

## 第32回検査制度の見直しに関するワーキンググループ 議事次第(案)

1. 日 時 令和2年2月21日(金) 15:30 ~ 17:30
2. 場 所 原子力規制委員会 13階会議室 B、C
3. 議 事
  - (1) 検査評価に関連するガイドの見直しについて
  - (2) 特別検査の具体的運用について
  - (3) その他
4. 配布資料
  - 資料1-1-1 定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド 附属書9
  - 資料1-1-2 核燃料施設等における重要度評価の検討状況について
  - 資料1-2 原子力規制検査における規制対応措置ガイド
  - 資料1-3 原子力規制検査において使用する事業者PRAモデルの適切性確認ガイド
  - 資料1-4 伊方3号機の内部事象出力運転時レベル1PRAの適切性の確認結果とPRAモデルの修正箇所の提示
  - 資料2-1 原子力規制検査における特別検査の具体的運用について
  - 資料2-2 原子力規制検査における特別検査ガイド
  - 資料3 原子力規制検査における追加検査ガイド
  - 資料4 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
  - 資料5-1 新検査制度運用開始に向けた事業者意見について  
(原子力エネルギー協議会資料)
  - 資料5-2 原子力規制検査における取替炉心の安全性確認の  
解析コードの確認について(原子力エネルギー協議会資料)

### <参考資料>

参考1 3条改正後の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」

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

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

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

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

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

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 9

定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド

## 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、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、あるいは、評価モデルや他の不確実性により合理的に重要度を見積もることができないような場合に使用する。

しかし、単に、他の附属書を適用した結果が適当ではない(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、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、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。

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、予備的な重要度評価・規制対応措置会合を開催し、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等が挙げられる。

## 4. 評価手順

### 4.1 初期境界評価

- (1) 検査指摘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、重要度評価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”又は”追加対応なし”となった場合は、重要度評価を終了する。
- (2) 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重要度が”緑”又は”追加対応なし”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) 境界評価が困難な場合又は重要度が”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重要度を評価する。
  - 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。

### 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、重要度評価・規制対応措置会合に対して提示した上で、重要度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		

重要度評価結果(色): \_\_\_\_\_

## 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、重要度の評価結果を判断する際の参考情報と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、設備が性能を発揮するために必要な発電用原子炉設置者(以下「事業者」という。)の活動又はその両方により達成される、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、およそ右列の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	重要度の程度
安全確保 状態	10日間、単一の安全機能の一部が機能喪失した場合	緑レベル
	10日間、単一の安全機能の全てが機能喪失した場合	白レベル
	10日間、二つの安全機能の全てが機能喪失した場合	黄レベル
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	評価レベルを一つ 上昇

### 2. 評価手順

#### 2.1 影響を受けた安全機能及び事故シナリオの特定

検査指摘事項により影響を受けた安全機能を抽出し、影響を受けた期間の発電用原子炉施設の状態において、本来維持されるべき安全機能が劣化することにより影響を受ける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。

**【留意すべき点】**

○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、必要に応じて事業者の認識と整合しているかどうか確認を行うべきである。

## 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
- ・ 許認可等における安全評価におい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。

**【留意すべき点】**

○例えば、単一の系統からなる安全機能であれば、設備が「運用上維持すべき状態」から逸脱した場合0点、「安全評価で設定された性能」から逸脱した場合2点、「事故対応が可能な状態」から逸脱した場合4点、などと評価することができる。

○維持すべき安全機能の性能を実際の設備又は活動がどのように担保しているかについて、許認可等の関連図書を十分に確認する必要がある。例えば、単一

の安全機能に対し2つの系統をもって担保しているような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なら、劣化状態の程度は1/2の点数と評価することができる。

### (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。

#### 【留意すべき点】

○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、点数評価の対象とはしない。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のLCO逸脱が発生した場合は、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、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。

#### 【留意すべき点】

○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による間接的な影響を共通要因として考慮すべきではない。

