

試験研究用等原子炉施設の重要度評価の進め方について

令和5年7月20日

1. 令和5年度について

令和5年度は、試験研究用等原子炉施設を対象とし、昨年度と同様に試験研究用等原子炉施設における初期境界評価の整備に向けて、事例検討会を開催し、初期境界評価に係る簡易評価フロー案を用いた試運用等を議論しながら、初期境界評価（案）を整備する。

2. 試運用について

検討している試験研究用等原子炉施設の初期境界評価に係る簡易評価フロー案について、以下のとおり試運用を行う。

事業者等との事例検討は国内外の事例に対する当該評価を継続的に実施していく。

- a. 現行の原子力安全に係る重要度評価に関するガイド附属書の適用範囲の意見聴取。
- b. 事業者等から附属書を作成するために必要な情報を集める。
- c. 事例は過去の国内事例とし、事業者等より詳細情報を提供。
- d. 事例を選定した上で、規制庁と事業者等それぞれ個別に評価し、その結果を面談等にて議論。

3. 試験研究用等原子炉施設の重要度評価（初期境界評価）の整備の進め方

上述した試運用について、以下のように進める。

- a. 令和5年度第1回検査制度に係る面談（令和5年4月25日）にて、試験研究用等原子炉施設の初期境界評価を整備することを提示し、事例の検討の協力を依頼した。
- b. 運転中の多量な放射性物質等を放出する事故を想定している試験研究用等原子炉施設（以下「高出力炉等」という。）に対して、既存の附属書の適用範囲の考え方について説明し、意見の提出を依頼。（7月）
- c. 運転中の高出力炉等の附属書の整備のため、まずは高出力炉等（常陽）を対象に事業者等から情報提供を依頼。（7月）
- d. 面談にて、試験炉施設の初期境界評価に係る評価フローを提示する。また、事業者等の対応時間を考慮した今後の事例検討会のスケジュールを調整する。なお、意見交換会における学識経験者などからの技術的アドバイスについては、加工施設及び使用施設のときと同様、求めないこととする。
- e. 第1回事例検討会（面談）（10月中）
- f. 以降、第2回：令和5年12月上旬、第3回：令和6年2月下旬に実施。
- g. 次年度2月以降より、本試運用で得られた情報を集中的に整理し、見直し案について意見交換会合にて議論。
- h. 現場検査官に改正ガイド案及び事例を説明し、意見を聴取。
- i. SDPガイドの見直しを委員会に報告。

試験研究用等原子炉施設の重要度評価に関する考え方

1. 本試運用実施の目的

現在の検査制度は、米国 ROP を参考に設計されており、運用開始時（令和 2 年）において、核燃料施設等における検査指摘事項は、全て「重要度評価・規制対応措置会合（以下「SERP」という。）」にて諮ることとしていた。

その後、加工施設及び使用施設を対象として、重要度評価のうち初期境界評価を整備した。

令和 5 年度は、試験研究用等原子炉施設を整備対象とし、加工施設及び使用施設における初期境界評価の整備の進め方を参考に、事例検討会を開催し、初期境界評価に係る簡易評価フロー案を用いた試運用等を議論しながら、初期境界評価（案）を整備する。

本試運用では、試験研究用等原子炉施設における重要度評価の評価基準を事業者等も含めて活用することで、その適切性を確認していく。また、評価に係る認識の共有を図る。

2. 運転中の高出力炉等に対する附属書の適用の考え方

現行の原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの附属書に対する適用の考え方については、以下のとおり。

- (1) 附属書 1 については、常陽が運転時の PRA を行っているため、評価として適用することができる部分があるため、運転中の高出力炉等用のスクリーニングに関する質問を附属書 10 の中で作成する。
- (2) 附属書 2 については、多量の放射性物質等を放出する事故対処に対する手順等に関するもので、試験研究炉において、手順が十分整備されていない部分もあるので、加工施設及び使用施設と同様、SERP による評価を行う。
- (3) 附属書 3 及び附属書 4 については、共通する内容なので、そのまま適用する。
- (4) 附属書 5 については、運転中及び停止中の試験研究炉における火災防護に関する定量的なリスク評価をしていないので、定性的な部分に関する質問を附属書 10 の中で作成する。それ以外の部分は SERP による評価を行う。
- (5) 附属書 6 については、停止時の試験研究炉のリスク評価を行っておらず、リスクも低いため、初期境界の評価フローを附属書 10 の中で作成する。
- (6) 附属書 7 及び附属書 8 については、運転中の試験研究炉のバリア健全性に関するリスク評価及びメンテナンス時のリスク評価を行っていないことから、初期境界の評価フローを附属書 10 の中で作成する。

3. 低出力炉並びに停止時及び廃止措置中の試験研究用等原子炉施設に対する評価の考え方

低出力炉並びに停止時及び廃止措置中の試験研究用等原子炉施設はリスクが低いため、初期境界の評価フローを附属書 10 の中で作成する。

なお、附属書 3 及び附属書 4 については、共通する項目なので、そのまま適用する。

4. その他

初期境界の評価ができない事象については、SERP による評価を行う。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの附属書について

附属書 1 出力運転時の指摘事項に対する重要度評価ガイド

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

附属書 2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に関する重要度評価ガイド

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

附属書 3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド

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

附属書 4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド

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

附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド

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

附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド

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

附属書 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド

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

附属書 8 メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド

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

附属書 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド

定性的な判断基準による検査指摘事項の重要度を評価するガイドで、深層防護や安全裕度の減少などの指標を用いて定性的に評価する手順を定めている。発電用原子炉施設に関しては、安全確保状態、劣化状態の継続時間及び事業者の改善活動の3要素を点数化して定性的に評価を行う手法も設けている。

