考慮した監視領域（小分類）の情報を参考に、本ガイドの添付 1（表 2 を除く）の手順及び適用可能な附属書に沿って、原子力検査官及び核燃料施設等監視部門が検査評価室と相談の上、初期評価（追加対応の程度の評価）を行う。この結果、当該指摘事項が「追加対応なし」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

### 4. 2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）

初期評価により、実用発電用原子炉施設において、検査指摘事項が「緑」であると判断されず、その後の詳細な評価により、「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性があると判断される場合、及び、核燃料施設等において、検査指摘事項が「追加対応あり」と判断される場合については、添付 2 の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成される重要度評価・規制対応措置会合において重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」に沿って深刻度や規制対応措置についても検討を行う。

別紙 1 : 指摘事項の定量的重要度の図示 (実用発電用原子炉施設)



注記 : 全ての監視領域及び安全重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない

別紙 2 : 指摘事項の取扱い (核燃料施設等)

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

○ 変更履歴

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



## 添付1 検査指摘事項の初期評価

1. 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な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。プログラムのな弱点の場合は、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な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）
    - (I) 実用発電用原子炉施設の場合
      - ① 当該指摘事項に基づく劣化状態又はプログラムのな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
        - 拡大防止・影響緩和
        - 閉じ込めの維持
        - 重大事故等対処及び大規模損壊対処
        - 従業員に対する放射線安全
        - 公衆に対する放射線安全
        - 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な弱点による影響を受けたのかを確認する。

(Ⅱ) 核燃料施設等の場合

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

(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

関係する文書と参考資料：

明確に示された検査指摘事項：

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：

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：

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
<p><input type="checkbox"/> A. LOCA の要因 (例、加圧器ヒータスリーブ、原子炉圧力容器配管、ペネトレーション、制御棒駆動機構ノズル、加圧器逃し弁及び逃し安全弁から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)</p> <p><input type="checkbox"/> B. 過渡事象の要因 (例、原子炉／タービン・トリップ、外部電源喪失、海水系喪失、主蒸気／給水配管の劣化など)</p> <p><input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断</p> <p><input type="checkbox"/> E. 外部事象の起因事象 (火災及び内部溢水に限定)</p>	<p><input type="checkbox"/> A. 緩和システム</p> <p><input type="checkbox"/> 崩壊熱除去機能の劣化</p> <p><input type="checkbox"/> 短期炉心冷却機能の劣化</p> <p><input type="checkbox"/> 一次系 (例、安全注入系 (PWR)、主給水系、HPCI、RCIC (BWR)、高压系、低压系)</p> <p><input type="checkbox"/> 二次系 - PWR のみ (例、補助給水系、主給水系、ADV など)</p> <p><input type="checkbox"/> 長期炉心冷却機能の劣化 (例、ECCS サンプ再循環、圧力抑制プールなど)</p> <p><input type="checkbox"/> B. 外部事象緩和システム (地震／火災／溢水／異常気象の防護機能の劣化)。</p> <p><input type="checkbox"/> C. 反応度制御系の劣化 (原子炉保護系を含む)</p> <p><input type="checkbox"/> 制御棒の誤動作</p> <p><input type="checkbox"/> 不注意による原子炉冷却系の希釈あるいは冷水の注入</p> <p><input type="checkbox"/> 反応度管理 (例、許可されている出力限度の超過)</p>	<p><input type="checkbox"/> A. プラントの擾乱に対する緩和機能としての原子炉冷却系 (RCS) バウンダリ (例、加圧熱衝撃)</p> <p>注意：漏えいなど、このほかの全ての RCS バウンダリに関する事項は、発生防止の監視領域において考慮される。</p> <p><input type="checkbox"/> B. 原子炉格納容器バリアの劣化</p> <p><input type="checkbox"/> 実際の破損又はバイパス (例、貫通シール、ISLOCA に関係する隔離弁、バント及びパージ・システムからの漏えい。圧力抑制プールの機能維持に必要なシステム／機器の故障など)</p> <p><input type="checkbox"/> 熱除去、水素又は圧力制御システムの劣化。</p> <p><input type="checkbox"/> C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋、あるいは使用済燃料建屋のバリアの劣化。</p> <p><input type="checkbox"/> D. 使用済み燃料プール</p> <p><input type="checkbox"/> 未臨界状態の維持</p> <p><input type="checkbox"/> 使用済燃料プールの水量および／または水温 (例、冷却)</p> <p><input type="checkbox"/> 燃料取扱い</p>

<u>重大事故等対処及び大規模損壊 対処</u>	<u>従業員に対する放射線安全</u>	<u>公衆に対する放射線安全</u>
<input type="checkbox"/> 重大事故等及び大規模損壊対応の訓練計画の不遵守。 <input type="checkbox"/> 実際の事象に対する実行の問題 <input type="checkbox"/> 重大事故等対処設備の機能劣化	<input type="checkbox"/> ALARA に関する計画又は作業の管理。 <input type="checkbox"/> 被ばく又は過剰被ばくの問題 <input type="checkbox"/> 線量評価能力の劣化。	<input type="checkbox"/> 放射性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. 核燃料施設等の場合は、以下に進むのを止め、附属書 9 に進むこと。
4. 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（核燃料施設等においては、「追加対応あり又は追加対応ありの可能性はある」と読み替える。以下同じ。）と判断される検査指摘事項の重要度について評価等を行うため別紙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、本ガイドに沿って重要度評価を行う。評価結果に関しては、重要度評価等に係る事務手順ガイドの様式に沿って安全重要度評価書を取りまとめる。
- 合理的な判断を行うための十分な情報がなく、かつその情報が重要度結果に著しい影響を及ぼす場合には、重要度を「緑を超えるもの」とすることができる。

#### （2）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、暫定的な安全重要度評価結果等を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で事業者に対し書面で通知する。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、以下についても併せて事業者に対し通知する。
  - ✓ 当該重要度評価結果に対して公開の意見聴取会又は書面にて意見を述べることができること
  - ✓ 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、通知の日付けで最終的な重要度評価となること

#### （3）重要度評価に対する事業者からの意見聴取



- 事業者からの意見陳述（書面の提出等を含む。）要望があった場合には、意見聴取等を行う。事業者から直接意見を述べることを要求された場合には、公開の意見聴取会を開催する。

#### （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、深刻度又は安全重要度評価書を変更する必要があるかどうか及び規制対応措置を検討するため本会合を開催する。
- 最終的な重要度の評価結果等については、改めて原子力規制委員会に報告し、その了承を得た上で、事業者に対して書面により通知する。
- なお、7日以内に申立てがない場合には評価が確定することについても併せて通知する。

### 3. 規制対応措置の検討について

検査指摘事項の評価結果等に基づく規制対応措置として、法令に基づく措置命令（許可取消し又は運転の停止命令、保安措置命令、保安規定の変更命令、報告徴収命令）等を行う場合には、SERPにおいて案を取りまとめ、その内容等について原子力規制委員会で審議・決定する。

### 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（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の重要度評価結果に対する事業者からの申立て制度について示すものである。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かと判断している。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. 申立ての要件

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、またはプロセスの正当性に欠けている場合。

- ② 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順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審議及び決定を得た上で、事業者に対し通知する。

## 申立てに対する判定会合の開催について

### 1. 設置の趣旨

原子力規制庁が最終評価した検査指摘事項の重要度について、事業者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職員を支援する技術担当者であることが期待される。さらに、リスク評価担当者は PRA 研究職員等と緊密に連携して、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支援し、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支援するために、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 関連の検査ガイド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。

安全重要度評価プロセスに関するガイド

## 附属書 1

### 出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド

(案)



## 目次

## 1. 適用範囲

本附属書に記述される安全重要度評価は、検査官に対して、プラント出力運転時の指摘事項をスクリーニングで使用するための簡易的な枠組み及び関連するガイダンスを示すものである。また、本附属書は、他の適用可能な安全重要度評価の手法へ導くとともに、詳細リスク評価の判断に資するものである。この安全重要度評価の手法は、発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持の監視領域に該当する出力運転時の指摘事項に適用されるものである。

## 2. 開始条件

本附属書に記述される安全重要度評価は、「安全重要度評価プロセスに関するガイド」添付1「検査指摘事項の初期評価」の結果により実施される。

別紙1－発生防止のスクリーニングに関する質問

別紙2－影響緩和のスクリーニングに関する質問

別紙3－閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

別紙4－外部事象のスクリーニングに関する質問

## 別紙1ー発生防止のスクリーニングに関する質問

### A. LOCAの起因となる事象

1. 劣化事象に対する合理的な評価を経て、当該指摘事項は小LOCAに対するRCS漏えい率を超過することになり得たか？

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

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

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 緑とする

### B. 過渡事象の起因となる事象

指摘事項は、原子炉トリップかつプラントをトリップの開始から安定した停止状態へ移行する上で期待される緩和機器の喪失を引き起こしたか(例えば、コンデンサの喪失、給水の喪失)?高エネルギー電線破断、内部浸水および火災を含む事象。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 緑とする

### C. サポート系に係る起因事象

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

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 緑とする

D. 蒸気発生器伝熱管破断

1. 指摘事項は、1つの管が、通常の全出力、安定状態操作の間、管にわたって3倍の差圧を持続できない劣化した伝熱管の状態を含むか（3ΔPNO）？

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

2. 一つ以上のSGが、「事故漏えい」パフォーマンス基準（即ち、設計基準事故条件の下の事故漏えいパフォーマンス基準を超過するような劣化を含む）に抵触するか？

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 緑とする

E. 外部事象に係る起因事象

指摘事項は、火災または内部溢水の起因事象の頻度に影響するか？

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 緑とする

## 別紙 2ー影響緩和のスクリーニングに関する質問

### A. 緩和系 SSC および機能性（反応度制御系を除くー以下の C 項を参照すること）

1. 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？

- a. はい → 緑とする
- b. いいえ → 次へ進む

2. 指摘事項は、システムおよび／または機能の喪失を示しているか？

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 次へ進む

3. 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？

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 次へ進む

4. 指摘事項は、事業者の保全プログラム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？

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 緑とする

### B. 外部事象緩和システム（地震／火災／溢水／悪天候に対する防護の劣化）

指摘事項は、地震、溢水または悪天候に係る起因事象を緩和するために特別に設計された機器または機能（例えば、耐震スナバ、浸水バリア、竜巻用扉）の喪失または劣化に関するものか？

- a. はい → 別紙 4 へ進む

b. いいえ → 緑とする

### C. 反応度制御系

1. 指摘事項は、原子炉スクラムを開始するための単一原子炉保護系（RPS）トリップ信号に影響を与え、かつ、他の冗長トリップの機能または原子炉停止の多様な方法に対して影響を与えたか（例えば、他の自動 RPS トリップ、代替制御棒挿入、または手動原子炉トリップ能力）？

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

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

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 次へ進む

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

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 緑とする

### D. 消防隊

1. 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？

a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：

- 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、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）。

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

2. 指摘事情は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか？

- a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：
  - 消防隊の対応時間が、区域可燃物量制限を超過しなかった、設置されている火災検知器が機能した、及び、安全停止の代替手段が影響を受けなかったなど、他の深層防護の要素により緩和された。
  - 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。
- b. 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 緑とする
- c. いいえ → 次へ進む

3. 指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか？

- a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：
  - 劣化した火災バリアはなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。
  - 消火器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格納庫が近くにあった。
- b. 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 緑とする
- c. D. 1. a、D. 2. a または D. 3. a の下のボックスのいずれにも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

### 別紙3ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

#### A. RCS 境界（例えば、加圧熱衝撃問題）

停止し、詳細なリスク評価部へ進む

#### B. 原子炉閉じ込め

1. 結果が、原子炉閉じ込めの物理的完全性（バルブ、エアロック等）における実際に開いた経路、閉じ込め孤立システム（論理と計測）および熱除去構成部品を表示しますか？

a. はい → 附属書 7 へ進む

b. いいえ 次へ進む

2. 結果は、原子炉閉じ込めの水素イグナイターなどの水素対策設備の機能における実際の低減を含みますか？

a. はい → 附属書 7 へ進む

b. いいえ → 緑とする

#### C. 制御室、補助または使用済燃料プール建屋

1. 結果は、制御室や補助建屋または使用済み燃料プール、あるいは SBTG システム（BWR）のために提供された放射線バリア機能の低下のみを表示しますか？

a. はい → 緑とする

b. いいえ → 次へ進む

2. 結果は、煙または有毒大気に対する制御室のバリア機能の低下を表示しますか？

a. はい → 詳細なリスク評価へ進む

b. いいえ → 緑とする

#### D. 使用済燃料プール（SFP）



1. 結果は、プール温度が、用地特有の免許基礎に明記された最大の分析温度制限を超過するようにする使用済み燃料プールから崩壊熱除去機能に悪影響を及ぼしますか？

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 次へ進む

2. 結果は、燃料管への機械的損傷および放射性核種の検出可能放出を引き起した SFP にわたる燃料取り扱いエラー、落下した燃料アセンブリ、落下した格納キャスク、またはクレーン操作から生じますか？

a. はい → 附属書 9 へ進む（適用可能な場合は附属書 3 を参照）

b. いいえ → 次へ進む

3. 結果は、用地特有の免許基礎において明記された、最小の分析レベル制限以下に減少した使用済み燃料プール水供給の喪失をもたらしますか？

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 次へ進む

4. 結果は、SFP 中性子吸収材、燃料束置き違い（即ち、燃料負荷パターンエラー）または溶解ホウ素濃度（PWR のみ）に影響を与えますか？

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 緑とする

#### 別紙 4ー外部事象のスクリーニングに関する質問

1. 機器または安全機能が、完全に故障したまたは利用不能である場合、以下の 3 つの声明の何れかは真実ですか？外部初期事象の間に、自身によるこの機器または機能の喪失を緩和するために、それは意図されましたか？

- ・ プラントトリップまたは初期事象を引き起こすであろう。
- ・ 複数トレインシステムまたは機能の 2 つ以上のトレインを低下させるであろう。
- ・ リスク重要性システムまたは機能を支援するシステムの 1 つ以上のトレインを低下させるであろう。

- a. はい → 詳細なリスク評価へ進む  
 b. いいえ → 次へ進む

2. 結果は、外部事象で発生した炉心損傷事故シーケンス（即ち、地震、溢水または悪天候事象によって発生した）に寄与する PRA または類似の分析を通して、事業者によって、識別されたあらゆる安全機能の全損を含みますか？

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

安全重要度評価プロセスに関するガイド

## 附属書 2

重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する安全重要度評価ガイド  
(案)

## 目次

## 1. 適用範囲

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

- ① 重大事故等対処及び大規模損壊対処に係る設備・機器及び体制の整備に関する事項
- ② 緊急事態における運用手順等に基づく活動の不実施に関する事項

## 2. 法令等により事業者に要求されている事項

### 2. 1 設備・機器及び体制の整備

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

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

### 2. 2 施設の保全のための活動

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

<重大事故等発生時における施設の保全のための対応>

- 共通事項（アクセスルートの確保等）
- 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

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

#### <大規模損壊発生時における施設の保全のための対応>

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

### **3. 安全重要度評価の基本的考え方**

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

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

### **4. 安全重要度評価の方法**

#### **4. 1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合**

2. 1に掲げる重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のた

めに法令で求められている事項の不適合に係る指摘事項に関する安全重要度について評価を以下のとおり行う。

#### (1) 評価の基準

##### 【防止等措置に係る指摘事項の場合】

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

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

なお、「安全重要度評価プロセスに関するガイド」の添付 1（検査指摘事項の初期評価）を参照にして、附属書を選定すること。

##### 【防止等措置以外に係る指摘事項の場合】

以下の基準で評価を行う。

##### <「白」と評価>

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

##### <「緑」と評価。>

○上記以外の場合。

#### (2) 重要度の判定

以下の手順で安全重要度の判定を行う（図 1 参照）。

- ① 検査指摘事項によって影響を受けると考えられる規制要求事項を特定。
- ② 防止等措置に関連する場合は他の附属書を準用して安全重要度を評価。
- ③ ②に該当しない場合、緊急事態の際、施設の保全のための活動が十分に機能するか評価を行い、機能しないと判断する場合は、安全重要度を「白」と評価。

#### 4. 2 運用手順等に基づく活動の不実施

2. 2に掲げる緊急事態における運用手順等の不実施に係る重要度について評価を以下のとおり行う。なお、防止等措置に関するもので、4. 1により安全重要度評価が可能なものについては、4. 1による手法で評価行うものとする。

## (1) 評価の基準

安全重要度の評価は、以下の基準で判断を行う。

- 赤：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できず、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合
- 黄：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的は達成されたが、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合
- 白：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できなかったが、その他の措置等により、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できたと判断する場合
- 緑：緊急事態等の発生時に、運用手順から大幅に逸脱した対応が行われたが、目的は達成され重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できた場合

## (2) 安全重要度の判定

以下の手順で安全重要度の判定を行う。

- ① 不実施を指摘された施設の保全のための活動・手順を特定する。
- ② その指摘事項の重大事故等対処及び大規模損壊対処への影響を確認する。
- ③ その影響の安全重要度を評価する