## 2.3 劣化状態の継続期間の評価

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

### (a) 継続期間

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

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

表 2.3-1 継続期間の目安

継続期間の目安	点数
10日間	0点
30日間	2点
100日間	4点
300日間	6点

**【留意すべき点】**

○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、安全確保状態の評価値が定性的基準によるものであって数値的な正確性に着眼したものではないことを踏まえると、継続期間の点数の評価において精緻な数値の議論をするべきではない(例えば、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) 対応可能性**

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、その安全機能の性能が要求される時点までに事業者が安全機能の性能を復旧可能であることが明確な場合は、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とする。

**【留意すべき点】**

- 「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。
- 「事業者が安全機能の性能を復旧可能であることが明確」とは、例えば、
- ・ スイッチ操作や少数の弁操作のみで復旧可能な場合等、短時間のうちに復旧可能であることが明らかであるような場合
  - ・ 当該の劣化状態を復旧する手順があらかじめ規定されており、事業者の運用実績として短時間で復旧可能であることが示されるような場合などが挙げられる。

## 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、適切な時点で安全機能の劣化状態を検出し、適切に検査指摘事項(パフォーマンス劣化)を特定していた場合は、1点を減点する。

#### 【留意すべき点】

○事業者自らが適切な時点で安全機能の劣化状態を検出した場合、とは、例えば、事業者自らが施設管理に係る活動(巡視、点検等)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、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、既に事業者が是正処置の計画を立案しており、その内容が妥当なものであると判断できる場合は、1点を減点する。

#### 【留意すべき点】

○是正処置の計画を立案しその内容が妥当な場合、とは、例えば、

- ・ 不適合(劣化状態)の状況が適切に認識されている
- ・ 不適合の除去が完了している又は除去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具体的な方針について意思決定し、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。

#### 【留意すべき点】

○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本来除去されていたもの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。

#### 【留意すべき点】

- 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とった処置についてよく調査した上で、過去の是正処置が適切に実施されていれば本来除去されていたもの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、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
重要度	緑	白	黄	赤