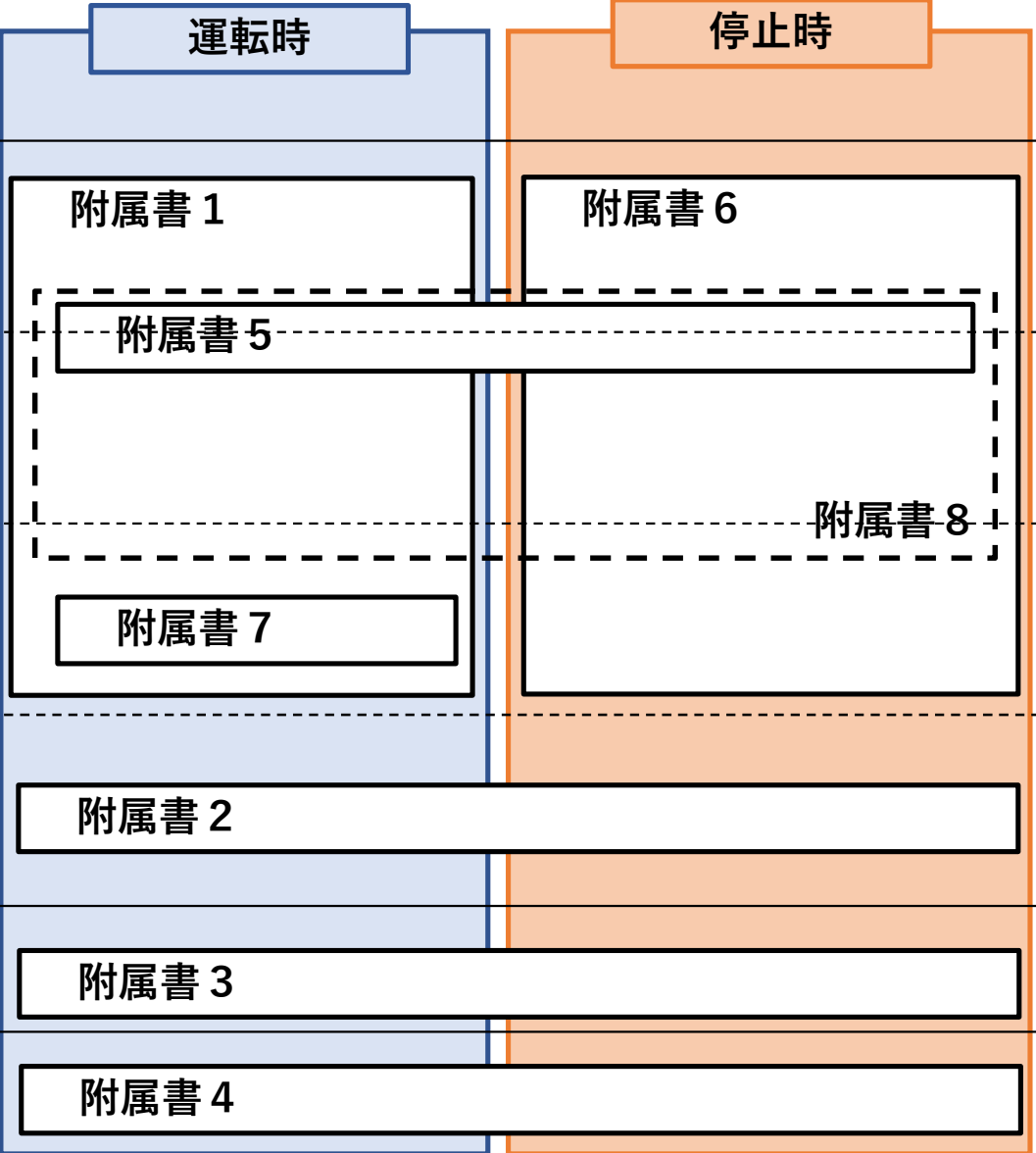
発電用原子炉

運転時

停止時

原子力安全
放射線安全

発生防止
拡大防止・影響緩和
閉じ込め
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



- ・ 附属書 1 は運転時、附属書 6 は停止時の発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めに関する評価で、起因事象、イベントツリーに関する設備、外部事象に対する重要度評価を行うもの。また、PRA情報による定量的な評価を行うことができる。
- ・ 附属書 2 は運転時及び停止時の重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する評価で、手順等が整備されているものに対する評価を行うことができる。
- ・ 附属書 5 は運転時及び停止時の発生防止及び拡大防止・影響緩和に対する評価で、定性的な部分で重要度が非常に低い検査指摘事項を選別し、それ以外はPRA情報による定量的な評価を行うことができる。
- ・ 附属書 7 は運転時の閉じ込めに関する評価で、格納容器機能喪失頻度（CFF）の観点から定量的な評価を行うことができる。
- ・ 附属書 8 は運転時及び停止時の発生防止及び閉じ込めに対する評価で、漸進的炉心損傷確立（ICDP）の観点から定量的な評価を行うことができる。

核燃施設等
(加工施設及び使用施設以外)

稼働時

停止時

原子力
安全

発生防止

拡大防止・影響緩和

閉じ込め

多量の放射性物質等
を放出する事故の拡大の防止

重要度評価・規制措置会合
(SERP)

放射線
安全

従業員に対する放射
線安全

附属書 3

公衆に対する放射線
安全

附属書 4

- 核燃施設等（加工施設及び使用施設以外）の重要度評価について、原子力安全に関する検査指摘事項が全て重要度評価・規制措置会合（SERP）において、評価することになっている。
- 放射線安全に関する検査指摘事項は発電用原子炉と同様、附属書 3、附属書 4 において評価することになっている。

