

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 1

出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

(GI0007_附属書 1_r2)

**原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課**

目 次

1 適用範囲.....	1
2 開始条件.....	1
別紙1 発生防止のスクリーニングに関する質問.....	3
別紙2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問.....	5
別紙3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問.....	7
別紙4 外部事象のスクリーニングに関する質問.....	10

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

1 適用範囲

本附属書は、原子力検査官が、プラント出力運転時に影響を及ぼす検査指摘事項に対して、スクリーニングに関する質問を使用し、重要度評価で「緑」と判断できるか、詳細リスク評価が必要か、又は、他の適用可能な附属書へ移行するかを判断するための簡易的な方法及び基準を示すものである。

本附属書に示す重要度評価の方法は、発生防止、拡大防止・影響緩和及び閉じ込めの維持の監視領域に該当する出力運転時の検査指摘事項に適用されるものである。

2 開始条件

本附属書に記述される重要度評価は、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」添付 1 「検査指摘事項の初期評価」の手順を経た後に実施される。

別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問

別紙 2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問

別紙 3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

別紙 4 外部事象のスクリーニングに関する質問

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

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書 1～9） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○記載の適正化	

別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）の起因となる事象

1. 劣化事象を合理的に評価した結果、当該検査指摘事項は小 LOCA に対する原子炉冷却材漏えい率（通常の充てん流量を超える漏えい率）を引き起こす可能性があったか。
 - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 - b. いいえ → 次へ進む
2. 劣化事象を合理的に評価した結果、当該検査指摘事項は、LOCA の緩和に使用される別の系統に影響を与える可能性があるか。（例えば、インターフェースシステム LOCA）
 - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 - b. いいえ → 「緑」とする

B. 過渡事象の起因となる事象

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

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

C. サポート系統に係る起因事象

1. その機能劣化は、実際にサポート系統の完全又は部分的な喪失という結果になったか。（例えば、補機冷却水系喪失、海水系喪失及び制御用空気系喪失、交流電源喪失、直流電源喪失。）
 - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 - b. いいえ → 次へ進む
2. その機能喪失はプラントトリップに至るようなサポート系統の喪失の可能性を増加させたか。
 - 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の起因となる事象

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

検査指摘事項は、蒸気発生器の 1 本の伝熱管が、通常定格出力での内外差圧の 3 倍 ($3 \Delta P_{NO}$) を持続できない劣化状態を含むか。

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

E. 外部事象に係る起因事象

検査指摘事項は、火災又は内部溢水の起因事象の頻度に影響するか。

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

別紙 2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問

A. 緩和系の構築物・系統・機器（SSC）及び機能性（反応度制御系統を除く）

1. 検査指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該 SSC はその動作可能性又は機能性を維持しているか。
 - a. はい → 「緑」とする
 - b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、系統又は機能、あるいは両方の喪失を示しているか。
 - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 - b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、少なくとも 1 トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間（AOT）を超えて実際に機能喪失していること、又は、2つの分離された安全システムがその AOT を超えて供用外になっていることを示しているか。
 - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 - b. いいえ → 次へ進む

4. 検査指摘事項は、事業者の保全プログラムにおいて、保全重要度は高と規定されているが、保安規定上の要求がない機器の 1 つ以上のトレインが実際に 24 時間を超えて機能を喪失していることを示しているか。
 - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
 - b. いいえ → 「緑」とする

B. 外部事象影響緩和系（地震、溢水又は悪天候による劣化）

検査指摘事項は、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象を緩和するために特別に設計された機器又は機能（例えば、耐震スナバ、溢水バリア又は竜巻用扉）の喪失又は劣化に関するものか。

- a. はい → 別紙 4 へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

C. 原子炉保護系

1. 検査指摘事項は、原子炉スクラムの起因となる 1 つの原子炉保護系（RPS）トリップ信号に影響を与えるとともに、他の多重性のあるトリップの機能又は原子炉停止に係る多様性のある方法（例えば、ほかの自動 RPS トリップ、代替制御棒挿入、又は手動原子炉トリップ能力）に対して影響を与えたか。

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

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

D. 消防隊

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

- 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、そして当該検査指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。
 - 消防隊の要員が不足していた全体の時間（暴露時間）は短かった（2時間未満であった）。
- b. 上記の項目のうち少なくとも1つが該当する → 「緑」とする
- c. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか。

- a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：
 - 消防隊の対応時間は、その他の深層防護の要素により緩和された。(区域の可燃物持込み制限を超過しなかった、火災検知システムが機能した、安全停止の代替手段が影響を受けなかったなどの要素)
 - 当該検査指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関するものであった。
 - 事業者は、適切な火災防護補完措置を整備していた。
- b. 上記の項目のうち少なくとも1つが該当する → 「緑」とする
- c. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか。