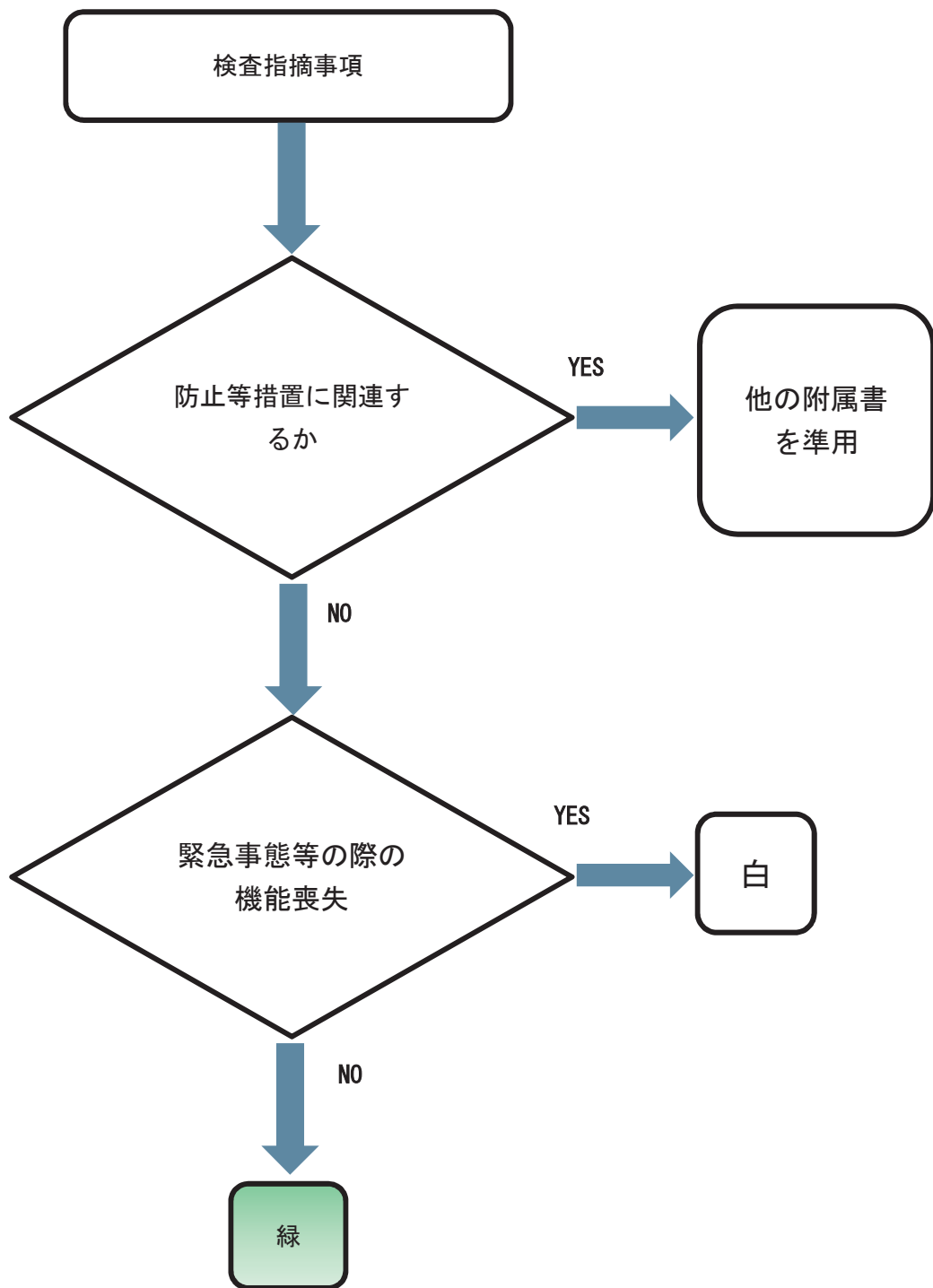


図1. 要求事項の不適合に対する安全重要度評価フロー

安全重要度評価プロセスに関するガイド

### 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

(案)

## 目次

## 1. 適用範囲

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

事業者は従業員の放射線安全について、合理的に達成可能な限り低い従業員の被ばく線量を達成するために、法令等により放射線防護を行うことが要求されている。

原子力規制検査においては、事業者が従業員の被ばく低減するために適切な対策の実施状況又は被ばく低減するための可能性のある方法の使用状況について事業者のパフォーマンスを検査する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書により安全重要度の評価を行う。

## 2. 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の重要度決定プロセス（SDP）

### （1）平均集団線量の評価（別紙1参照）

○安全重要度評価にあたっては、まず事業者の直近の過去3年の平均集団線量と、過去10年間（1999年～2008年）における1基当たりの年間集団線量（中央値）の平均値と比較し、事業者の全体的なALARAのパフォーマンスを評価する。

○この過去3年の平均集団線量が、PWRについて1.07人・Sv/基又はBWRについて1.22人・Sv/基を下回る場合には、安全重要度は「緑」と評価する。この数値を超える場合、次のステップに進む。

### （2）作業活動における集団線量の評価

○ALARA計画又は作業管理のために関連業務をグループ化した作業活動における実際の集団線量を基に評価を行う。この作業活動における実際の集団線量が、0.25人・Svを超える場合には、「白」と評価する。作業活動における実際の集団線量が0.25人・Sv以下の場合、次のステップに進む。

○評価期間中（過去2年）、実際の集団線量が0.05人・Svを超え、かつ計画された線量の50%を超える作業活動の件数が5件を超える場合には、「白」、4件以下の場合には「緑」と評価する。

○なお、評価にあたっては、恣意的に作業活動を分割していないか、前例や作業の状況等を踏まえ事業者が適切に作業活動を設定しているか留意する。

## 3. 放射線被ばく管理

### （1）線量限度及び等価線量の超過

従業員の被ばく管理等が不適切であったため、法令に定める線量限度を超過した場合は、安全重要度は最低でも「白」と評価される。

<「白」と判断>

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

<「黄」と判断>

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

<「赤」と判断>

- 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）の5倍を超える場合。

(2) 線量限度超過の可能性における安全重要度評価

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

- 時 間：被ばく時間が相当程度長くなった可能性があるか。
- 放射線源強度：放射線源はかなり強かった可能性があるか。
- 距 離：従業員が、放射線源に近づいた可能性があるか。
- 遮へい：意図しない遮へいが合理的に取り除かれた可能性があるか。

実際の安全重要度評価においては、皮膚の等価線量限度を超過の可能性があった場合は「緑」と判断する。その他の線量限度及び等価線量限度を超過する可能性があった場合は「白」、追加防護区域における線量超過の可能性があった場合は「黄」と判断する。

(3) 線量の評価能力に関する安全重要度評価

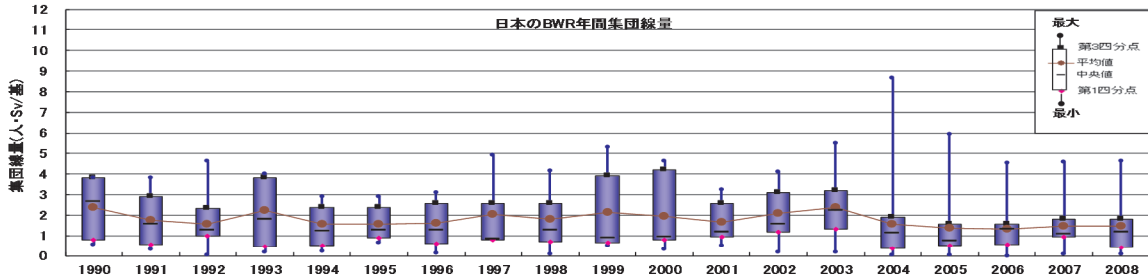
線量計の故障又は線量計の校正が不適切であった、線量の記録ができなかったなど、放射線監視及び従業員に対する放射線測定が適切に実施されなかった場合は「白」と評価される。

## 別紙1 実用発電用原子炉施設1基あたりの集団線量の推移

<BWR>

(人・Sv/基)

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

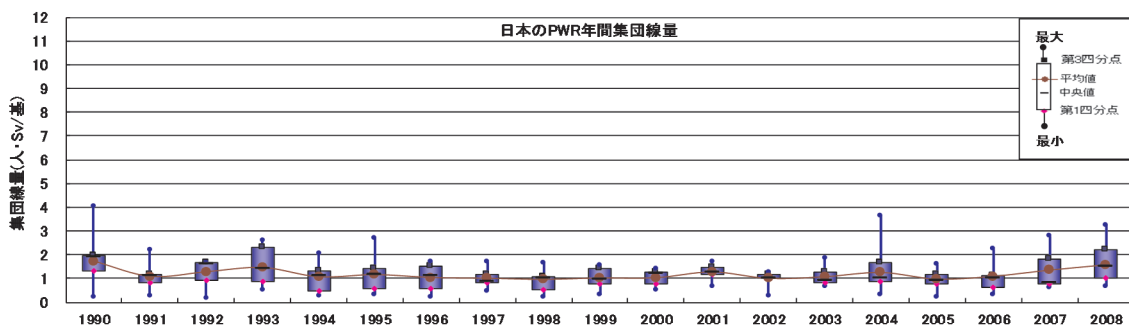


出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて  
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

<PWR>

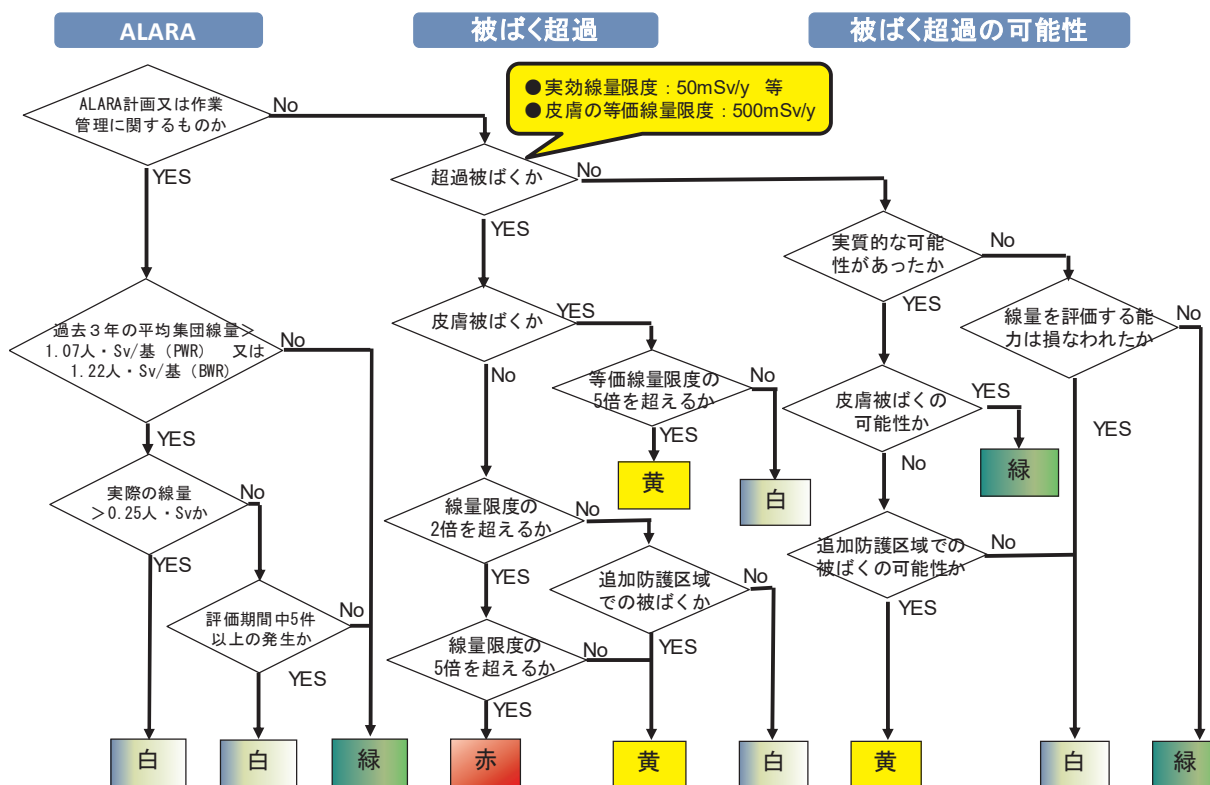
(人・Sv/基)

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



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

## 別紙2 安全重要度評価のフロー図



安全重要度評価プロセスに関するガイド

## 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

(案)



## 目次

## 適用範囲

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

## 1. 放射性気体及び液体廃棄物の排出管理、放射線環境監視

### 1. 1 目的

原子力施設においては、施設周辺の一般公衆の被ばく線量を法令で定める事業所等の境界若しくは周辺監視区域外の線量限度より遙かに低く、さらに合理的に達成可能な限り低く（ALARA）維持するために、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理が適切に管理されている必要がある。

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

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

### 1. 2 安全重要度評価プロセス（SDP）

#### （1）「緑」と判断される場合

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

#### （2）「白」と判断される場合

- 事業者が、放射性気体及び液体廃棄物の排出又は漏えいに気付かず、決められた手順・手法による公衆への被ばくや環境に対する影響を評価できない等、これら排出管理に重大な不備がある場合。

<重大な不備例>

- ✓ 事業者等が定める手順どおりに、排出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、排出又は漏えいされた放射性気体廃棄物や放射性液体廃棄物の性質特定に大きな不備が見られる場合またはその正確性が著しく欠如している場合
- ✓ (計画的、非計画的のどちらにしても)放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、被ばくの程度が著しく低く見積もられている場合
- ✓ 排出又は漏えいした放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の測定機器等に重大な欠陥があり、その結果、放射性廃液排出の性質特定に大きな誤りが見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合
- ✓ 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいにより、公衆が浴びた放射線量の評価するためのデータ(計測データ、サンプルデータ等)が存在しない場合

○放射性気体及び液体廃棄物の排出又は漏えいによる放射性物質の線量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力安全委員会決定)において定める線量目標値(50マイクロシーベルト/年)を超えるが、1ミリシーベルト未満である場合。

(3)「黄」と判断される場合

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

(4)「赤」と判断される場合

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

## 2. 放射性固体廃棄物の管理

### 2. 1 目的

原子力施設において発生する放射性固体廃棄物の管理においては、放射性固体廃棄物に起因した放射線による公衆に対する被ばく抑制のため、放射性固体廃棄物が定められた方法に従って処理され、発電所構内に貯蔵または保管され、施設構内において運搬又は施設構外へ搬出する際は法令等に基づいて適切な措置が講じられている必要がある。原子力規制検査においては、これらの措置が適切に行われているかどうかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

### 2. 2 安全重要度評価プロセス (SDP)

(1)「緑」と判断される場合

- 事業者の放射性固体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める放出管

理の手順等に違反があり、当該放射線に係る公衆に対する実効線量当量（TEDE）が50マイクロシーベルトより小さい場合。

（2）「白」と判断される場合

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

（3）「黄」と判断される場合

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

（4）「赤」と判断される場合

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

### 3. 運 搬

#### 3. 1 目 的

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

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

#### 3. 2 安全重要度評価プロセス（SDP）

##### （1）核燃料物質等の運搬に係る線量当量率及び表面密度限度の超過

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

##### <「緑」と判断>

以下の場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとん

どないと判断される。

- 線量当量率の規制値を超えたが、公衆が輸送物に接近する可能性がなかった場合で、規制値の2倍以内である場合
- 表面密度限度の規制値を超えたが、規制値の5倍以内である場合

#### <「白」と判断>

以下の場合には「白」と評価され、規制限度を超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがある程度存在すると判断される。

- 線量当量率の規制値を超え、かつ公衆が輸送物に接近する可能性があった場合で、規制値の5倍以内である場合
- 公衆が輸送物に接近する可能性がなかったが、線量当量率の規制値の2倍を超えた場合で、規制値の5倍以内である場合
- 表面密度限度の規制値の5倍を超えたが、規制値の50倍以下であった場合

#### <「黄」と判断>

以下の場合には「黄」と評価され、規制限度を大きく超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクが高まっていると判断される。

- 線量当量率の規制値の5倍を超えたが、規制値の10倍以下であった場合
- 表面密度限度の規制値の50倍を超えたが、規制値の100倍以下であった場合

#### <「赤」と判断>

以下の場合には「赤」と評価され、規制限度を大きく超過していて、公衆に対する実際の危険が生じていると判断される。

- 線量当量率の規制値の10倍を超えた場合
- 施設の敷地外の汚染を伴い、表面密度限度の規制値の100倍を超える場合

### (2) 運搬中における輸送物の破損

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

#### <「緑」と判断>

核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容が喪失されなかった場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。

#### <「白」と判断>

核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルト以下又は従業員1人に対する

実効線量が 50 ミリシーベルト以下の場合には「白」と評価され、公衆及び従業員に対し、ある程度の放射線リスクが存在すると判断される。

#### <「黄」と判断>

以下の場合には「黄」と評価され、輸送容器からの放出した核燃料物質によって又はタイプBの核燃料物質が放出される可能性があることにより、公衆及び従業員に対する放射線リスクが高まっていると判断される。

- 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25 ミリシーベルトを超えるが1 ミリシーベルト以下である場合、又は従業員1人に対する実効線量が50 ミリシーベルトを超えるが250 ミリシーベルト以下である場合
- 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失がない場合

#### <「赤」と判断>

以下の場合には「赤」と評価され、輸送容器から放出した核燃料物質によって、公衆及び従業員に対して重大な放射線リスクがもたらされていると判断される。

- 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が1 ミリシーベルトを超える場合、又は放射線業務従事者1人に対する実効線量が250 ミリシーベルトを超える場合
- 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失があった場合

### (3) 法令等の遵守違反

#### ①設計承認、車両運搬確認、積載方法承認に係る事項

##### ○設計文書の不備

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

##### ○輸送物及び容器の保守及び使用に係る不備

事業者が、当局から承認、確認を受けた状態又は方法により、輸送物及び容器の保守及び使用ができていなかったと判断される場合、重要度を「緑」と評価する。本項においては、例えば核燃料輸送物設計承認書又は輸送容器承認書における記載内容との相違（外形寸法の相違、輸送容器の重量等が不正確など）、車両運搬確認証及び積載方法承認証に記載された要件や内容等を満たしていない場合が対象となる。従業員及び公衆の被ばく線量超過、負傷、輸送物又は容器の物理的な破損は本項の評価の対象とならない。