加工施設及び使用施設

稼働時

停止時

原子力安全

発生防止
拡大防止・影響緩和
閉じ込め

附属書 10 (初期境界評価)
(評価フロー)



SERP

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

SERP

放射線安全

従業員に対する放射線安全

附属書 3

公衆に対する放射線安全

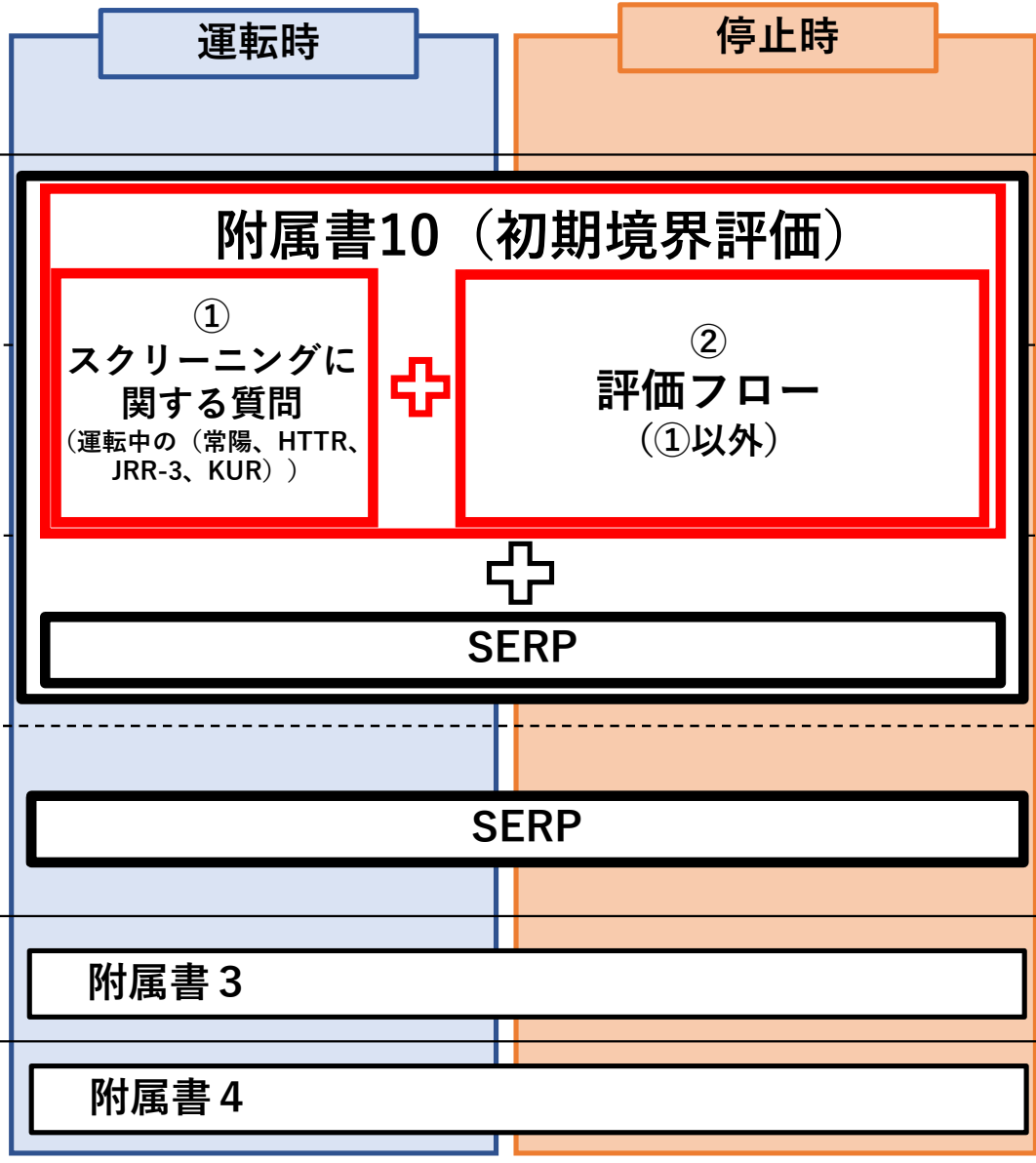
附属書 4

・発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの監視領域においては、令和3年度、令和4年度に初期境界評価の評価フローが整備され、稼働時や停止時に関わらず、評価フローによる評価をすることになっている。評価フローで評価できないものについては、SERPによる評価をすることになっている。

・多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に関する検査指摘事項については、SERPによる評価をすることになっている。

・放射線安全に関する検査指摘事項は発電用原子炉と同様、附属書3、附属書4において評価することになっている。

試験研究炉



- 発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの監視領域においては、運転中の高出力炉は発電原子炉に倣って、スクリーニングに関する質問を作成し、それによる初期境界評価を行う。停止中の高出力炉及びその他の試験研究炉は評価フローを作成し、それによる評価を行う。評価フローで評価できないものについては、SERPによる評価を行う。

- 加工施設及び使用施設と同様、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に関する検査指摘事項については、SERPによる評価を行う。

- 放射線安全に関する検査指摘事項は附属書3又は附属書4において評価を行う。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