- a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：
 - 劣化した火災バリアはなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。
 - 消火器又は消火ホースが所在不明となった時間は短く、ほかの消火器又は消火ホース格納庫が近くにあった。
- b. 上記の項目のうち少なくとも1つが該当する → 「緑」とする
- c. D.1.a.、D.2.a.又はD.3.a.の下のボックスのいずれにも該当しない → 附属書9へ進む

別紙 3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

A. 燃料被覆管の健全性

1. 検査指摘事項は、意図せず正の反応度が添加される運転操作（例えば、ヒューマンエラーによるホウ素の誤希釈、冷水注入、制御棒の誤操作、再循環ポンプ速度制御）に関するものか。
 - a. はい → 附属書 9 へ進む
 - b. いいえ → 次へ進む
2. 検査指摘事項は、被覆管の健全性を脅かすような運転員による反応度管理の失敗という結果になったものか（例えば、原子炉出力が制限値を超えている、運転員が運転中に反応度の変化を予測し、制御できない）。
 - a. はい → 附属書 9 へ進む
 - b. いいえ → 次へ進む
3. 検査指摘事項は、被覆管の健全性を脅かすような異物管理の失敗又は冷却材の水質管理の失敗という結果になったものか（例えば、ルースパーツ）。
 - a. はい → 附属書 9 へ進む
 - b. いいえ → 次へ進む
4. 検査指摘事項は、放射性物質の放出となるような燃料取り扱いの不備、燃料集合体の落下、燃料集合体の誤配置、炉心や燃料装荷ルート内でのクレーン操作が元となって、被覆管の健全性を脅かすようなものか。
 - a. はい → 附属書 9 へ進む
 - b. いいえ → 「緑」とする

B. 原子炉冷却材系統 (RCS) バウンダリ

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

- a. はい → 附属書 9 へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

C. 原子炉格納容器の閉じ込め

1. 検査指摘事項は、原子炉格納容器における実際の貫通部、開口部（バルブ又はエアロック等）格納容器隔離システム（論理回路と計装）の故障、格納容器内圧管理設備（耐圧強化ベント含む）の故障又は格納容器熱除去設備の故障に関するものか。

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

- a. はい → 附属書 7 へ進む
- b. いいえ 次へ進む

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

- a. はい → 附属書 7 へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

D. 制御室、補助建屋、原子炉建屋又は使用済燃料プール建屋

1. 検査指摘事項は、制御室、補助建屋、原子炉建屋、使用済燃料プール建屋又は非常用ガス処理系（BWR）の放射線バリア機能の劣化のみを示しているか。

- a. はい → 「緑」とする
- b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、煙又は有毒ガスに対する制御室のバリア機能の低下を示しているか。

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

E. 使用済燃料プール（SFP）

1. 検査指摘事項は、使用済燃料プールの温度が、保安規定の運転上の制限に定める制限値を超過するような使用済燃料プールからの崩壊熱除去機能に悪影響を及ぼすか。

- a. はい → 附属書 9 へ進む
- b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、燃料取り扱いミス、燃料集合体の落下、キャスクの落下又は SFP 上のクレーン操作が元となって、燃料被覆管が機械的損傷を起こし、有意な放射性核種の放出を引き起すようなものか。

- a. はい → 附属書 9 へ進む（適用可能な場合は附属書 3 を参照）
- b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、保安規定の運転上の制限に定める水位の制限値を下回るような使用済燃料プール水の減少をもたらすか。

- a. はい → 附属書 9 へ進む

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

b. いいえ → 次へ進む

4. 検査指摘事項は、SFP 中性子吸収材、燃料集合体配置ミス（すなわち、燃料装荷パターンエラー）又はホウ素濃度（PWR のみ）に影響を与えるか。

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

別紙 4 外部事象のスクリーニングに関する質問

1. 機器又は安全機能が、完全に故障した又は利用不能であると仮定した場合、以下の3つの状態のいずれかに該当するか。

外部事象の発生中において、影響緩和として意図されていた機器又は機能そのものが喪失したことは、

- ・プラントトリップ又は起因事象を引き起こし得る。
- ・複数から成るトレインの系統又は機能のうちの2つ以上のトレインを劣化させ得る。
- ・リスク上重要な系統又は機能をサポートする系統の1つ以上のトレインを劣化させ得る。

a. はい → 詳細なリスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、事業者が PRA や類似の分析で特定した、外部事象による炉心損傷事故シーケンス（すなわち、地震、溢水又は悪天候事象によって発生）に寄与する安全機能の全喪失を含むか。

a. はい → 詳細なリスク評価へ進む

b. いいえ → 「緑」とする