#### ○軽微な輸送物の欠陥

本項では核燃料輸送物設計承認書及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目において、重要性は低いと考えられる仕様に関する不備は「緑」と評価される。例えば、輸送物の臨界評価に影響のないもの、容器の耐久性に関連しないもの等が本項の評価の対象となる。

#### ○重大な輸送物の欠陥

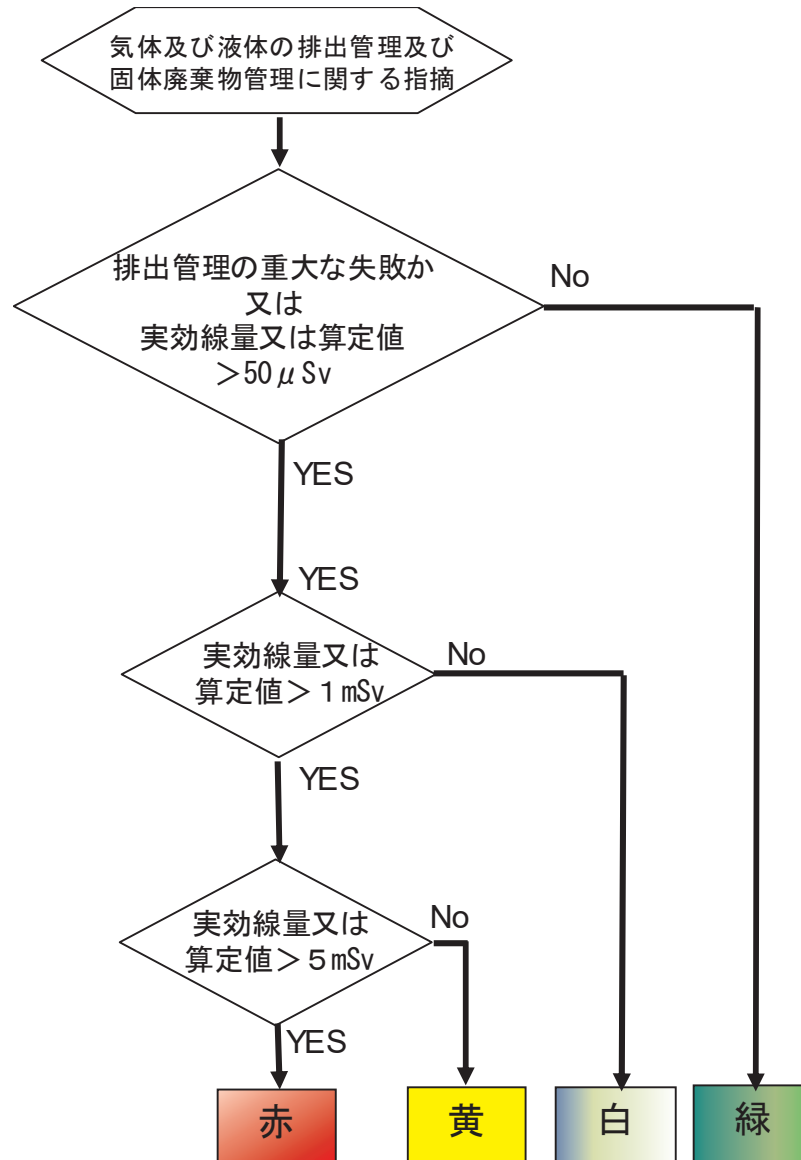
本項では、核燃料輸送物設計承認証及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目で、重要性が高いと考えられる項目の不備が対象となる。例えば、臨界の評価に影響があると考えられる項目（温度、圧力、配置、重さ、燃焼度、濃縮度、減速材、中性子吸収体等）の不備、容器等の主要構造物等の密閉システムの不備等が対象となる。

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

#### ②公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

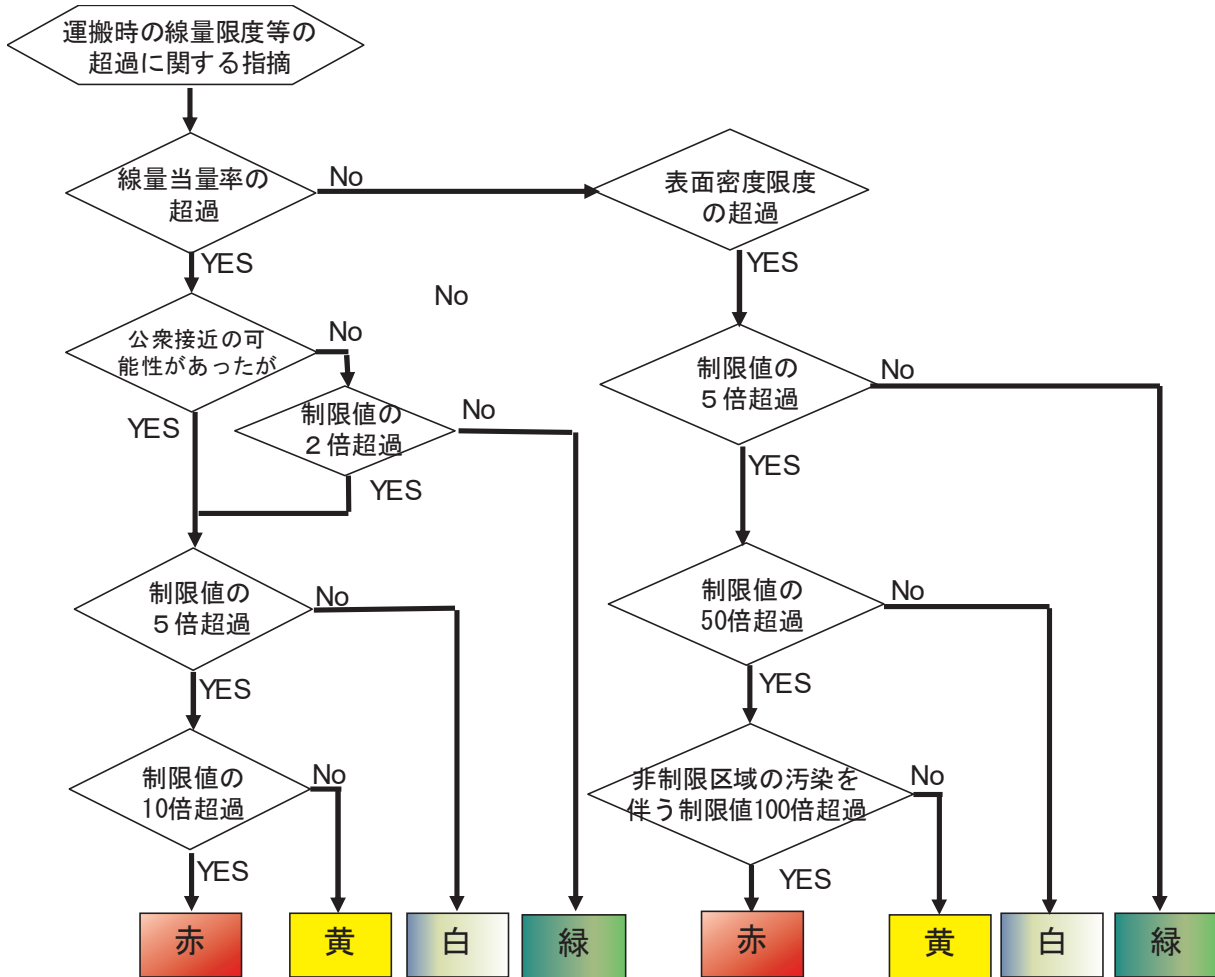
本項では、施設の外に運搬される核燃料物質に関する連絡、緊急時対応の要件に関連する検査指摘事項について評価する。核燃料物質等の運搬の届出等に関する内閣府令に基づき当該の運搬物の経路を管轄する都道府県公安委員会に届出をしないで運搬を行った場合、核燃料物質等の事業所外運搬に係る危険時における措置に関する規則に基づく危険時の措置を執らなかった場合は、安全重要度を「白」と評価する。

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

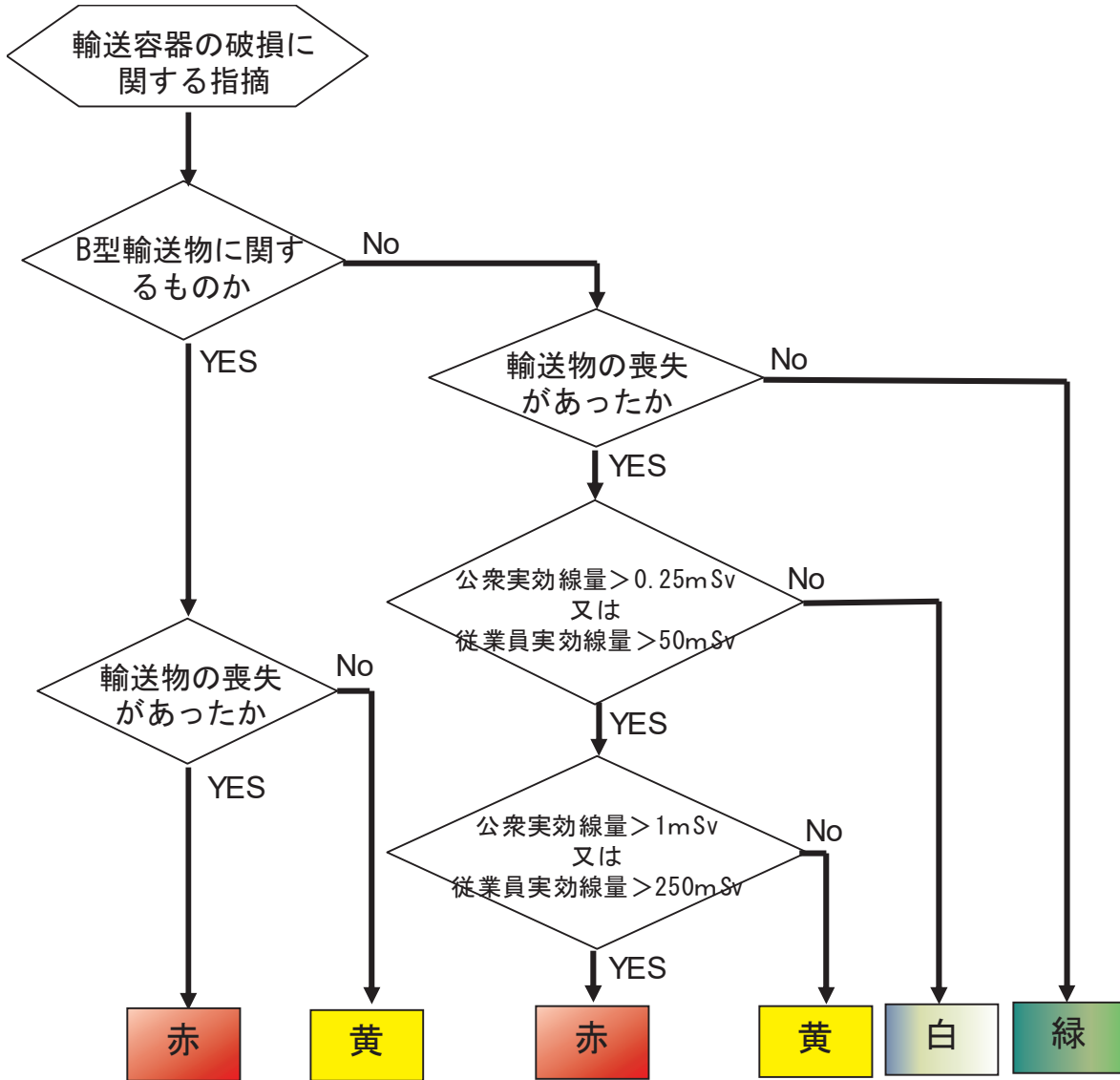




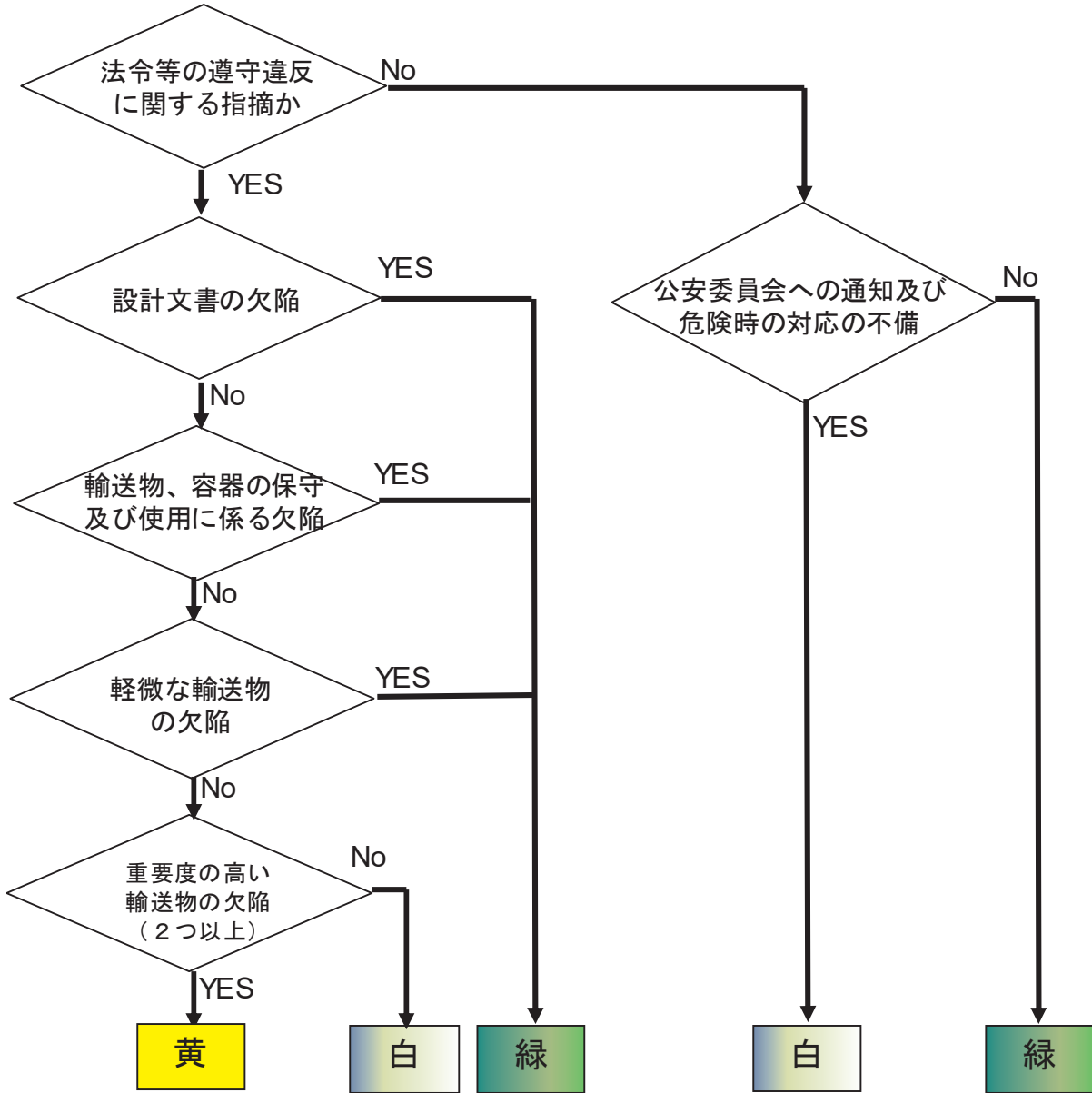
別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図



別紙3 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



別紙4 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図



安全重要度評価プロセスに関するガイド

## 附属書 5

### 火災防護に関する安全重要度評価ガイド

(案)

## 目次

## 1. 適用範囲

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

- 火災の発生を防止
- 火災を早期に感知して速やかな消火
- 消火活動により速やかに鎮火しない事態においても、原子炉の高温停止及び低温停止の機能が確保されるように、当該安全機能を有する構築物、系統及び機器の防護

## 2. 安全重要度評価の手順

火災防護に関する安全重要度評価は、フェーズ1とフェーズ2からなる。

フェーズ1では、検査指摘事項の初期の特徴付けを行うため定性的な評価を実施し、非常に低いリスク重要度（緑）の可能性のある火災指摘事項を選別する。フェーズ1のスクリーニング結果が「緑」と判断されない場合、評価プロセスはフェーズ2へと続く。

フェーズ2では、典型的な火災確率論的リスク評価（PRA）の簡易化した定量的な手法に基づき安全重要度評価を行う。

## 3. 火災防護に関する安全重要度評価フェーズ1

### 3.1 概要

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

図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず特徴づけされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき区分化される（ステップ1.2）。そして検査指摘事項は劣化格付けが低いものであるか判定評価され、劣化格付けの低い火災指摘事項は緑に選別される（ステップ1.3）。検査指摘事項の劣化格付けが低い場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で指定された指摘事項区分に基づき一連の定性的質問を用いてこの検査指摘事項のスクリーニングを行う。