(GI0007_r3)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

目 次

1	目的	1
2	適用範囲	1
3	重要度評価区分の考え方	1
4	検査指摘事項の重要度評価手順	2
5	留意事項	3
別紙 1	検査指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）	4
添付 1	検査指摘事項の初期評価	6
添付 2	重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領	12
添付 3	重要度評価の申立て制度	15
添付 4	リスク評価担当者に求められる役割	18
附属書 1	出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド	
附属書 2	重大事故等対処及び大規模損壊対処に関する重要度評価ガイド	
附属書 3	従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド	
附属書 4	公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド	
附属書 5	火災防護に関する重要度評価ガイド	
附属書 6	停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド	
附属書 7	バリア健全性に関する重要度評価ガイド	
附属書 8	メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド	
附属書 9	定性的な判断基準による重要度評価ガイド	
附属書 10	核燃料施設等における重要度評価ガイド	

1 目的

本ガイドは、原子力規制検査によって事業者が行う安全活動に、いずれかの監視領域に関連する検査指摘事項を確認した場合に、追加検査の要否等を判断するために、当該検査指摘事項の重要度評価区分の考え方及びその手順について定めたものである。

2 適用範囲

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

3 重要度評価区分の考え方

3.1 実用発電用原子炉施設の場合

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

- (1) 赤：安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

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

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

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

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

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

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

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

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

(4) 緑：安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準

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

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

3.2 核燃料施設等の場合

原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準を「追加対応なし」、それよりも安全確保の機能又は性能への影響がある水準を「追加対応あり」の2区分で評価する。実際の重要度評価は、添付1及び本ガイドの附属書により行う。

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、本ガイドの添付1の手順及び附属書に沿って原子力検査官及び担当部門が検査評価室と協議の上、初期評価を行う。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 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」を超えると判断された場合、及び、核燃料施設等において検査指摘事項が「追加対応あり」の可能性が

あると判断された場合については、添付2の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成されるSERPにおいて重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って深刻度や規制措置についても検討を行う。

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

4.3 最終決定に対する申立て

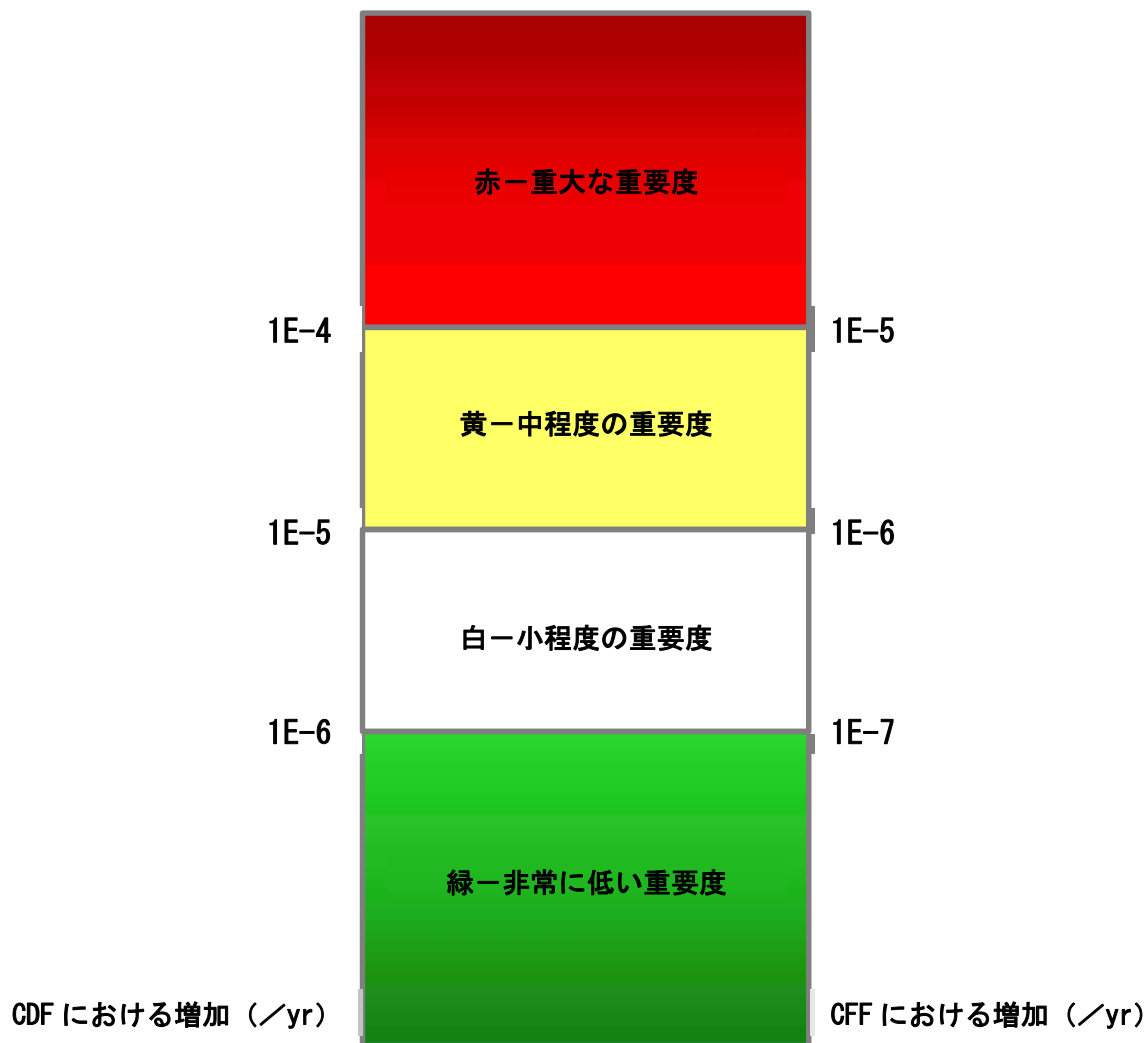
SERPによる最終的な重要度の評価結果を書面により通知した日から7日以内に事業者が異議を申し立てた場合には、添付3に定める手順に沿って対応する。

5 留意事項

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

¹添付4参照。

別紙 1 検査指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）



注記：全ての監視領域及び重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない。

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し（附属書1～9） ○運用の明確化 ①「検査指摘事項についての総合的な情報シート」の作成について、重要度評価に際し、必須でないことの運用を明確化（添付1） ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・核燃料施設等の重要度評価の運用を明確化 ・最新のNRCの検査ガイド（IMC0609 Attachment4）を反映 ○記載の適正化	
3	2023/06/09	○運用の明確化 ・直流電源及び交流電源の対象を具体化（添付1 表2） ○重要度評価ガイド附属書4の改正内容を反映（添付1 表2） ○重要度評価ガイド附属書2の改正内容を反映（添付1 表3） ○記載の適正化	

添付1 検査指摘事項の初期評価

1 重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件

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

2 重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価

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

2.1 検査指摘事項についての総合的な情報の収集、整理

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

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

2.2 監視領域（小分類）の特定（表2）

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

(2) 核燃料施設等の場合

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

2.3 適用する重要度評価手法（附属書）の選定（表3）

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

表1 検査指摘事項の総合的な情報シート

<u>関係する文書と参考資料：</u>
<u>検査指摘事項の内容：</u>
<u>劣化状態又はプログラムの脆弱性についての事実関係の説明：</u>
<u>検査指摘事項を劣化状態又は手順等の脆弱性に結び付ける論理的な関連性：</u>

表2 劣化状態又はプログラムの脆弱性により影響を受けた監視領域

(✓) 適切なボックスをチェックすること。

発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持
<p>□A. LOCA の起因となる事象 (例: 加圧器ヒータスリーブ、原子炉圧力容器貫通配管、制御棒駆動機構ノズル、加圧器逃し弁及び逃し安全弁からの原子炉冷却材漏えい並びに、インタフェース・システム LOCA に関する事項など)</p> <p>□B. 過渡事象の起因となる事象 (例: 原子炉/タービン・トリップ、外部電源喪失、主蒸気/給水配管の劣化、内部火災、内部溢水など)</p> <p>□C. サポート系統に係る起因事象 (例: 非常用交流/直流電源母線喪失、原子炉補機冷却水系喪失、海水系喪失及び制御用空気系喪失など)</p> <p>□D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象</p> <p>□E. 外部事象に係る起因事象 (火災及び内部溢水に限定)</p>	<p>□A. 緩和系</p> <p>□崩壊熱除去機能の劣化</p> <p>□短期炉心冷却機能の劣化</p> <p>□一次系 (例: 安全注入系 (PWR のみ)、主給水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系 (BWR のみ)、高圧系、低圧系 (PWR、BWR 両方))</p> <p>□二次系 (PWR のみ) (例: 補助給水系、主給水系、主蒸気逃し弁など)</p> <p>□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>□B. 外部事象影響緩和系 (例: 地震/火災/溢水/異常気象の防護機能の劣化)</p> <p>□C. 原子炉保護系</p> <p>□D. 消防隊</p>	<p>□A. 燃料被覆管の健全性</p> <p>□反応度管理 (例: 許可されている出力限度の超過、制御棒の誤動作、不注意による原子炉冷却系の希釈又は冷水の注入)</p> <p>□異物排除プログラムの管理に係る失敗 (例: ルースパーツ)</p> <p>□B. プラントの擾乱に対する緩和機能としての原子炉冷却系 (RCS) バウンダリ (例: 加圧熱衝撃など)</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>□C. 原子炉格納容器の閉じ込め</p> <p>□実際の破損又はバイパス (例: 貫通部シール、ISLOCA に関係する隔離弁、ベント及びパージ・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構築物、系統及び機器の故障など)</p> <p>□熱除去、水素又は圧力制御系の劣化</p> <p>□D. 制御室、補助建屋/原子炉建屋又は使用済燃料建屋の閉じ込め。</p> <p>□E. 使用済燃料プール</p> <p>□未臨界状態の維持</p> <p>□使用済燃料プールの水量及び水温 (例: 冷却)</p> <p>□燃料取扱い</p>

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

重大事故等対処及び大規模損壊対処	従業員に対する放射線安全	公衆に対する放射線安全
<input type="checkbox"/> 重大事故等及び大規模損壊対応の訓練計画の不遵守 <input type="checkbox"/> 実際の事象に対する実行の問題 <input type="checkbox"/> 重大事故等対処設備の機能劣化	<input type="checkbox"/> ALARA に関する計画又は作業の管理 <input type="checkbox"/> 被ばく又は過剰被ばくの問題 <input type="checkbox"/> 線量評価能力の劣化	<input type="checkbox"/> 放射性気体及び液体廃棄物の放出管理 <input type="checkbox"/> 放射線環境監視 <input type="checkbox"/> 管理区域境界の管理 <input type="checkbox"/> 放射性固体廃棄物の管理 <input type="checkbox"/> 放射性物質の輸送
核物質防護		
/		