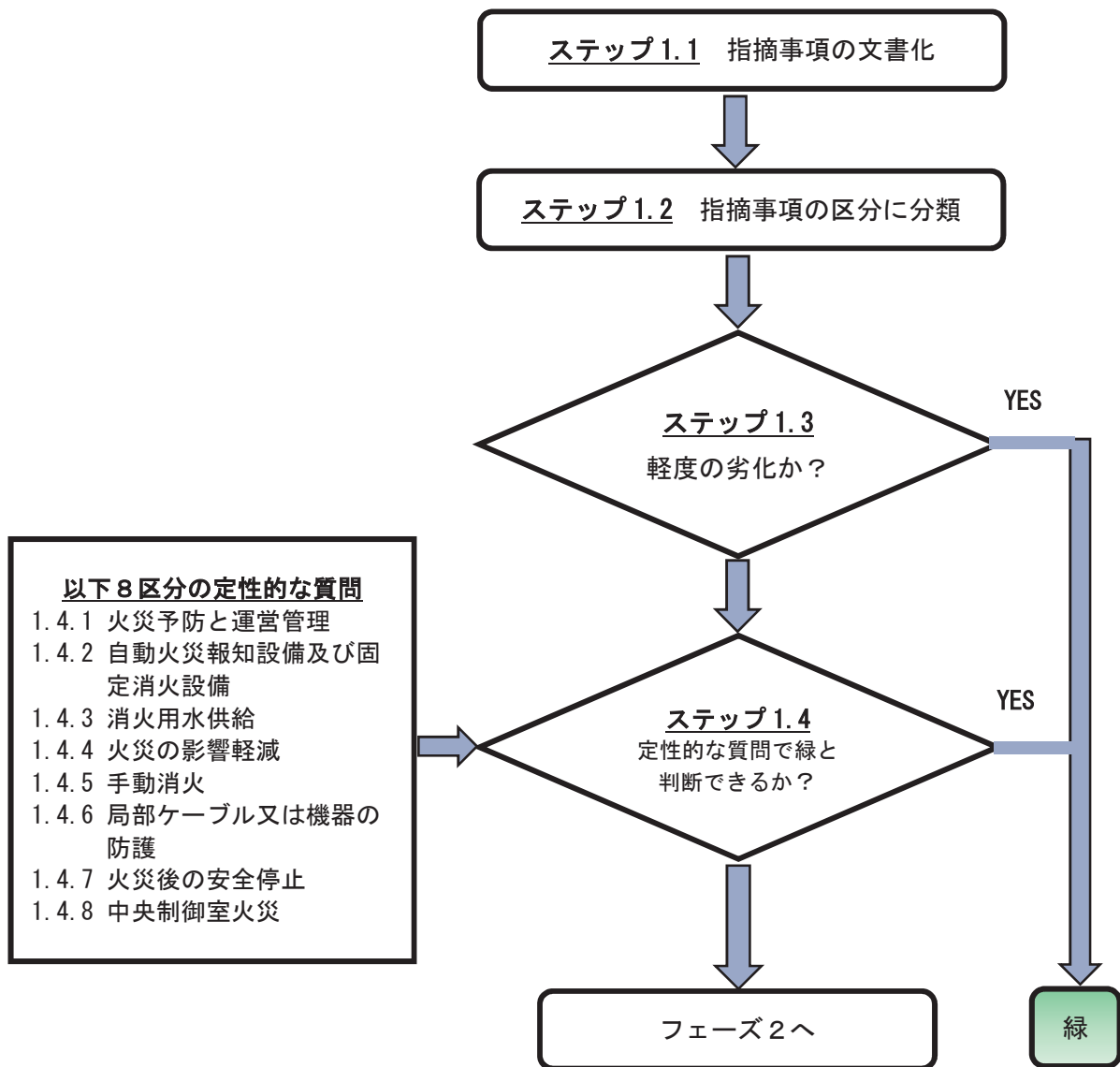


図1. フェーズ1のフローチャート

### **3. 2 火災防護に関する安全重要度評価フェーズ1のスクリーニング**

火災防護に関する安全重要度評価のフェーズ1は、非常に低い安全重要度「緑」の指摘事項を選別する。この定性的スクリーニング方法は以下の項目が満たされたとき開始される：

- 検査指摘事項で事業者のパフォーマンス上の欠陥が明記され、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により軽微より大きいと判断される。

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

#### **ステップ1.1：検査指摘事項の概要を記載**

検査指摘事項の概要を添付1ワークシートに記載する。

#### **ステップ1.2：検査指摘事項の区分を指定**

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



**表 1. 火災指摘事項の区分**

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

### ステップ 1.3：低劣化

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

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

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

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

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

- 火災の発火予防
  - 1.4.1. 火災予防と運営管理
- 発生した火災の迅速な検知と消火
  - 1.4.2. 自動火災報知設備及び固定消火設備
  - 1.4.3. 消火用水供給
  - 1.4.4. 火災の影響軽減
  - 1.4.5. 手動消火
- 火災が速やかに鎮火されない場合の原子炉の安全停止を行う機能の防護
  - 1.4.6. 局部ケーブルまたは機器の防護
  - 1.4.7. 火災後の安全停止
  - 1.4.8. 中央制御室火災

指摘事項区分のスクリーニング質問のみを用いて指摘事項を評価する。質問が対応しない場合、その質問を飛ばし、その指摘事項区分での次の質問に進む。対応しない質問が最後の質問の場合、フェーズ 2 に進む。添付 1 の○にチェックを入れることで各質問に回答する。添付 1 に選択した回答の論理的根拠を説明する。

#### ステップ 1.4.1：火災予防と運営管理

1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、火災、火災感知の遅延あるいは信用のある安全停止機能に悪影響を及ぼすなど、これまでに評価されていたよりもさらに重大な結果をもたらす確率を高めるものか？

- Yes－次の質問へ。

No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 1-B 質問：検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備の整った区域に悪影響を及ぼすか？

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No－フェーズ 2 へ。

#### ステップ 1. 4. 2：自動火災報知設備及び固定消火設備

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

Yes－フェーズ 2 へ。

No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

#### ステップ 1. 4. 3：消火用水供給

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

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No－フェーズ 2 へ。

#### ステップ 1. 4. 4：火災の影響軽減

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

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No－次の質問へ。

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

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No－次の質問へ。

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

Yes－次の質問へ。

No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく締める機能の喪失に関わるが、防火扉が閉まる機能に影響しなかった場合、防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するか？

Yes－フェーズ 2 へ。

No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

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

Yes—次の質問へ。

No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

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

No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

Yes—フェーズ 2 へ。

#### **ステップ 1. 4. 5：手動消火**

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

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—次の質問へ。

1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか？

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—次の質問へ。

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

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—次の質問へ。

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

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—フェーズ 2 へ。

#### **ステップ 1. 4. 6：局部ケーブルまたは機器の防護**

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

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—次の質問へ。

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

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No－フェーズ 2 へ。

#### ステップ 1.4.7：火災後の安全停止

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

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No－フェーズ 2 へ。

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

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No－次の質問へ。

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

Yes－フェーズ 2 へ。

No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

#### ステップ 1.4.8：中央制御室火災

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

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

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No－次の質問へ。

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

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No－次の質問へ。

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

Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No-フェーズ 2 へ。

## **4. 火災防護に関する安全重要度評価フェーズ2**

### **4.1. 概略**

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

### **4.2. 定量評価の位置づけ**

火災及び火災防護設備を評価対象とする。つまり、火災により起因事象が発生もしくは発生する可能性が高くなった事象、及び火災の拡大防止の機能が劣化した事象を対象となる。

### **4.3. 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）**

（1）火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー

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

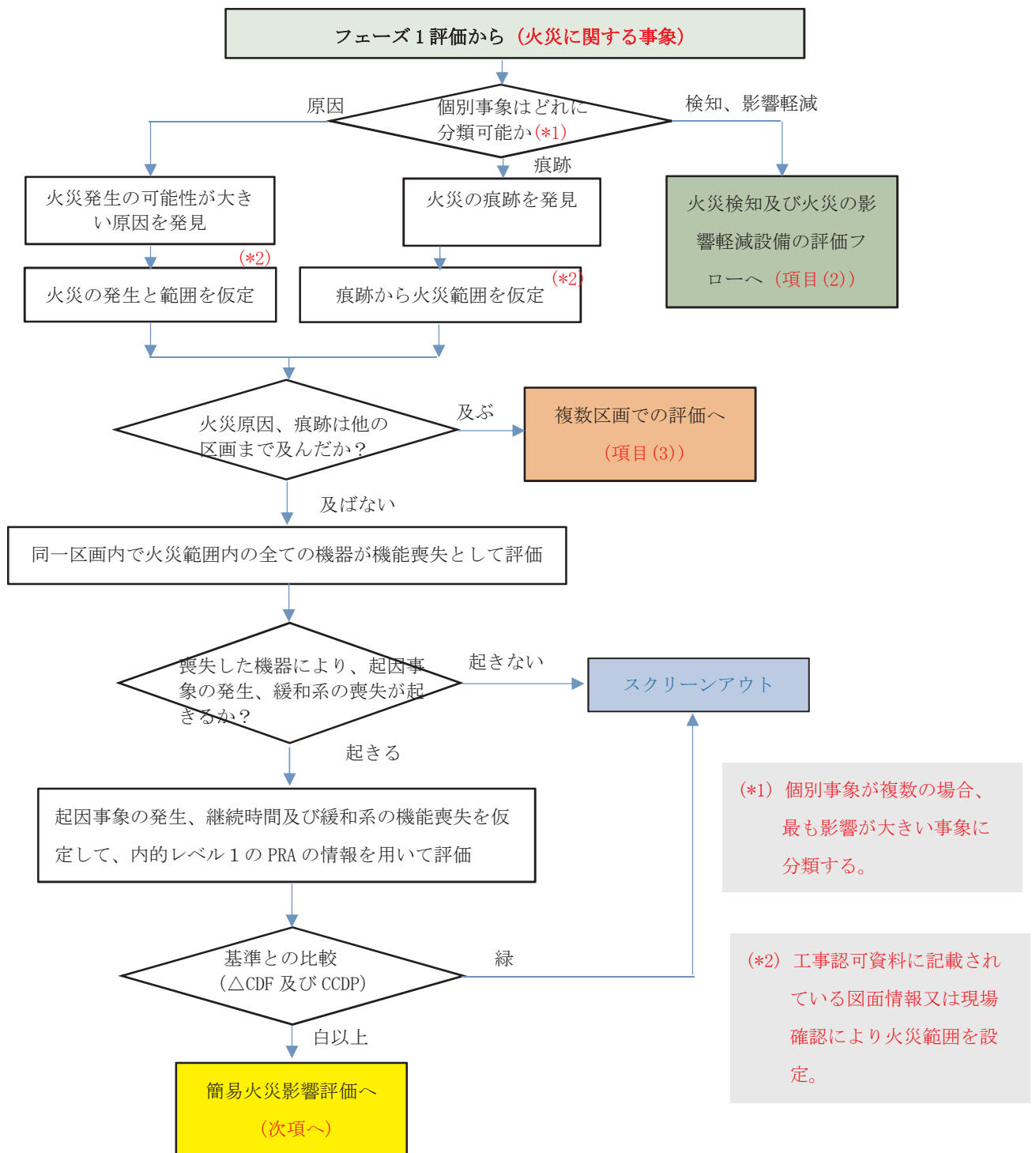


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)



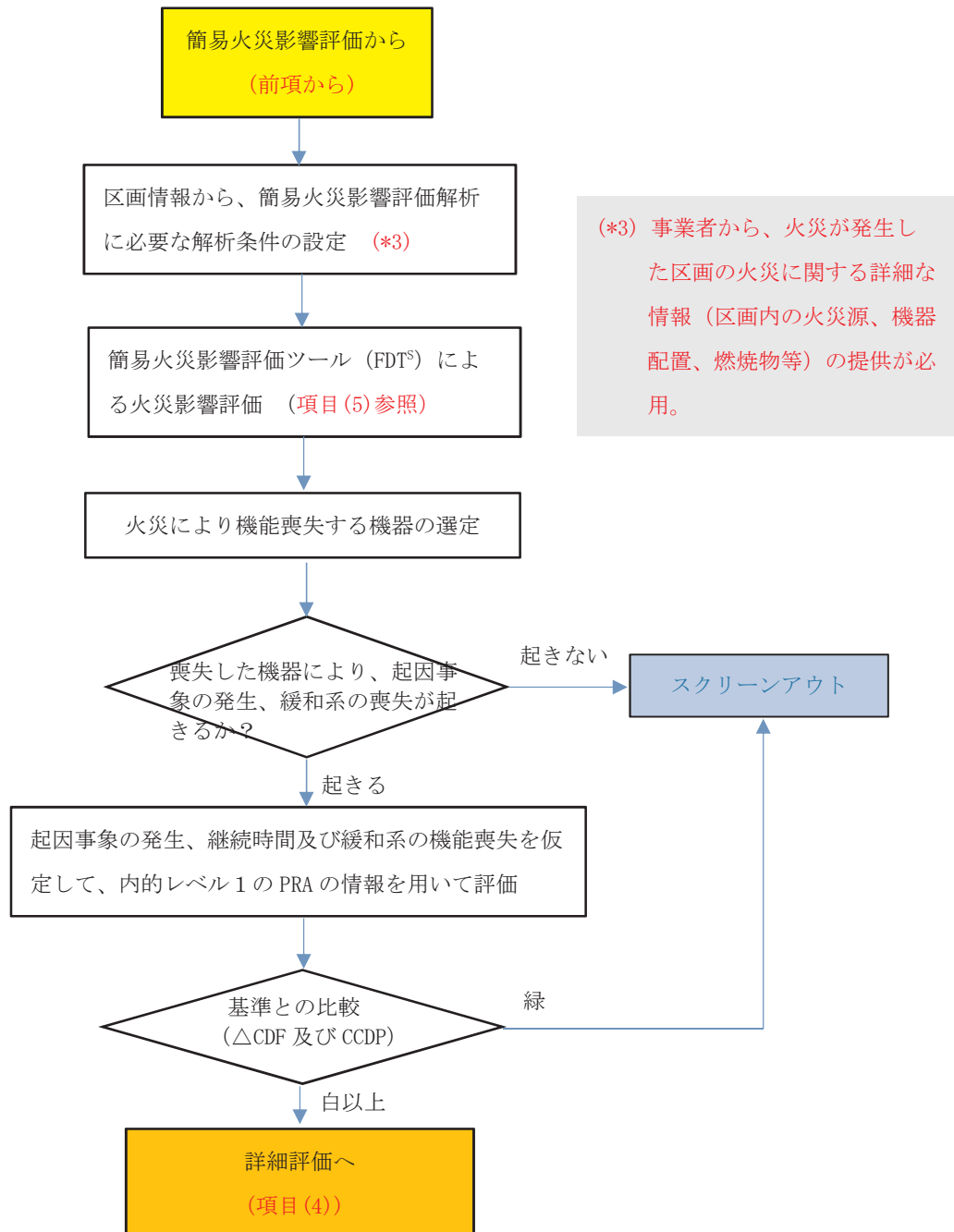


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (2/2)