表3 重要度評価の附属書の選定ルート

<p>検査指摘事項及びそれに伴う劣化状態又はプログラムの脆弱性が事業者の以下の監視領域の中に存在している場合：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 核燃料施設等の場合は、附属書10に進むこと。 2. 公衆に対する放射線安全の監視領域の場合は、附属書4に進むこと。 3. 従業員に対する放射線安全の監視領域の場合は、附属書3に進むこと。 4. <u>発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持又は重大事故等対処及び大規模損壊対処の監視領域の場合</u>は、以下に進むこと。
<p>A. から D. までについて、「はい」又は「いいえ」の質問に答えること。A. から D. までの全ての質問に対する答えが「いいえ」の場合は、附属書1に進むこと。</p> <p>A. 重大事故等対処及び大規模損壊対処：</p> <p>検査指摘事項は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での重大事故等対処及び大規模損壊対処に係る計画、設備、機器、体制、作業員の線量措置及び手順の整備と実施に関係しているか。又は、重大事故等、大規模損壊その他の不測の事態の発生又は発生のおそれ（緊急事態等）に対する実行に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書2に進むこと。</p> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>B. 停止、燃料取替及び強制停止：</p> <p>検査指摘事項は、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去又は余熱除去により通常の温度及び圧力に管理されている状況における作業、操作、事象又は劣化状態に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書6に進むこと。</p> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>C. メンテナンスのリスク評価：</p> <p>検査指摘事項は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での保守活動の実施に伴うリスクに対する事業者の評価及び管理に関係しているか。</p> <p><input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書8に進むこと。</p> <p><input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。</p> <p>D. 火災防護：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 検査指摘事項は、消防や消火活動等の不具合に関係しているか。 <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書1に進むこと。 <input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。 2. 検査指摘事項は、以下の事項に関係しているか。 <ol style="list-style-type: none"> (1) 仮置可燃物、仮置発火源又は火気使用作業による火災の発生防止及び管理を十分に実施できていない。 (2) 固定式の火災防護システム、又は、火災を封じ込める能力に影響を及ぼすか。 (3) 火災発生の際にプラントの安全停止状態を達成・維持する能力に影響を及ぼすか。 <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> 「はい」の場合は、附属書5に進むこと。 <input type="checkbox"/> 「いいえ」の場合は、附属書1に進むこと。

添付2 重要度評価・規制措置会合（SERP）の実施要領

1 重要度評価・規制措置会合の開催

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

2 SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 暫定評価のためのSERPの実施

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

2.2 評価結果の通知

- (1) SERPにおける重要度評価の結果、「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超えると判断した場合には、暫定的な重要度等の評価結果を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で事業者に対し書面で通知するとともに、必要に応じて最終的に重要度等を評価するための追加情報を要求する。
- (2) その際、以下についても併せて事業者に対し通知する。
 - ✓ 当該重要度評価結果に対して公開の意見聴取会又は書面にて意見を述べるができること
 - ✓ 通知日から7日以内に事業者から意見陳述の要望がなかった場合には、通知の日付けをもって当該重要度評価結果が最終的な重要度評価結果となること

2.3 重要度評価に対する事業者からの意見聴取

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

2.4 意見聴取会後の SERP の実施

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

2.5 最終的な評価結果の通知

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

3 規制措置の検討について

検査指摘事項の評価結果等に基づき、法に基づく措置命令（運転の停止等の保安措置命令、保安規定の変更命令、報告徴収命令等）等を含む規制措置を行う場合には、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。

4 SERP における検討期間について

本実施要領における検討期間については、原子力検査官が「緑」を超える可能性があると判断し検査報告書が取りまとめられた段階から概ね90日程度を目途に最終的な重要度の評価結果等の通知を行うべく、検討の計画を行う。

重要度評価・規制措置会合（SERP）の開催について

1 趣旨

令和2年4月から施行された改正法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制委員会は、施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、原子力事業者に対する追加検査の要否等を判断することとなる。

このため、「緑」を超える可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり」の可能性があると読み替える。以下同じ。）検査指摘事項の重要度及び深刻度を評価するとともに、規制措置に関する検討を行うため、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）を開催する。

2 検討事項

「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき、以下の事項について検討を行う。

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

3 構成員

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

- 担当部門管理官（主査）
- 検査監督総括課長
- 検査評価室長

添付3 重要度評価の申立て制度

1 目的

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

2 申立ての前提

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

- (1) 原子力検査官は、検査気付き事項について、その時点で利用できる限りの情報を用いて事業者のパフォーマンス劣化を明確にし、検査指摘事項が「緑」を超える可能性があるかと判断。
- (2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な重要度評価ガイドの附属書を用いて検査指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える）を評価。
- (3) 暫定的に評価された検査指摘事項について、SERP において評価が行われている。その後、原子力規制庁は、事業者に暫定的な結果を通知し、意見陳述の機会があることを提示。
- (4) 事業者が、意見陳述を要望した場合は、原子力規制庁は意見を聴取し、追加的な情報を踏まえ評価を変更する必要があるか否かを検討し、最終的な評価結果を通知。

3 申立ての要件

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

- (1) 原子力規制庁による重要度評価等のプロセスが、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」等と一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。
- (2) 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度等の評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。
- (3) 事業者が意見陳述の時点で整理が間に合わなかった新しい情報がある場合。ただし、新しい情報については、以下のいずれにも該当する場合に考慮される。
 - a. 意見陳述の際に事業者から追加的な新たな情報を整理していることが表明されている
 - b. 新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすことが明らかである

c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある

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

4 申立てに対する判定会合

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

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

5 申立て手順

5.1 申立てプロセス

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

5.2 原子力規制委員会での審議及び事業者への通知

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

申立てに対する判定会合の開催について

1 設置の趣旨

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

重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容に関する妥当性等について検討を行うため、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき申立てに対する判定会合を開催する。

2 検討事項

「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」に基づき、以下の事項について検討を行う。

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

3 会合の構成員

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

○構成員

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

添付4 リスク評価担当者に求められる役割

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

1 リスク情報に基づいた規制活動

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

2 リスク情報を活用した重要度評価の実施

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

3 原子力検査官を含む原子力規制庁職員への支援の提供

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

4 重要度評価プログラムの継続的改善

- (1) 重要度評価プログラムの改善のために関連の会議に参加する。
- (2) 重要度評価関連のガイドの改善、関連する文書と付録、その他の原子力規制検査関連のガイドと検査手順の改善に係る検討に参画する。
- (3) 関係部署と連携し、リスク評価で使用する PRA モデルの品質を確保する。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 1

出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

(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

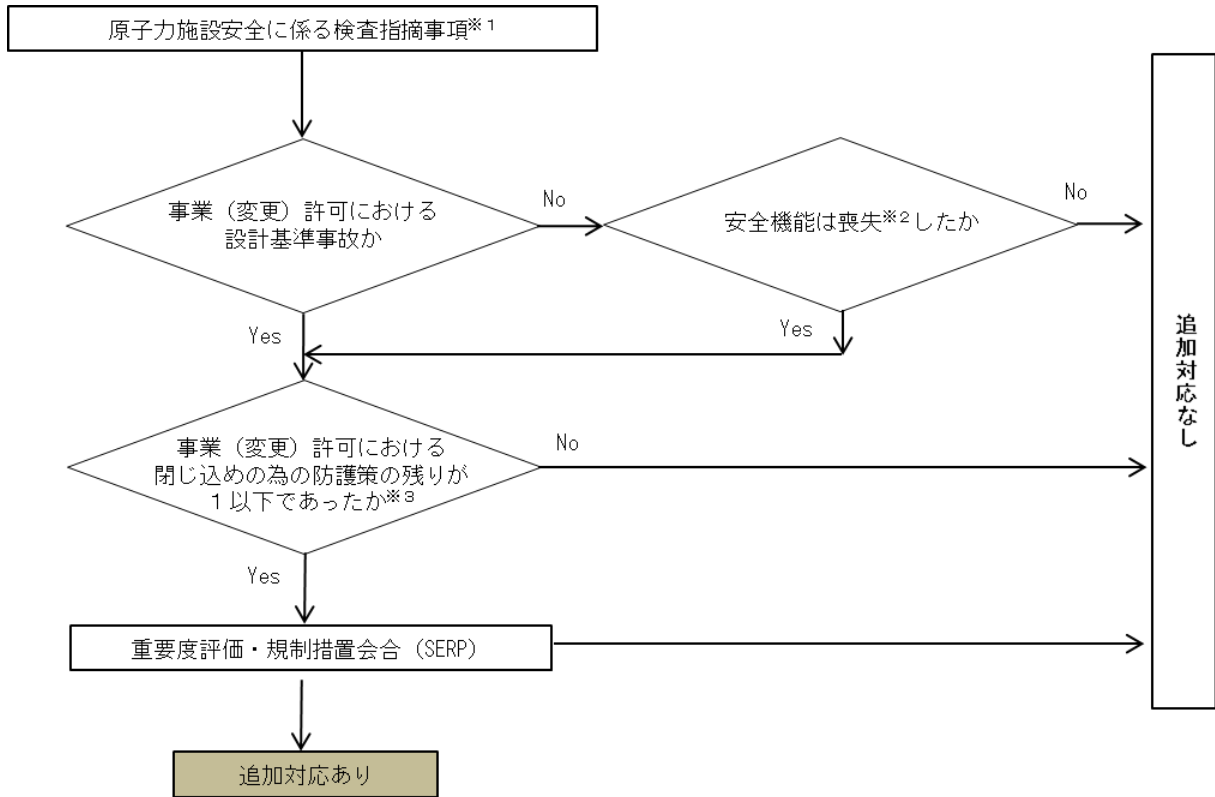
b. いいえ → 次へ進む

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

添付 1 : ウラン加工施設における検査指摘事項のスクリーニング手順

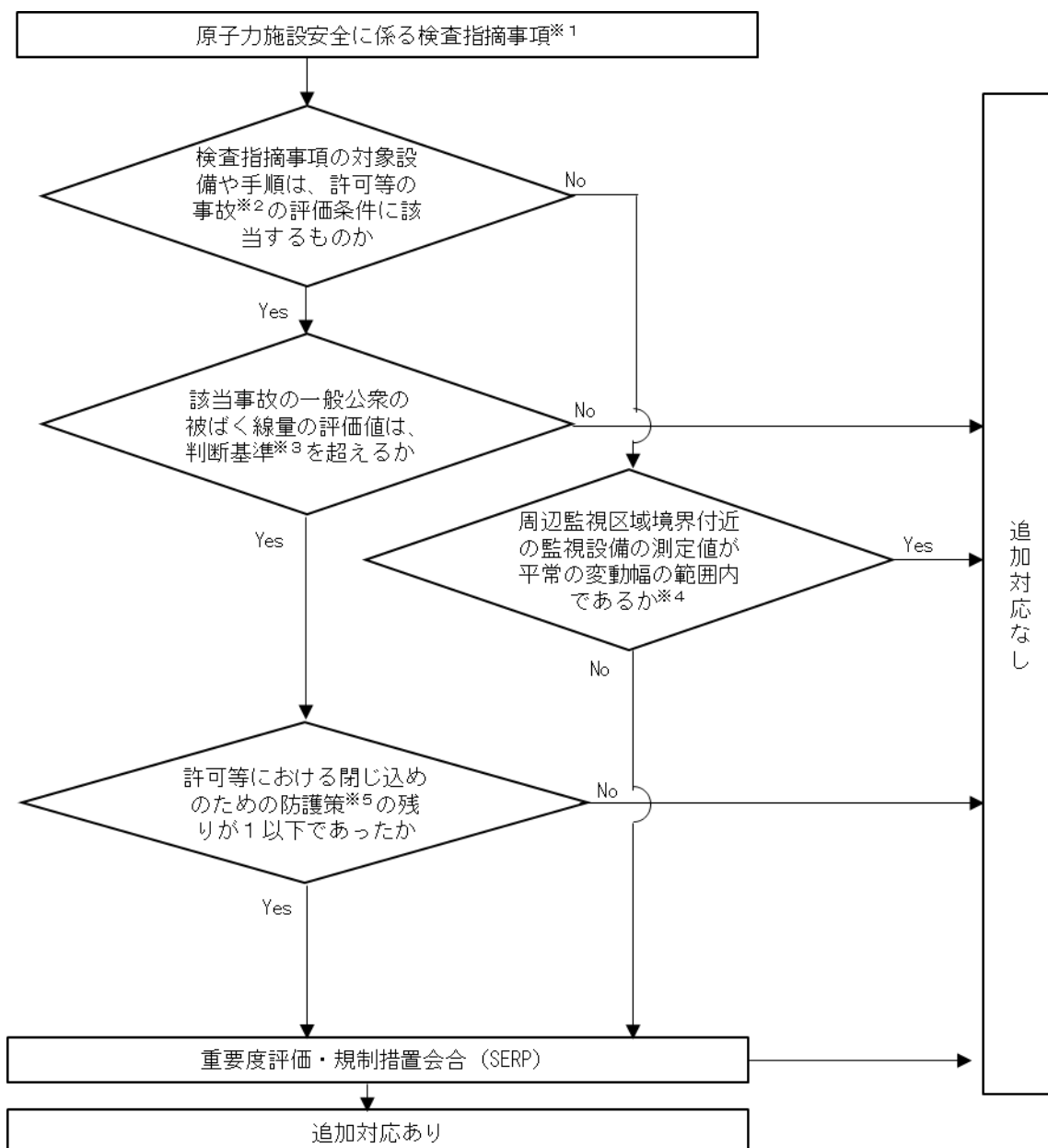


※1 事業（変更）許可における重大事故に至るおそれがある事故及び臨界、また、ふっ化水素の発生に関する検査指摘事項は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

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

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

添付 2： 該当使用施設における検査指摘事項のスクリーニング手順



※1 検査指摘事項のうち、臨界の発生防止に関して、核的制限値を逸脱していた場合、あるいは、放射性物質の閉じ込めに関して、気体の放射性物質の放出が確認された場合、外的事象を起因とした核燃料物質等の飛散又は漏えいや全交流電源喪失が発生した場合は、本スクリーニング手順に関わらず SERP で評価を実施する。

ここで、「気体の放射性物質の放出が確認された場合」とは、例えば排気筒モニタの測定値が平常の変動幅を超えた場合をいう。

※2 「許可等の事故」とは、使用（変更）許可申請書における事故評価（設計評価事故、最大想定事故）や安重評価で考慮したものをいう。

※3 「初期境界評価における判断基準」は、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイドにおいて、重要度を緑と評価する事例の1つとしている「放射性気体及び液体廃棄物の放出又は漏えいによる公衆の実効線量が、50 マイクロシーベルト) 以下の場合」を参考に、50 マイクロシーベルトとする。

※4 監視設備の測定値の「平常の変動幅」には、検査指摘事項と関連のない天候や工場又は事業所の内外において行われる核燃料物質等の運搬等による線量の変動を含む。