(2) 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

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

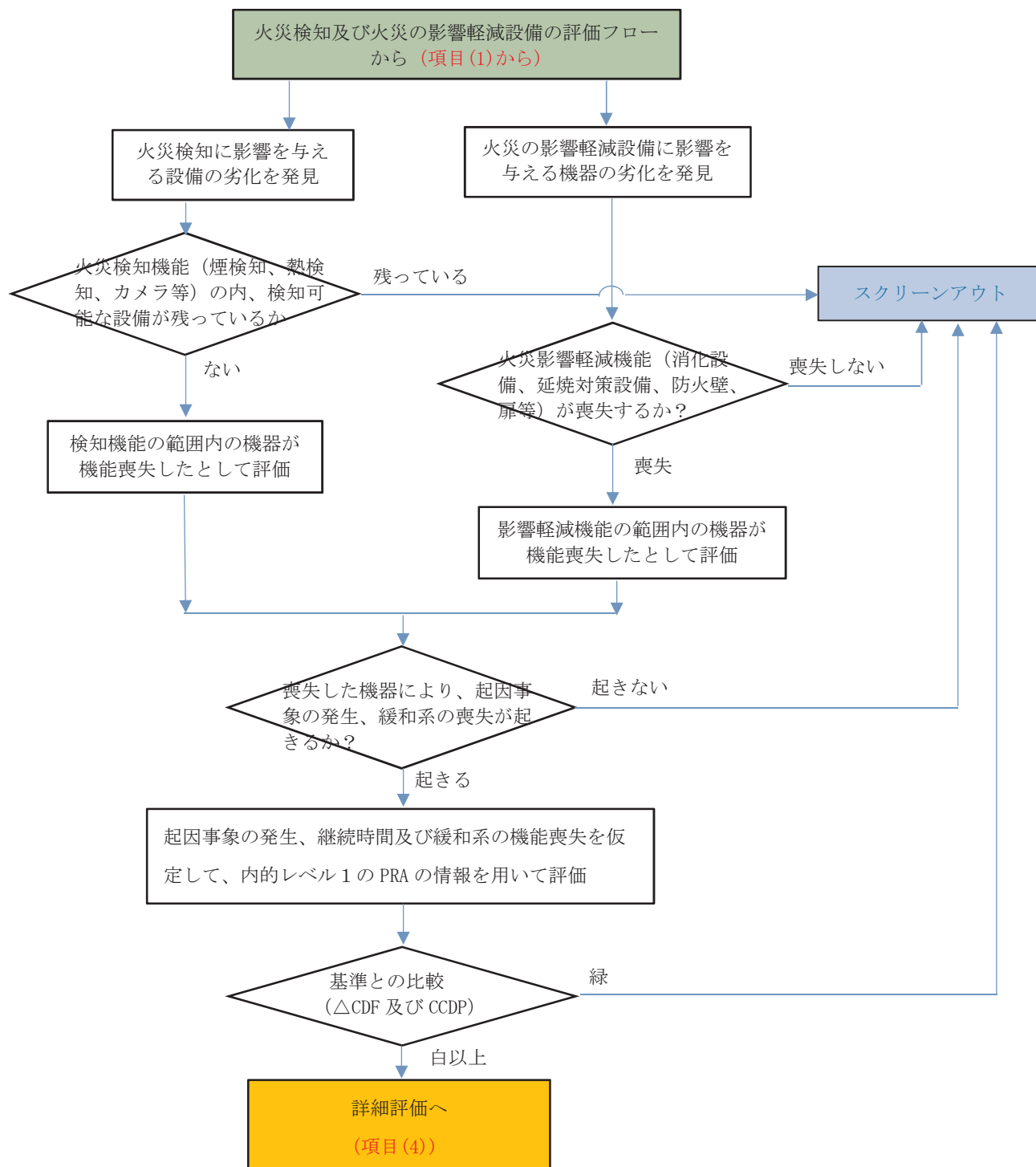


図3 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価

複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フローを図4に示す。

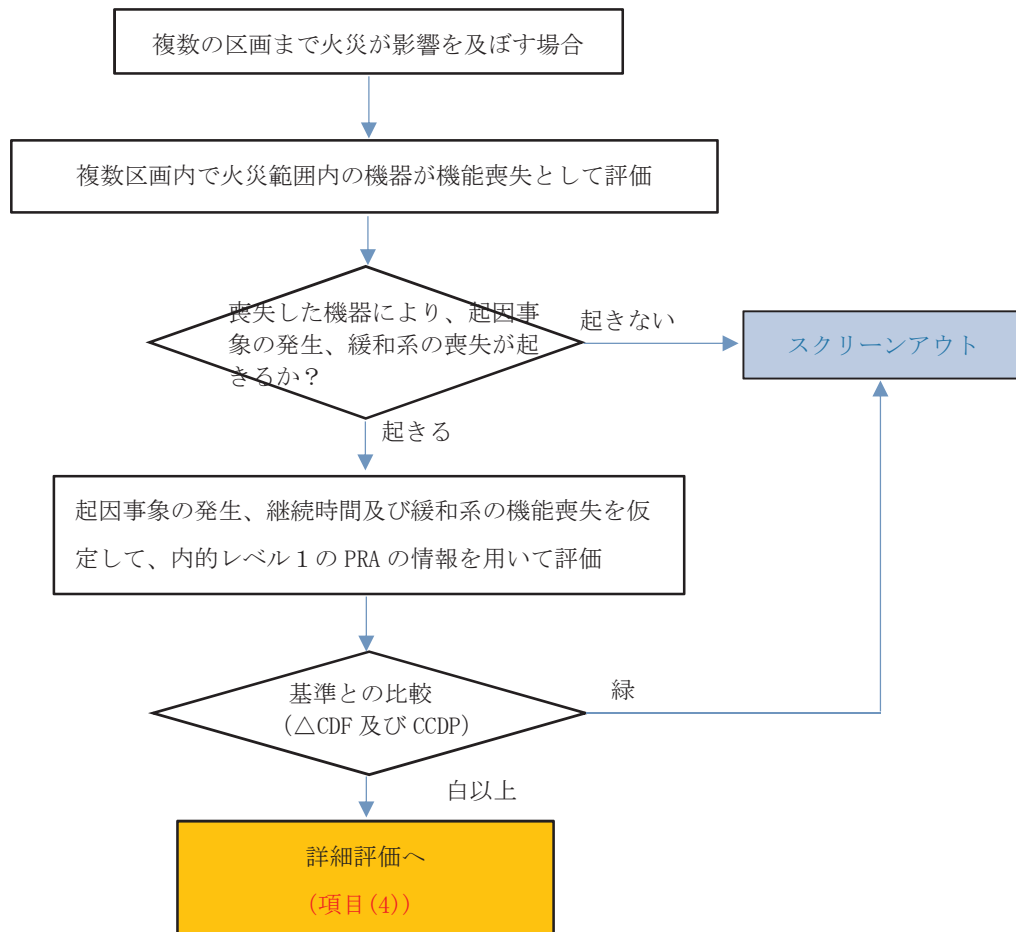


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

#### (4) 詳細評価

簡易評価で基準との比較で判断が白以上、又は詳細な火災伝播解析が必用な事象については、詳細評価を実施する。詳細評価の評価フローを図5に示す。

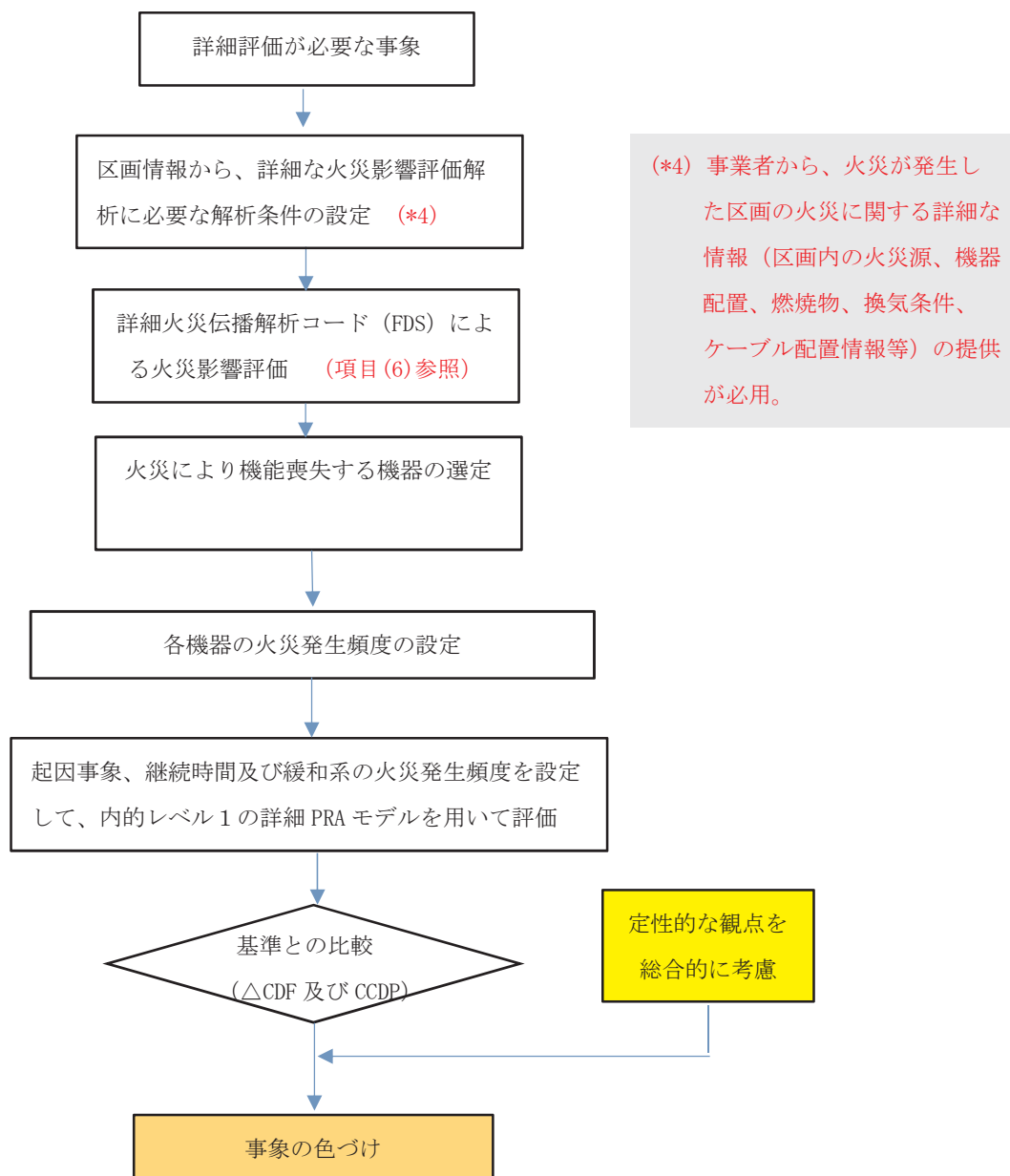



図5 詳細評価の評価フロー

(5) 簡易火災影響評価ツールによる火災影響評価

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



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

**Version 1805.1  
(English Units)**

**COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES**

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

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

---

**INPUT PARAMETERS**

**COMPARTMENT INFORMATION**

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

---

**AMBIENT CONDITIONS**

Ambient Air Temperature ( $T_a$ )	70.00	°F
Specific Heat of Air ( $c_p$ )	1.00	kJ/kg-K
Ambient Air Density ( $\rho_a$ )	1.20	kg/m <sup>3</sup>

Note: Ambient Air Density ( $\rho_a$ ) will automatically correct with Ambient Air Temperature ( $T_a$ ) Input

---

**THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES FOR**

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

図 6 簡易火災影響評価ツール(FDT<sup>s</sup>)の入力データ例



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

Version 1805.1  
(English Units)

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

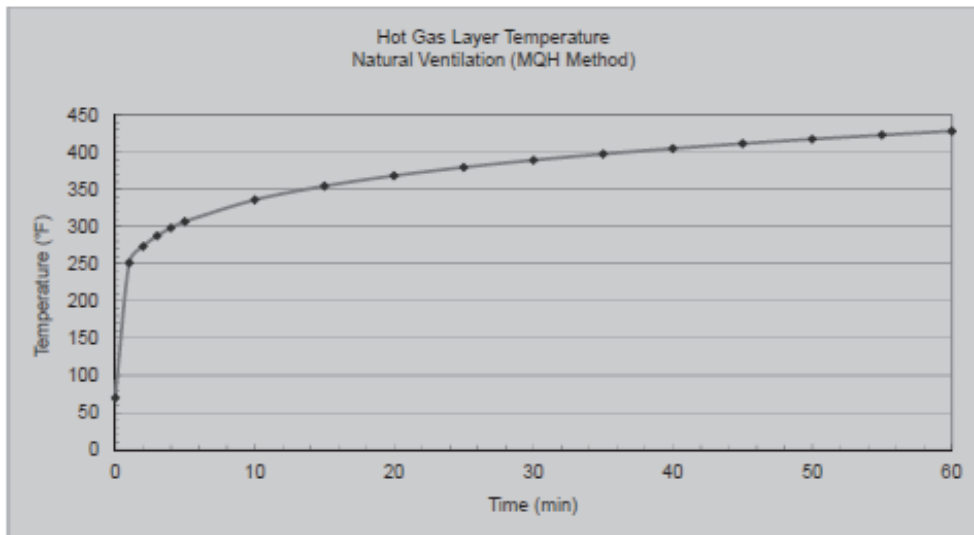


図7 簡易火災影響評価ツール(FDT<sup>S</sup>)の解析例

(6) 詳細火災伝播解析コードによる火災影響評価

米国 NIST（アメリカ国立標準技術研究所）で開発された詳細火災伝播解析コード(FDS)を用いた火災伝播解析を実施する。以下の FDS の解析結果モデル図を図 8 に、解析結果例を図 9 に示す。

但し、本詳細解析モデルの作成には、詳細な設計条件が必要となる。

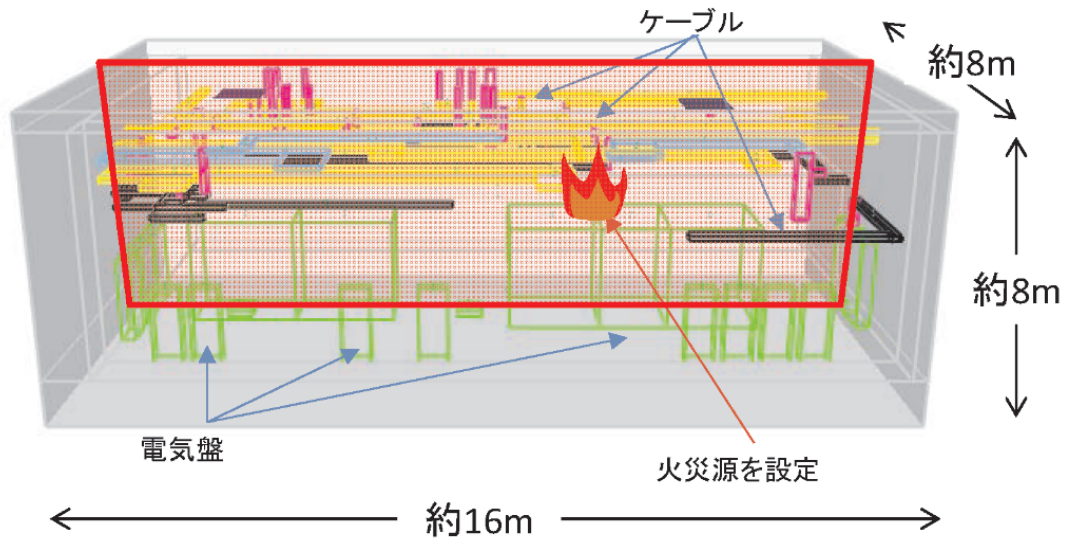


図 8 詳細火災伝播解析コード(FDS)の解析モデル例

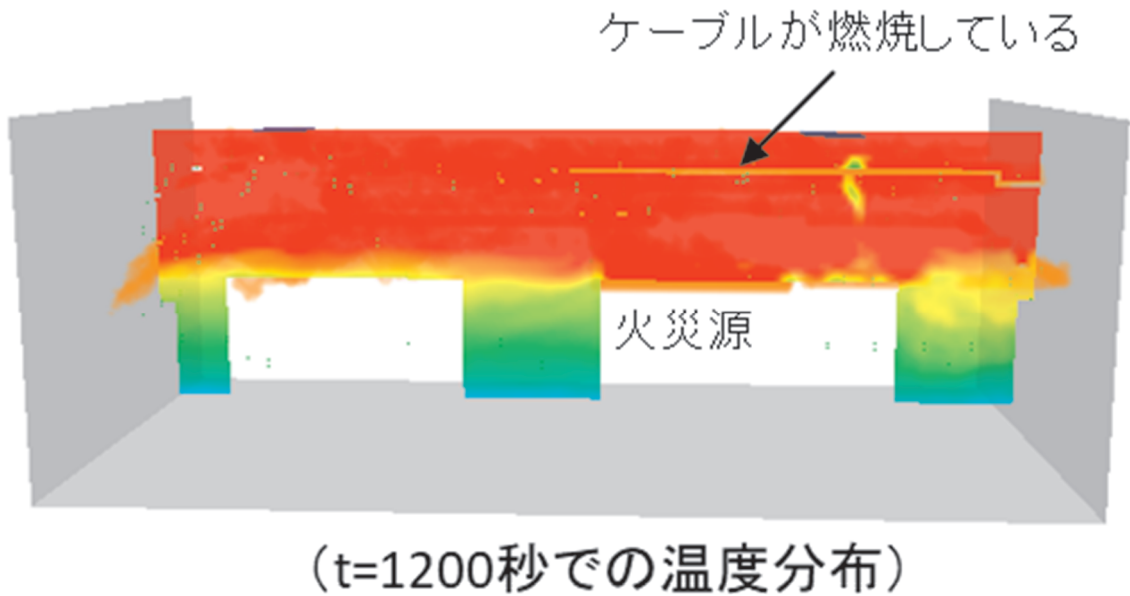


図 9 詳細火災伝播解析コード(FDS)の解析結果例

## 添付1 火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート

### ステップ1：火災防護 SDP フェーズ1 ワークシート

#### ステップ1.1－検査指摘事項の概要を記載

---

---

---

---

---

---

---

---

#### ステップ1.2－検査指摘事項区分の指定 ※最も適した一つの区分に分類

本文の表1を参考に、火災検査の指摘事項区分を特定する。

#### ステップ1.3－低劣化欠陥

添付2の指針を用いて、検査指摘事項に低い劣化の格付けができるか決定する。

1.3.1-A 質問：添付2の基準に基づき、指摘事項に“低い”劣化の格付けができるか？

Yes－緑に分類し、これ以上の解析は必要ない。

No－ステップ1.4へ。

劣化格付けの根拠



---

---

---

## ステップ 1.4ー検査指摘事項区分別定性的スクリーニング質問

ステップ 1.2 で指定された火災指摘事項区分に該当するステップに進み、スクリーニング質問に回答し、この指摘事項がリスク重要度の非常に低いもの（緑）であるかを判定する。8つの指摘事項区分ごとにスクリーニング質問を設定している。指定された火災指摘事項区分にあるスクリーニング質問を用いて、指摘事項を評価するだけである。質問が適用されない場合、その質問を飛ばし、同じ指摘事項区分の次の質問に進む。

### ステップ 1.4.1：火災予防と運営管理

1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、火災、火災感知の遅延あるいは信用のある安全停止戦略に悪影響を及ぼすなど、これまでに評価されていたよりもさらに重大な結果をもたらす確率を高めるものか？

- Yesー次の質問へ。
- Noー緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.1-B 質問：検査指摘事項は、適切な自動感知及び消火設備の整った区域に悪影響を及ぼすか？

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

### ステップ 1.4.2：固定火災防護システム

1.4.2-A 質問：劣化したあるいは機能しない火災感知または消火システムが、安全停止に重要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか？

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

### ステップ 1.4.3：消火用水供給

1.4.3-A 質問：所内で最も厳しい場所に設置された安全停止に重要な機器の保護をするために必要な容量の消火水（要求圧力での流量）が存在するか？

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—適用に応じフェーズ 2 またはフェーズ 3 へ。

#### ステップ 1.4.4：火災閉じ込め

1.4.4-A 質問：対象の火災区域にある安全停止に重要な機器の可燃性負荷及び位置を考慮した上で、それでも劣化した火災閉じ込め要素は、これを通した火災伝播を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝播の防止など）を提供し続けることができるか？

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—次の質問へ。

1.4.4-B 質問：火災閉じ込め要素の何れか方側に完全に機能する自動消火システムがあるか？

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—次の質問へ。

1.4.4-C 質問：検査指摘事項が開放したあるいは劣化した防火扉に関わる場合、影響を受けた火災区域に安全停止に重要な機器は設置されているか？

- Yes—次の質問へ。
- No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.4-D 質問：検査指摘事項が防火扉のラッチを正しく締める機能の喪失に関わるが、防火扉が閉まる機能に影響しなかった場合、防火扉は気体消火システムのある区域を保護するか？

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

1.4.4-E 質問：劣化した火災閉じ込め要素が原因で、火災が 1 つの火災区域（開始火災区域）から別の火災区域（曝露火災区域）に広がった場合、開始火災区域（火災後安全停止機器またはその喪失が安全停止（プラントのトリップなど）要求にいたるその他のプラント機器を含む標的）の信用ある安全停止戦略に影響を及ぼす可能性のある曝露火災区域にある別の標的を損傷する可能性があるか？

- Yes—次の質問へ。
- No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.4-F 質問：質問 1.4.4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（複数の火災区域を通るケーブルなど）の欠陥による火災拡散によって影響を受けるほど、その別の標的は隣接する区画内の近い位置にあるか？

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

#### ステップ 1.4.5 : 手動消火作業

1.4.5-A 質問：検査指摘事項は、高温作業火災監視で使用しない可搬式消火器に関連するか？

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—次の質問へ。

1.4.5-B 質問：検査指摘事項は、火災準備計画に関連するか？

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—次の質問へ。

1.4.5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、完全な自動または手動消火システムにより保護されているか？

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—次の質問へ。

1.4.5-D 質問：劣化した消防格納所に関わる火災指摘事項に対し、安全停止に重要な機器が悪影響を受けないような方法で消火できる代替手動消火方式が利用できるか？

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

#### ステップ 1.4.6 : 局部ケーブルまたは機器の防護

1.4.6-A 質問：劣化した耐火被覆（ケーブル、ケーブルトレイまたは機器）のある区域は、適切な自動検出及び消火システムによって防護されているか？

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

1.4.6-B 質問：劣化した耐火被覆（ケーブル、ケーブルトレイまたは機器）のある区域は、標的に被害が及ぶ前に消火できる耐火性を提供できる適切な自動検出システム及び耐火被覆によって防護されているか？

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

#### ステップ 1.4.7 : 火災後の安全停止

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

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—フェーズ 2 へ。

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

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—次の質問へ。

1.4.7-C 質問：検査指摘事項は、信用ある安全停止成功パスを用いた高温停止/高温待機あるいは安全及び安定状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか？

Yes—フェーズ 2 へ。

No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

#### ステップ 1.4.8：中央制御室火災

注：このセクションは MCR に 440V 以上の機器が存在しない場合のみ適用される。

1.4.8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室（MCB）（MCB には運転員の視線内にあるパネルが含まれる）に設置された 2 機以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、MCB における内部キャビネット配線はすべて認定されたものでこれらの機器はお互いから少なくとも 8.2 フィート（2.5 メートル）離れているか？

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—次の質問へ。

1.4.8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室（MCB）に設置されていない 2 機以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、これらの機器は隣接しないキャビネット内に設置されているか？

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—次の質問へ。

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

Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

No—フェーズ 2 へ。



## 添付2 劣化格付け指針

本指針は、火災防護に係る検査指摘事項に対する劣化格付けが高いか低いかを判断するためのものである。ステップ 1.3 で定める指摘事項区分のほとんどのに適用される。本指針は、可能性のある全ての種類の劣化を完全にリスト化したものではない。そのため原子力検査官は、以下の指針に従って低劣化として区分される検査指摘事項であったとしても、指針で想定される以上に問題があると考えられる場合には、高劣化とするか検討しなければならない。

### 1. 火災予防と運営管理

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

#### 火気作業の許可または火災監視規定に対する指摘事項

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

- 消火器や他の要求される設備を適切に配備していなくても、適切な可搬式消火器が近くにある場合。例えば以下の場合であっても、可搬式消火器が利用可能である場合も含まれる：
  - ◇ 監視の際に、火気作業許可によって要求される可搬式消火器を持っていない
  - ◇ 充填されていない、あるいは不適切に充填された消火器だけを持っている
  - ◇ 関係する火災危険あるいは現場の条件に対応しない消火器だけを持っている（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）
- 火気作業許可が不適切であるが、通常要求される火災防護対策が全て整備されている（適切な設備、訓練された火災監視員など）。
- 火気作業記録保持に関する違反

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

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

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

#### 可燃物管理プログラムに対する指摘事項：

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

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項の劣化格付けは、低劣化あるいは高劣化で示される。低劣化と高劣化の例は、以下の通りである：

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

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

## 2. 自動火災報知設備及び固定消火設備

### 火災感知器：

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



### 水系消火設備：

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

### ガス系消火設備：

注：劣化の種類によっては、低劣化と判断される可能性がある検査指摘事項も、より問題がある可能性があるため、高劣化事項として検討しなければならない。例えば、制御室につながる貫通孔があるシステムは消火に有効であるが、同時に制御室からの退去や制御室運転員の SCBA（自給式呼吸器）着用に繋がる可能性があり、そのため高劣化として検討しなければならない。

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

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

### 3. 火災の閉じ込めと局部ケーブルまたは機器の防護

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

低密度／高密度エラストマー（シリコンフォームなど）（貫通部シール材）：

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

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

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

- 直径 12mm以下の貫通亀裂
- 材料の圧縮
- 高劣化
  - バリア材の設計厚さの 10%以上を紛失、あるいはもともと施工されていない場所が 38 cm<sup>3</sup>領域を超える
  - 直径 12mmよりおおきい貫通亀裂
  - 15 cm未満のラップに入る大型金属製断面サポートもしくは大型断面ケーブル
  - 試験または評価されていないバリア構成

単独／ブート型シール：

- 低劣化
  - 酷い裂け目、緩んだバンド、バンドの解放
  - 両側のブート紛失
- 高劣化
  - 支持の紛失
  - 7 cm未満のシール
  - セラミック繊維なし

コンクリート及びセメント性漆喰または貫通シール材：

- 低劣化
  - 要求バリア厚さの 50%以下である 3mm未満のバリア上の貫通亀裂
  - 深さ 1.5mmのバリアギャップまたは亀裂
- 高劣化
  - 要求されるコンクリート厚さの 30%超が紛失
  - 熱吸収の上昇に繋がる、表面の大部分の変形（表面の 50%超）

- 構造健全性を損なうと判断される亀裂
- 厚さ 11 cm未満

扉：

- 低劣化
  - 製造者推奨仕様の 25%あるいは最大 9mmのギャップを超えない扉のギャップ
  - 扉の片面にある複数の穴で開口部が 3mm未満のもの
- 高劣化
  - 扉表面にある開口部が 25mmを超える複数の孔
  - 扉が勝手に開くまたはラッチが壊れている
  - 扉の閉まりを確保する防火扉の閉鎖機構が故障している

ダンパー：

- 低劣化
  - 保全検査プログラムが実施されていないダンパー
  - 完全に閉まるダンパー
- 高劣化
  - ヒューズブルリンクの温度が過剰に高い、あるいはヒューズブルリンクが正しく設置されていない
  - 電熱リンク（ETL）の温度が過剰に高い、あるいは ETL が正しく設置されていない
  - ダンパーが完全に閉まらない
  - 鋼製ダクトでの火災バリアにダンパーがない
  - ダンパーが予測される換気に対し閉まる規格でない
  - 壊れたラッチ（閉鎖にラッチが必要な箇所）
  - ダンパーが取り付けられていない

#### 未シール電線管：

- 低劣化
  - バリアの両側 1m以上の不燃材で覆われて 25mm未満の未シールの電線管
- 高劣化
  - バリアの両側の長さに関係なく 25mmを超える未シールの電線管

#### ウォーターカーテン：

- 低劣化
  - ヘッドの 10%未満が塞がれたあるいは詰まったが、隣接するヘッドはどれも詰まっていない
- 高劣化
  - 10%超のヘッドが塞がれたあるいは詰まった、もしくは隣接する2つのヘッドが塞がれたあるいは詰まった
  - システムが機能しない

#### 放射エネルギー遮蔽：

注：放射エネルギー遮蔽が、“評価された”バリア（Darmatt、Interram）の場合、上記から適切なバリアの種類を使用する。

- 低劣化：
  - バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある発火源の間を完全に塞ぎ、非可燃物である
- 高劣化：
  - バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある発火源の間を部分的にしか塞がない
  - 可燃性である

#### 4. 火災後安全停止

火災後安全停止（SSD）に係る指摘事項は、手動操作、関連回路の解析、要求回路の解析、誤作動、交互停止、火災対応手順、火災後安全停止解析などの火災後の SSD の運用面における劣化に関連している。

火災後 SSD 指摘事項区分は、受動的火災バリア、火災感知器及び消火器などの指定安全停止パスの物理的防護に対する指摘事項に対応するものではない。物理的防護機能に対する指摘事項は、別の指摘事項区分で扱われる。

認可取得者の火災後 SSD プログラムに対する、低劣化か高劣化の例を以下に示す：

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

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

(案)

## 目 次



## 1. 適用範囲

本附属書は、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および詳細リスク評価のガイドラインについて定めたものである。重要度決定プロセスのスクリーニングは、本附属書の添付 1 として規定される通り、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のガイドラインを使用することになる。

添付 1 には、重要度決定プロセスの詳細リスク評価により、更に評価が必要と判断される場合も列挙している。詳細リスク評価のガイドを、添付 2 に示す。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のフローを図 1 に示す。

## 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こらないようにする以下の要因を考慮する必要がある。(1) サージ管の圧力が落ちる。(2) 加圧装置に取り込まれた水の蓄積。(3) (緩んだ部品の管理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システム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システム／崩壊熱除去システム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／崩壊熱除去システムが運転中の場合に、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

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

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

#### ○停止時における指摘事項の種類

前兆の指摘事項 - 以下の指摘事項をいう；(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(L01) - 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システム保有水の喪失など。

レベル制御の喪失(L0LC) - 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系統の再加圧につながるよう、格納容器蓋はのった状態で、原子炉冷却系統は閉まっている。

運転状態 2 - この運転状態は、(1)格納容器蓋が取り外され、圧力容器の水位が保安規定に

記載されている原子炉圧力容器内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルより低い場合、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系統の通気路がない場合の停止状態を示す。

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

## 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) 緩和系統の中に自動運転ではなく手動運転が必要な可能性のあるものがある。
- (3) 格納容器隔離系の中に、運転可能でないものがあり、閉じ込め機能の喪失可能性が大きいものがある。

発電所が停止していても、残留熱除去系／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、停止中に維持していることが好ましい機器、系統、計装装置、方針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、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。

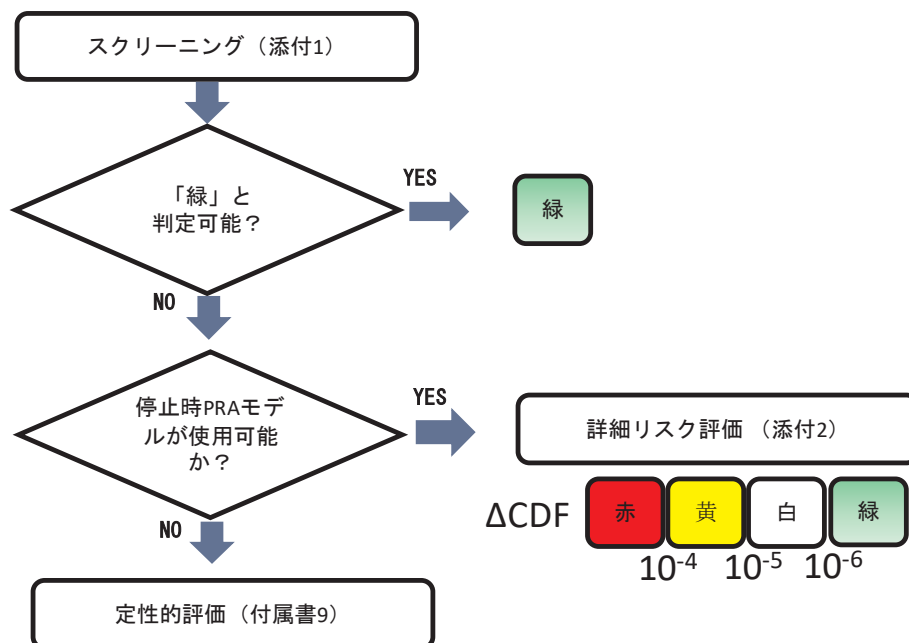


図1. スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー



**<添付資料>**

**添付 1 : 初期スクリーニング及び指摘事項の特性化 (スクリーニング)**

**添付 2 : 詳細リスク評価**



## 添付 1：初期スクリーニング及び指摘事項の特性化（スクリーニング）

### 1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられ得る「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. スクリーニングの概要

プラント停止時に安全重要度評価は、定量的なリスク手法に基づきプラント停止中の事象又は状態のリスクを把握するものである。停止の事項を含み、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、詳細リスク評価でのより詳細な解析に入る前に、「緑」に評価できるものを判断することである。

スクリーニングは現場の検査官が実施し、必要に応じ本庁の支援を受けるものとする。検査官は、影響を受けた構築物・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ースクリーニングの利用ガイド（検査指摘事項の初期スクリーニング及び整理）

別紙 2ー発生防止のスクリーニングに関する質問

別紙 3ー影響緩和のスクリーニングに関する質問

別紙 4ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

別紙 5ー外部事象のスクリーニングに関する質問

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

### ステップ1：検査指摘事項の初期スクリーニング

注意：ほとんどの停止中の指摘事項のリスクの結果は運転員の操作失敗確率により決まってくる。停止中の指摘事項のリスクを評価するときは、運転員の対応に影響を及ぼす条件や事象について認識することが重要である。

- 1.1 現在の PWR の設計ではプラント停止中の自動安全作動システムを有していない。また、現在の BWR の設計においては冷温停止及び燃料取替において自動低レベル注入機能は要求されていない。ゆえに、多くの検査指摘事項のリスク重要度は運転員による問題の診断と適切な操作対応に頼ることになる。運転操作対応の成功は、手順書、余裕時間、影響緩和対応の複雑さ、訓練、問題の診断能力等に依存する。よって、プラント停止中の指摘事項に対する初期スクリーニングを評価する際には、停止時の起因事象に対する運転員の診断と操作対応の能力に影響を及ぼす条件や事象について認識しておくことが重要である。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。
- 1.2 表1に、プラント停止時に安全上重要となる主要な安全機能とシステムを示す。検査官は別紙2-5を完成させるに当たってこの表を活用する。この表は、停止時のリスクに影響を及ぼし得る人的行為及び機器の両方に対して考えられる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、スクリーニング質問に回答する。

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

ステップ2：当該事項を「緑」にスクリーニングできれば、所定の様式に従い文書化する。

ステップ3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙2でのスクリーニング質問による指示を受け、詳細リスク評価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 → 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 → 詳細リスク評価へ進む

いいえ → 次へ進む

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

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

C. 過渡事象の起因となる事象

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

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

5. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が、原子炉冷却系インベントリが有効燃料頂部（TAF）まで蒸発する時間が外部電源の復旧に要する時間よりも短くなるような場合に発生したか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

D. 外部事象に係る起因事象

当該検査指摘事項は、プラント停止時の起因事象を引き起こしうる火災又は内部／外部溢水の発生可能性を高めるものか？

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

### 別紙 3—影響緩和のスクリーニングに関する質問

#### A. 緩和系の SSC 及び機能性

1. 当該指摘事項が、緩和系の SSC の設計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 → 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 → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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



- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

#### B. 外部事象緩和システム（地震／火災／洪水／悪天候に対する防護の劣化）

6. 当該指摘事項は、別紙 5 の判断基準を用い、地震、溢水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 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）

いいえ → 次へ進む

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

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 緑とする

## 別紙5ー外部事象のスクリーニングに関する質問

1. 機器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、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。



安全重要度評価プロセスに関するガイド

附属書 7

バリア健全性に関する安全重要度評価ガイド

(案)

## 目 次

## 1. 適用範囲

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

- 性能劣化した設備・機器の機能、すなわち、附属書 1 又は附属書 6 に記載されている重要度評価プロセスにより評価を行い、起因事象、緩和系統の利用可能性／信頼性及び RCS バリアの健全性（潜在的に CDF を高める可能性のある項目）に影響し得る検査指摘事項
- （CDF に影響せずに CFF を高める可能性のある）格納容器バリアの健全性に影響する性能劣化状態に関連する検査指摘事項

実用発電用原子炉施設の炉心の著しい損傷を引き起こす事故は、格納容器機能喪失に係る対策が成功しなければ環境への放射性物質の放出に至る可能性があり、このような結果となる全ての事象の発生頻度を格納容器機能喪失頻度（CFF）と言う。このような事象としては、原子炉容器破損時又はその直後に生じる早期格納容器破損、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離機能喪失も含む。

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

表 1.1  $\Delta$ CDF 及び  $\Delta$ CFF に基づくリスク重要度

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

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

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

## 2. 略語と定義

### 2.1 略語

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

### 2.2 定義

#### 格納容器機能喪失頻度 (CFF) :

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

#### 重要度評価の各フェーズ :

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

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

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

## 3. 安全重要度評価のための手順の概要

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

### 3.1 検査指摘事項のタイプ

出力運転時又は停止時における事業者のパフォーマンス劣化に関連する検査指摘事項は、SSCへ及ぼす潜在的な影響、その劣化が生じていた期間の推定、及び事故の可能性もしくはバリアの安全性の基本事項への影響評価に必要なその他の情報により特徴付けられる。以下、2つのタイプの検査指摘事項が生じる。