※5 「許可等における閉じ込めのための防護策」とは、該当する許可等の事故の評価で考慮した設備や手順であって、一般公衆の被ばく線量を低減するものをいい、例えば管理区域の壁及び扉、給排気設備等をいう。防護策の数は、ウラン加工施設における防護策の算出の考え方と同様であるが、手順による措置については、保安規定や品質マネジメントシステムにより文書管理の対象としている文書に定められたものに限る。

表 1 ウラン加工施設におけるスクリーニング手順の適用事例の一覧

事例 番号	事例の概要	事例の分類							
		漏えい			火災・爆発		閉じ込め（負圧）の異常		その他 （電源喪失）
		ウラン粉末の 漏えい	固体廃棄物の 漏えい	液体廃棄物の 漏えい	焼結炉などの 爆発	管理区域内の 火災	設備内の 負圧異常	室内の 負圧異常	
①	配管点検口からのウラン粉末の室内漏えい	○							
②	焼結炉の過加熱防止インターロックの作動				○				
③	放射性廃棄物入りドラム缶からの漏えい		○						
④	フードボックスの負圧異常（局所排気系統の排風機停止）						○		
⑤	補助建屋（管理区域外）における火災								○
⑥	排風機電源ケーブルの焦げ跡					○			
⑦	廃水処理室内におけるシリンダ洗浄後の廃水の漏えい			○					
⑧	燃料棒加工室の負圧異常							○	

表2 該当使用施設におけるスクリーニング手順の適用事例の一覧

事例 番号	事例の概要	事例の分類								
		漏えい			火災・爆発				排風機 停止	その他
		容器など からの漏 えい	燃料棒な どの損傷	溶液の配 管等から の漏えい	セル・GB 内の火災	有機溶媒 火災	その他 火災	焼結炉な どの爆発		
①	グローブボックス外における核燃料物質の飛散	○								
②	プールにおける燃料集合体の破損		○							
③	配管からの硝酸ウラニル溶液の漏えい			○						
④	グローブボックス内における放射性固体廃棄物からの発煙				○					
⑤	グローブボックス内における有機溶媒火災					○				
⑥	焼却炉の外での火災						○			
⑦	小型焼結炉における加熱防止機能に係る温度計の故障							○		
⑧	セル負圧異常(セル排気設備の排風機停止)								○	
⑨	スラッジを封入したドラム缶の不適切な管理									○