#### タイプAに分類される検査指摘事項 :

タイプAに分類される検査指摘事項は、CFFの影響因子の特定にもつながる炉心損傷を引き起こす可能性に影響するものである。このような検査指摘事項は、出力時の検査指摘

事項にあっては附属書 1、停止時の検査指摘事項にあっては附属書 6 を用いて、 $\Delta$ CDF への重要度の評価を行う。

タイプ B に分類される検査指摘事項：

タイプ B に分類される検査指摘事項は、炉心損傷の可能性に影響を与えないが、格納容器の健全性に大きな影響を与える可能性がある劣化状態に関連するものである。表 3.1 は、(種々の格納容器型に対して健全性を維持するために関係する) SSC の一覧である。このような SSC の CFF に対する重要性についてもこの表に示す。

### 3.2 CFF に基づく安全重要度評価手順

図 3.1 は、代表的な検査による検査指摘事項の評価手順を示すものである。CDF で評価された検査指摘事項はすべて、タイプ A に分類される検査指摘事項として CFF の変化量に寄与する可能性があるかどうか評価される。炉心損傷に影響せず、格納容器の機能喪失のみに影響する検査指摘事項はタイプ B に分類される検査指摘事項として評価する。

タイプ A に分類される検査指摘事項：

タイプ A に分類される検査指摘事項では、CDF 基準の安全重要度評価プロセスにより  $\Delta$ CDF に基づく安全重要度を求める。この全  $\Delta$ CDF が炉年あたり  $1E-7$  未満である場合、安全重要度を「緑」と評価する。

炉年あたりの全  $\Delta$ CDF が  $1E-7$  以上の場合、その検査指摘事項が炉心損傷に至る事故シーケンスのいずれにも潜在的に影響を及ぼし CFF の一因となると判断して、より詳細なフェーズ 2 の評価を行う。この場合、4 章に規定する CFF の検討事項に基づく  $\Delta$ CFF を評価して安全重要度を判断する。

タイプ B に分類される検査指摘事項：

タイプ B に分類される検査指摘事項は CDF の変化に影響を及ぼさないものであり、CDF を用いた評価は行わない。ただし、タイプ B に分類される検査指摘事項は  $\Delta$ CFF に大きく寄与する可能性があるため、CFF の検討事項に基づき適切なリスクカテゴリーに割付ける。図 3.1 に示すとおり、CFF に影響を与える格納容器の SSC (表 3.1 を参照すること) 又は格納容器の状況に関係するかどうか判断するために、初期選別が行われる。その結果が「いいえ」であれば、その検査指摘事項の安全重要度は「緑」と評価する。その結果が「はい」であれば、5 節の指針に基づいて安全重要度評価を行う。

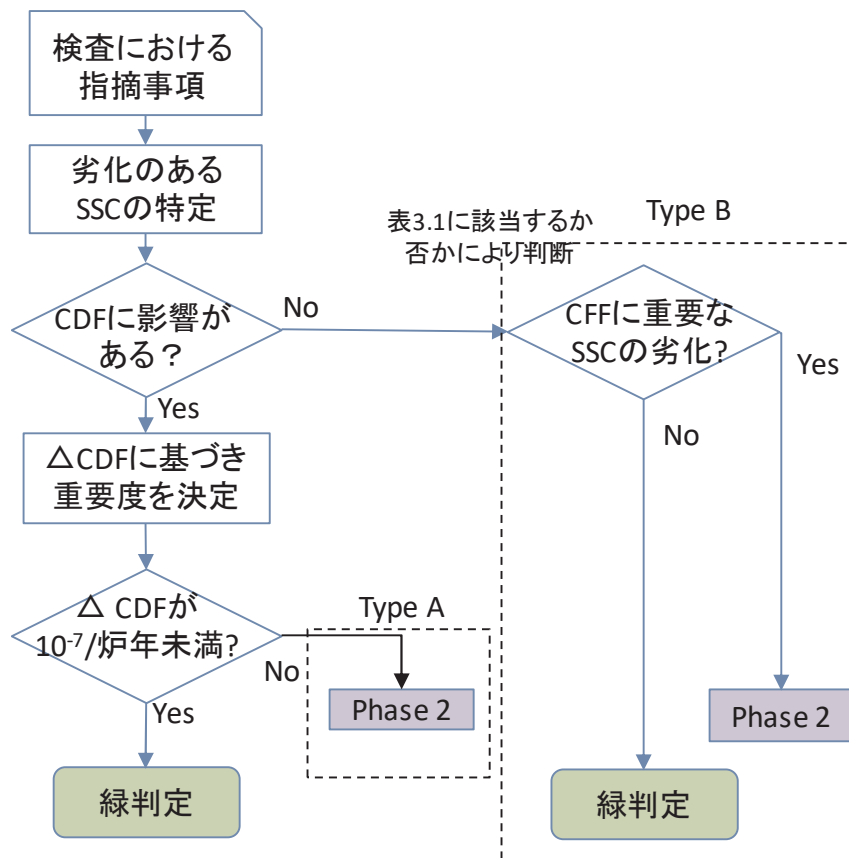


図 3.1 重要度評価プロセスのフロー図

表 3.1 CFF に影響を及ぼす SSC 一覧

SSC	CFF に対する重要度
格納容器貫通部シール <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器及び配管貫通部</li> </ul>	格納容器から環境へのバリアを構成する貫通部シールの破損は、CFF に重要な影響を及ぼす。
格納容器隔離弁 <ul style="list-style-type: none"> <li>BWR の格納容器または PWR の格納容器から環境に接続する系統</li> <li>圧力バウンダリから環境または格納容器外の開放部に接続する系統</li> <li>格納容器の内外の閉ループを構成するシステムに接続する系統</li> </ul>	ベントやプラグなどの格納容器の空間部に接続する大口径の系統は CFF への寄与が考えられる。  1-2 インチ直径程度の小口径配管及び閉ループを構成する系統は、一般的に CFF への寄与はないと考えられる。  圧力バウンダリに接続する隔離弁はインターフェイスシステム LOCA への寄与がある。
主蒸気隔離弁	BWR の主蒸気隔離弁からの大規模な漏えいは CFF に寄与する。
BWR 格納容器スプレイ BWR 格納容器の除熱に係る設備 BWR 格納容器減圧設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタベント</li> <li>耐圧強化ベント</li> </ul>	格納容器スプレイ及び格納容器の除熱に係る設備は、格納容器の過圧破損、過温破損、MCCI によるベースマット貫通、圧力容器支持機能の喪失及びライナーのメルトスルー等に影響がある。格納容器減圧設備は、格納容器の過圧破損に影響がある。
BWR における格納容器への水張設備	格納容器の過圧破損、過温破損、MCCI によるベースマット貫通、圧力容器支持機能の喪失及びライナーのメルトスルーの防止に影響がある。
PWR 格納容器スプレイ・自然対流冷却系	格納容器の過圧破損及び過温破損に影響がある。格納容器スプレイは、MCCI によるベースマット貫通及びライナーのメルトスルー等に影響がある。
水素対策設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>イグナイタ、静的触媒式水素再結合装置</li> <li>循環ファン、水素混合系</li> </ul>	水素対策設備は、水素燃焼及び爆発による格納容器の破損に影響がある。
圧力抑制設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>圧力抑制プールの健全性に係る設備(真空破壊弁等)</li> <li>圧力抑制設備の除熱に係る設備</li> </ul>	圧力抑制設備は、格納容器の過圧破損、圧力抑制プールにおけるスクラビング効果による放射性物質の低減効果等に影響がある。
フィルター設備 <ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタベント系</li> <li>スタンバイガス処理系</li> <li>中央制御室換気空調系</li> </ul>	フィルタベント及びアニュラス空調系は格納容器の過圧破損に影響がある。また、中央制御室非常用給気系は中央制御室の居住性に影響がある。
原子炉減圧系 <ul style="list-style-type: none"> <li>BWR の主蒸気逃し安全弁</li> <li>PWR の加圧器逃し弁</li> </ul>	原子炉減圧系は、格納容器雰囲気直接加熱に影響がある。
上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備	上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備は CFF に重要な影響を及ぼす。

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

#### 4. タイプ A に分類される検査指摘事項に対する手順

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

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

##### 【出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項を評価するアプローチ】

ここでは、出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF の重要度を評価する段階的プロセスを示す（図 4.1）。

##### ステップ 1：検査指摘事項の特性評価

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

##### ステップ 2：炉心損傷頻度の変化量によるスクリーニング

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

##### ステップ 3：リスクの重要度評価

PRA から得られた情報もしくは PRA モデルを用いて以下を求める。

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

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

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



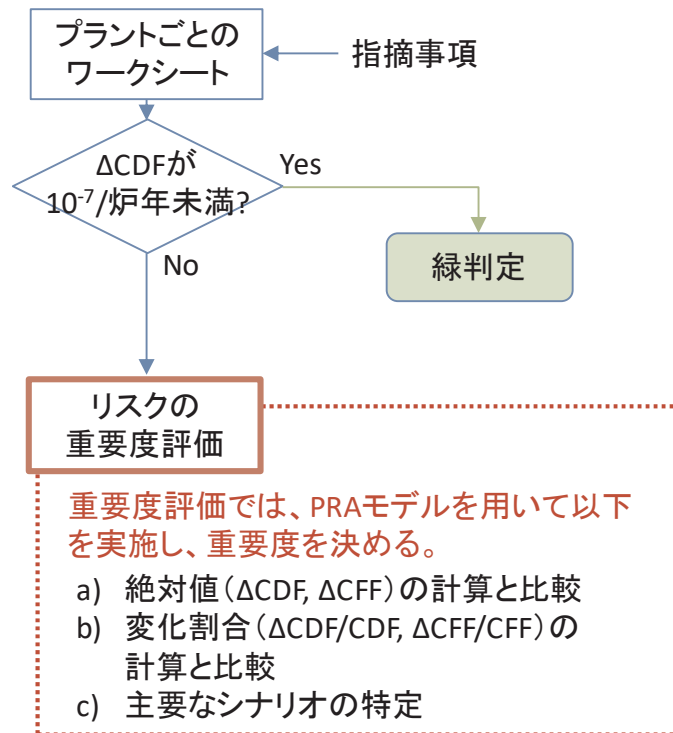


図 4.1 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

## 5. タイプBに分類される検査指摘事項に対する手順

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

### 【出力運転時のタイプBに分類される指摘事項を評価するアプローチ】

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

#### ステップ1：検査指摘事項の特性の整理

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

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

#### ステップ2：検査指摘事項のスクリーニングと定性評価

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

#### ステップ3：検査指摘事項に対する重要度の決定

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

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

表 5.1 タイプ B の指摘事項に関するスクリーニング

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

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

表 5.2 タイプ B の指摘事項に関する CFF に対する重要度

対象	指摘事項	リスク重要度		
		>30 日	30-3 日	<3 日
格納容器隔離に関する設備	格納容器貫通部シール、隔離弁、ベントまたはパージシステムを介して、格納容器体積に対して 100%/日を超える格納容器から環境への漏えい	赤	黄	白
格納容器の除熱及び減圧に関する設備	格納容器の除熱及び減圧に関する設備等の不作動	黄	白	緑
圧力抑制室に関する設備	圧力抑制プールの健全性またはスクラビングに重要なシステム/要素の故障（真空破壊弁またはその他の圧力抑制室バイパスに関連する設備）	黄	白	緑
主蒸気隔離弁	主蒸気遮隔離弁の漏えいが、どれかの蒸気配管のうち最もシール性良い密閉弁から 2.1ℓ/min(10,000 scfh) 以上の漏えい	黄	白	緑
水素対策設備	イグナイタの不作動	白	緑	緑
原子炉減圧系	原子炉減圧設備の不作動	白	緑	緑

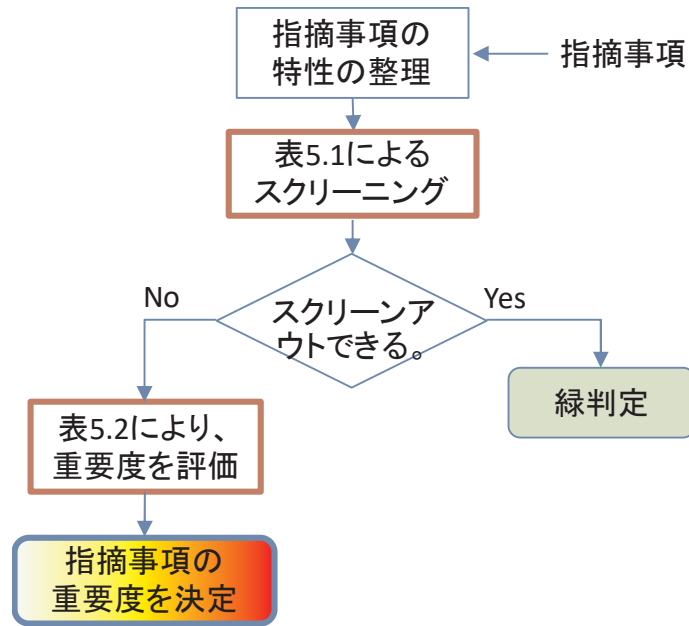


図 5.1 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

安全重要度評価プロセスに関するガイド

## 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

(案)

## 目次

## 1. 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において、事業者による施設のメンテナンス活動を実施する際のリスク評価および管理に関する検査指摘事項の安全重要度を評価するために用いられる。この安全重要度評価は、以下に関連する検査の指摘事項で、軽微よりも重要度が高いと判断されたものである。

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

個々の検査指摘事項を「緑」、「白」、「黄」、「赤」のいずれかの重要度に分類するためにフローチャート 1 及び 2 を参考に用いる。なお、この安全重要度評価において用いられる想定かつ用語の定義については参考 1 に記載している。

## 2. 具体的な手順

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

### 手順 2.1：実際のリスクの決定

本附属書を用いた安全重要度評価では、その他の評価ガイドによる安全重要度評価で用いられる  $\Delta$ CDF（年換算による炉心損傷のリスク増加）ではなく、漸進的炉心損傷確率（ICDP）の尺度を用いる。ICDP はプラントの設定変更が存在した時間の量を説明するものである。添付 1 に、この尺度のための数式を規定する。

安全重要度は、事業者によるメンテナンスに係る不十分なリスク評価又はリスク管理活動の欠如によるリスク増加の量を踏まえ評価される。特に、漸進的炉心損傷確率損失（ICDPD）および漸進的格納容器破損確率損失（ICFFD）は、事業者がメンテナンス活動または設定による一時的リスクの増加について、不十分なリスク評価を行ったことによる劣化の安全重要度を評価するのに用いられる。

#### 手順 2.1.1：事業者によるリスク評価

事業者が不十分なリスク評価を実施した、または全く実施しなかったと原子力検査官が特定した場合には、実際のメンテナンスリスクの評価のため、CDF が十分かつ正確に評価されなければならない。

原子力検査官は、事業者が実施したリスク評価について議論を行い、メンテナンスのり

スク評価について改めて評価を求める。これらについては、例えば①除外したメンテナンスリスク評価を実施させる、②評価を再実施させる、③当初のリスク評価を不十分にしたその過誤および除外を是正する、等のいずれかを含む複数の方法により得られると考えられる。

### 手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価

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

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

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

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

### 手順 2.2：リスク損失の決定

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

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

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

事業者のリスクの過小評価（または評価の欠如）の重要度（ICDP<sub>D</sub>）はその後、フローチャ



ート1を参照にする。ICFFDの重要度は適用可能であれば、同様の方法で評価する。

### **手順2.3：リスク管理活動の評価**

適切なリスク管理活動については、以下の事項がメンテナンス活動に関するリスク管理のために用いられる。

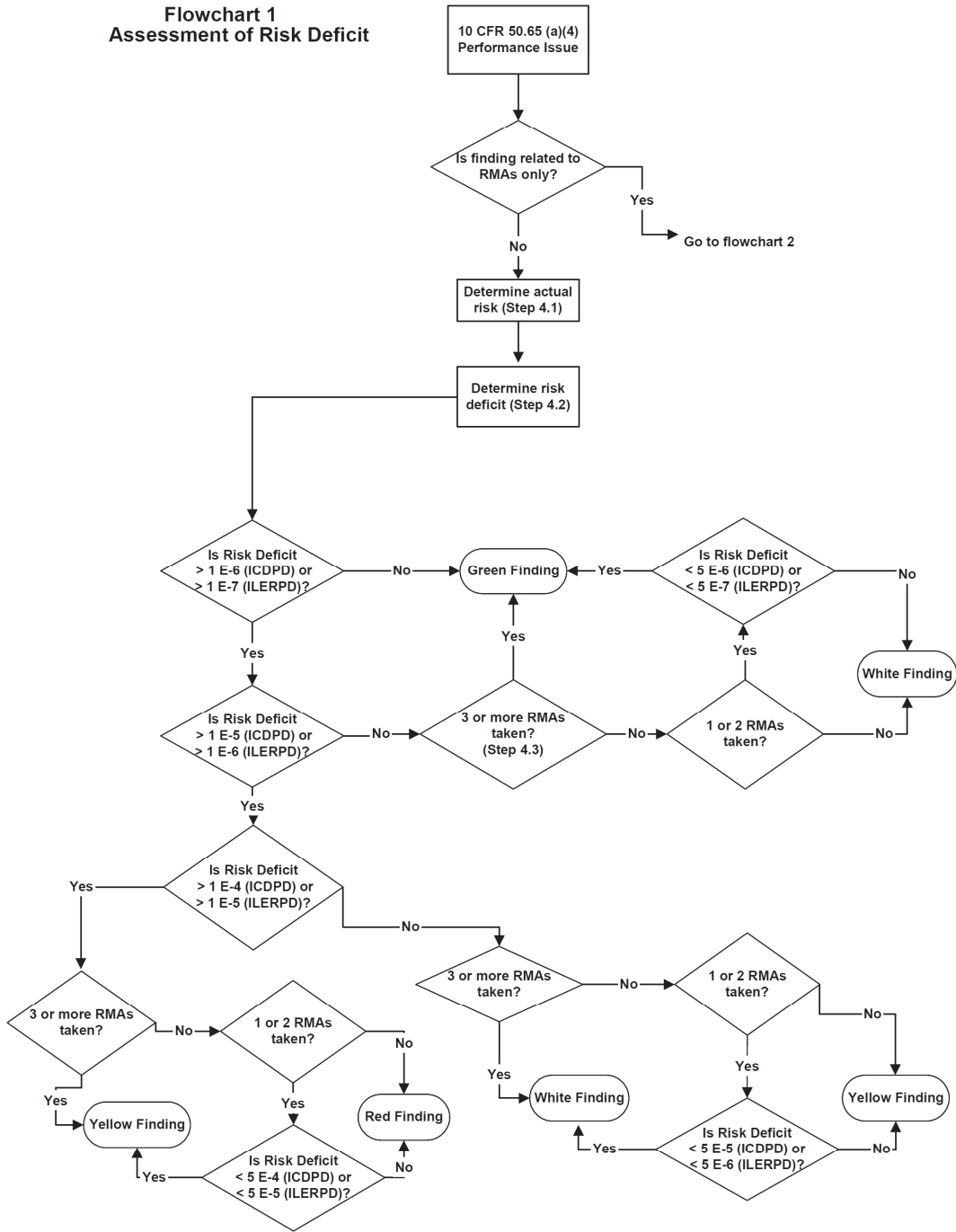
- ・ リスクの認識
- ・ メンテナンス活動の継続時間
- ・ リスク重要度の増加
- ・ 使用できないSSCの安全機能を維持する際、その他の補償手段の確立

リスク評価が不十分な場合、または全く評価されない場合、実施の不備の安全重要度は、本附属書を用いて評価される。その結果、リスク認識の欠如によりリスク管理活動を実施できていないことは、リスクの軽減を何らもたらさない。

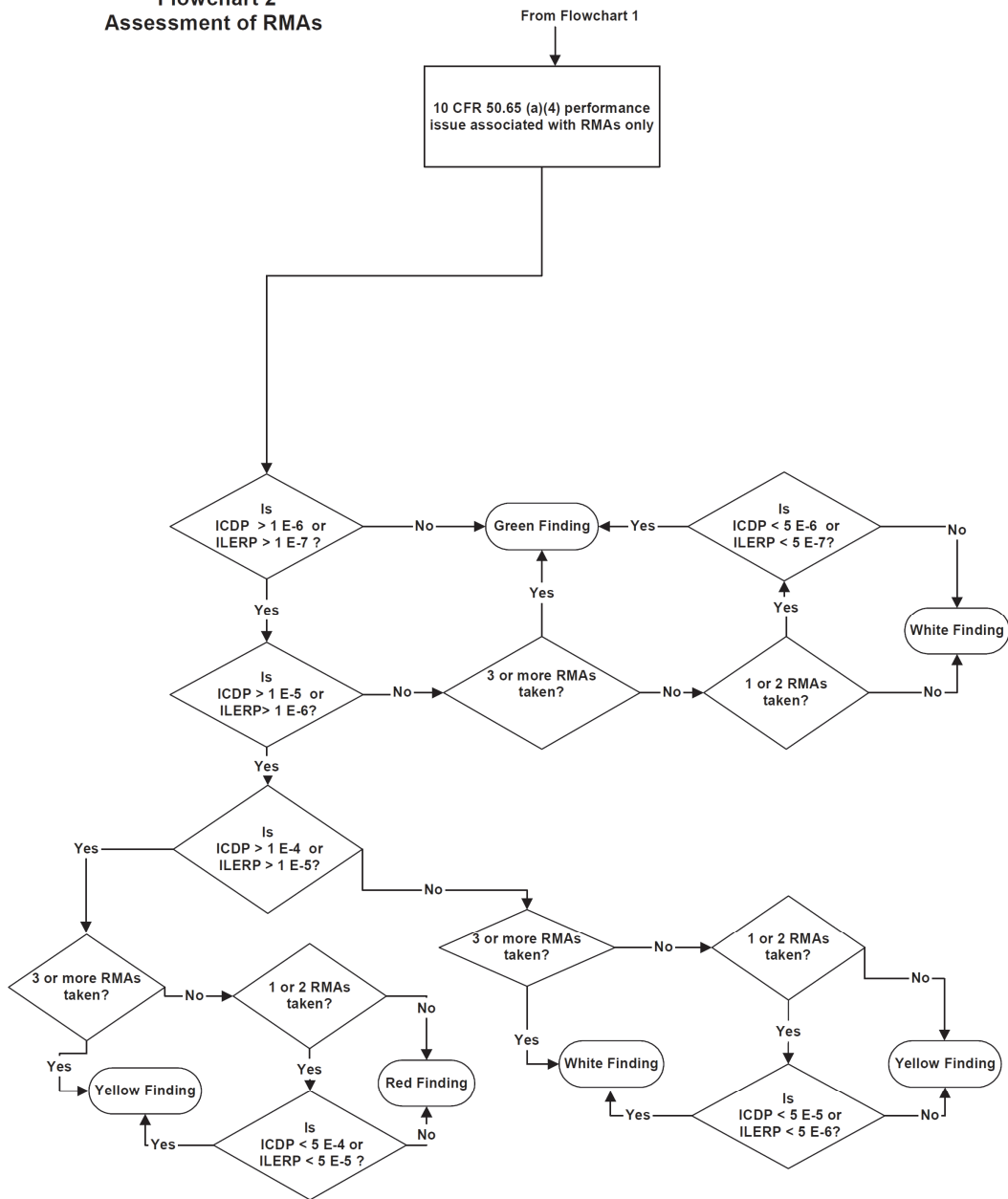
リスクが十分に評価された場合、事業者は通常、決められた手順によって評価済みリスクとして規定されたリスク管理活動を有効に実施する。一定の状況下では、適用可能な特定の補償手段についても技術仕様書等で規定される。

フローチャート2は、上述した一連の要件のいずれかによって規定されたとおり、事業者がリスク管理活動の分類を実施できなかったことの重要度を評価するため参照として用いられる。事業者のリスク管理活動の妥当性は、事業者が適用可能な実施手順を用いて評価されるべきであり、原子力規制検査によりその状況について確認されることになる。

**Flowchart 1  
Assessment of Risk Deficit**



**Flowchart 2  
Assessment of RMAs**



## 参考1：用語の定義

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

### 1. リスク評価およびリスク管理行動

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

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

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

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

- ① メンテナンス活動の変更に対するリスク評価の実施の失敗。
- ② 評価されたプラント条件の変更に対するリスク評価の更新の失敗。しかしながら、評価の実施または再評価は、装置の運転復旧または補償行動をとるために作業員およびメンテナンス要員が時宜を得た行動をとることを妨げ又は遅延すべきではない。プラントの条件の設定が、リスク評価の実施または再評価に先立って復旧された場合、その評価はすでに実施済みであれば実施または再評価される必要はない。
- ③ 影響を受ける（または関与する）すべてのSSCをメンテナンス活動のリスク評価に必要な

とされる SSC の範囲内に含め、全てのプラント条件または外部事象(火災・地震を除く)の発止、内部溢水および格納容器の健全性を考慮する(または適切に考慮する)等のリスク評価の実施の失敗。

- ④ リスク評価上考慮が必要な起因事象につながる過渡事象を生じる可能性があるメンテナンス活動の考慮の失敗。
- ⑤ リスク評価プロセスの不十分さによる失敗(すなわち、プラント条件の制限を超えた場合、あるいはその評価プロセスが手順に従ってもない場合等)。
- ⑥ 原子力規制検査により特定されたメンテナンス活動のリスク評価の不備。
- ⑦ NRC の検査により特定された欠陥のあるリスク評価の実施又はプロセス。

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

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

## 2. 定 義

以下は、本附属書において用いられる用語の定義である。

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

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

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

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

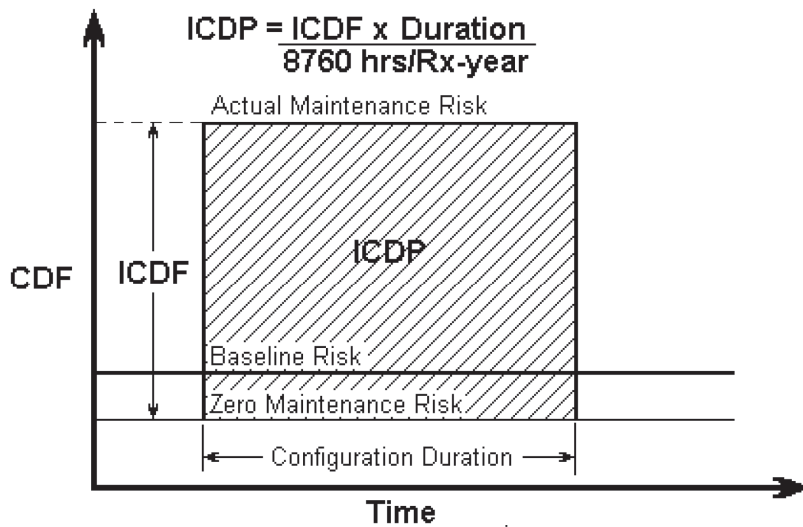


Figure 1 - Relationship of ICDF to ICDP

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

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

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

のである。

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

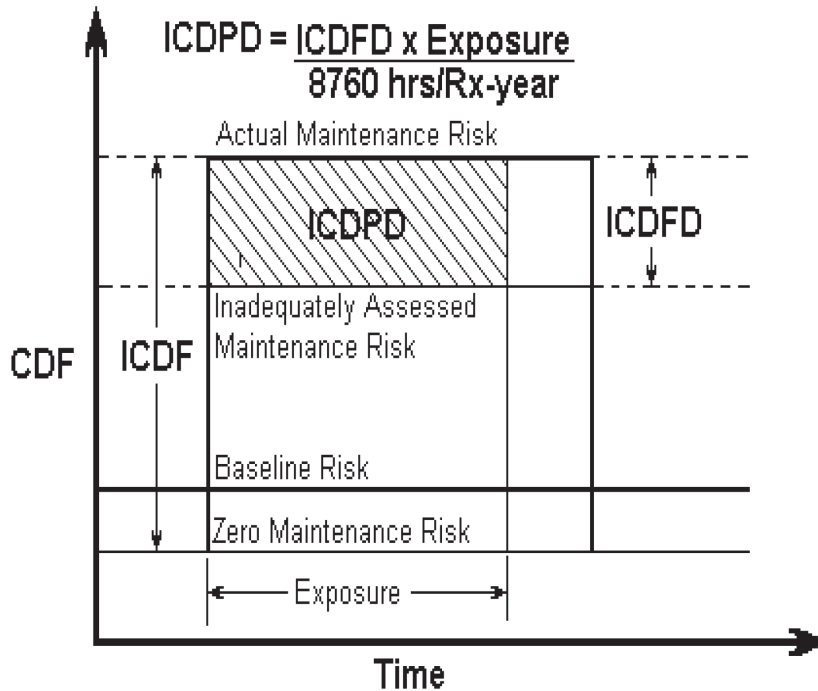


Figure 2 - Relationship of ICDFD to ICDPD

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

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

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



安全重要度評価プロセスに関するガイド

## 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

(案)

## 目 次

1. 目的.....	3
2. 基本的な考え方.....	3
3. 適用.....	3
4. 評価手順.....	4

添付 1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法

## 1. 目的

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

しかし、単に、他の附属書を適用した結果が適当ではない(安全重要度が高すぎる又は低すぎる)と考えられることを理由として、本附属書を適用することは避けるべきであり、そのような場合は、重要度評価・規制対応措置会合(SERP)において他の附属書を適用した結果が適当ではないと判断できる根拠を明らかにした上で、本附属書の適用に係る意思決定を行うべきである。

## 2. 基本的な考え方

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

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

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

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

## 3. 適用

本附属書は、下記のような場合に適用される。

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

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

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

## 4. 評価手順

### 4.1 初期境界評価

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

### 4.2 検査指摘事項に係る指標の評価

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

- a 原子力施設の深層防護に対する影響

- b 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度
- c パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲
- d 劣化状態の継続期間
- e 事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性
- f 劣化状態に対する事業者の検出能力
- g 事業者の是正処置及び予防処置の有効性

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

#### 4.3 評価根拠の文書化

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

表 4.3-1 定性的基準を用いた安全重要度評価に係る判断根拠

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

安全重要度評価結果(色): \_\_\_\_\_

\_\_\_\_\_

## 参考 核燃料施設等の安全重要度評価(原子力施設安全)の視点

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

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

例えば、

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

表 代表的な核燃料物質等の状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベル(例)

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

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

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

## 添付1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法

### 1. 基本的な考え方

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

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

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

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

表 1-1 点数評価の水準

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

### 2. 評価手順

#### 2.1 影響を受けた安全機能及び事故シナリオの特定

検査指摘事項により影響を受けた安全機能を抽出し、影響を受けた期間の発電用原子

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



炉施設の状態において、本来維持されるべき安全機能が劣化することにより影響を受ける事故シナリオを特定する。

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

#### 【留意点】

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

## 2.2 発電用原子炉施設の安全確保状態の評価

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

### (a) 安全裕度

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

具体的には、劣化状態にあった設備又は活動に関し、

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

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

#### 【留意点】

○維持するべき安全機能の性能を実際の設備又は活動がどのように担保しているかについて、許認可等の関係図書を十分に確認する必要がある。

○単一の安全機能に対し2つ以上の系統をもって担保している設計としている場

合、劣化した系統以外の系統が健全であることについて十分な根拠に基づき立証可能であるなら、劣化状態の評価点数は1/2に減ずることができる。

### (b) 深層防護

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

#### 【留意点】

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

### (c) 共通要因

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

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

#### 【留意点】

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

## 2.3 劣化状態の継続期間の評価

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

### (a) 継続期間

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

具体的には、本評価手法の基準とした継続期間10日を0点とし、期間が10倍になった100日を4点と評価する。この考え方は確率論的リスク評価手法の「暴露期間」と同様であり、下記表 2.3-1 の点数を目安として評価を行う。

表 2.3-1 継続期間の目安

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

**【留意点】**

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

**(b)回復可能性**

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

**【留意点】**

○「安全機能の劣化状態が当然に検出可能」とは、例えば、

- ・ 安全機能を有する設備が動作する前に警報装置等で異常が認知できる
- ・ 事故対処に係る手順書の中で状態を確認する行為が規定されている

などが挙げられる。

**2.4 事業者の改善措置能力の評価**

事業者の改善措置能力を評価する上で、考慮する要素として(a)検査指摘事項の特定者、(b)是正処置計画の適切性、(c)過去の是正処置の有効性及び(d)過去の予防処置の有効性を対象として点数評価を行う。

**(a) 検査指摘事項の特定者**

事業者自らが安全機能の劣化状態が顕在化する前に検出し、適切に検査指摘事項(パフォーマンス劣化)として評価及び特定していた場合は、1点を減点する。

**【留意点】**

○「事業者自らが安全機能の劣化状態が顕在化する前に検出」した場合、とは、例えば、事業者自らが自主点検等の安全活動によって設備の劣化状態を検出した場合などが挙げられる。一方、油脂類の漏えいや異音など明らかな設備異常が確認された場合、事業者より先に原子力検査官が検出した場合、運転上の制限を逸脱していないことを確認するためのサーベイランス試験で判明した場合、実際に安全機能が要求された時点で判明した場合等は該当しない。

**(b) 是正処置計画の適切性**

原子力検査官が検査指摘事項を検出した時点において、既に事業者が是正の取組みを進めており、その内容が妥当なものと判断できる場合は、1点を減点する。

**【留意点】**

○「是正の取組みを進めており、その内容が妥当なものと判断できる場合」とは、例えば、

- ・ 不適合(劣化状態)の状況が適切に認識され、対応策が検討又は既に示されている
- ・ 不適合への対処が完了している又はその計画が示されている
- ・ 必要な原因調査に関する計画が示されている
- ・ 原因が特定されている場合は、是正処置の計画が示されている

など、事業者が是正処置に係る適切な対策又はその方針を意思決定し、組織内で共有していると判断できる場合をいう。

**(c) 過去の是正処置の有効性**

過去、当該施設において、検査指摘事項と同様のパフォーマンス劣化が検出されていたにもかかわらず、適切な是正処置が講じられなかった結果、安全機能の劣化状態に至ったものであると判断できる場合は、1点を加点する。

**【留意点】**

○「同様のパフォーマンス劣化」とは、劣化状態の直接原因が同様のもの、という意味であり、必ずしも同一の設備又は活動に係る検査指摘事項に限定されるものではない。

○一方、例えば「手順書の不備」という幅広い共通点をもって過去のパフォーマンス劣化と同様と判断することは適切ではなく、検査指摘事項の情報をよく整理し

たうえで、過去の是正処置が適切に実施されていれば再発を防止することが可能だったと判断できる合理的な理由が必要である。

#### (d) 過去の予防処置の有効性

過去、他施設において、検査指摘事項と同様のパフォーマンス劣化が検出されていたにもかかわらず、適切な予防処置が講じられなかった結果、安全機能の劣化状態に至ったものであると判断できる場合は、1点を加点する。

#### 【留意点】

○是正処置の有効性と同様に、過去に他施設の不適合情報に対し事業者が採った予防処置についてよく調査した上で、過去の処置が適切に実施されていれば再発を防止することが可能だったと判断できる合理的な理由が必要である。

## 2.5 指標統合値の評価

2.2 から 2.4 で評価した3つの指標に対する点数を、全て合算したものを指標統合値とする。指標統合値は表 2.5-1 の水準に照らし、安全重要度評価の参考とすることができる。

表 2.5-1 指標統合値と重要度の対応

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