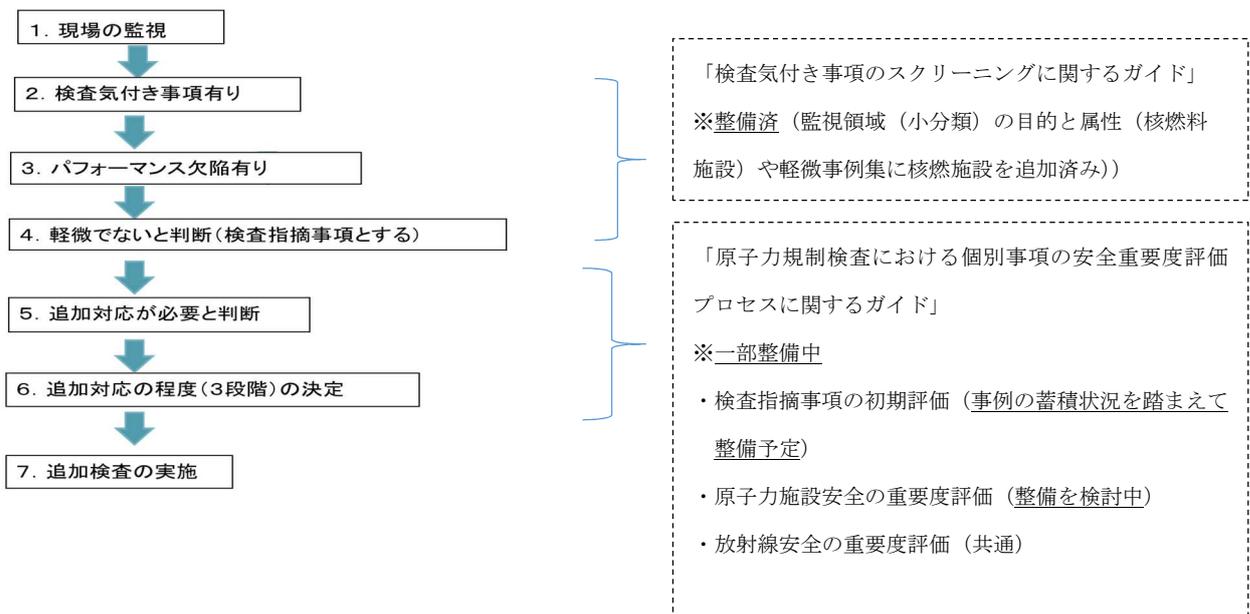
## 核燃料施設等における重要度評価の検討状況について

## 1. 現状

核燃料施設等における検査指摘事項の重要度評価については、令和元年11月27日の第44回原子力規制委員会において、核燃料施設等は施設の特徴（静的な貯蔵や埋施設など）や取り扱う核燃料物質の量が様々であり、統一的な評価指標を定めにくいことから、当面の間は、実用発電用原子炉（実用炉）の定性的評価の手法を参考にしつつ、安全重要度・対応措置評価会合（SERP）において指摘事項を評価することとした。なお、実用炉のような4区分（赤、黄、白、緑）ではなく、指摘事項（追加対応有り、無し）の2区分で行うこととした。

効率的・効果的な規制の観点から核燃料施設等に対しても評価の考え方や手法の策定を行う必要があり、核燃料施設等の特徴等に着目した検討を進めている。

## 2. 核燃料施設等の検査の手続きと評価ガイドとの関係



## 3. 今後の取り組み

- 核燃料施設等においても、検査指摘事項の初期評価が実施できるよう事例の蓄積を行いガイドを整備するとともに、施設等の特徴等に着目した重要度評価が実施できるよう検討を進めていく。
- 将来、安全性向上評価において確率論的リスク評価の実施が求められている再処理施設においては、当該評価が検査に活用できるものか注視していく。

(案)

原子力規制検査における規制対応措置ガイド

(GI0004\_r0)

—目次—

1. 目的
2. 適用範囲
3. 規制対応措置プロセス
  - 3.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング
  - 3.2 事案の深刻度の評価
  - 3.3 規制対応措置の内容の確定及び事業者への通知
4. 裁量の適用
5. 司法当局への告発
6. 規制対応措置後の検査による対応状況等の確認

## 1. 目的

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 61 条の 2 の 2 第 1 項の規定による原子力規制検査、原子力規制検査に関連して実施する法第 67 条の規定による報告徴収及び原子力規制検査に関連して実施する法第 68 条の規定による立入検査（以下「検査等」という。）の結果等に基づき実施する法第 61 条の 2 の 2 第 10 項の規定を踏まえて実施する措置（以下「規制対応措置」という。）について定めたものであり、意図的な不正行為、原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼす事象等を含む法令違反が特定された場合に、原子力規制委員会が、事案の深刻度を評価し、必要な処置を決定するための基本的な考え方及びプロセスを示したものである（※ 1）。

本ガイドを適用することにより、命令や行政指導等の規制対応措置は、事案の深刻度を適切に反映されることが確保される。また、法令違反等の特定から、規制対応措置の決定にいたるまでのプロセスの明確化により、被規制者が法令遵守の重要性を認識し、違反に対する是正処置が迅速かつ包括的に実施されることが期待される。

※ 1 違反の評価及び処置の決定に関しては、本ガイドの考え方に限定されるものではなく、個々の事案等に応じて、規制当局において判断されることもありえる。

## 2. 適用範囲

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

なお、規制対応措置の対象となる事業者の活動や違反には、例えば、事業者による意図的な不正行為や原子力規制委員会の規制監視機能遂行に対する影響を与える行為等による法令違反も含まれる。

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

※ 3 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や施行令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第 57 条の 7 第 1 項の規定による届出をした者及び法第 61 条の 3 第 1 項の許可を受けて核原料物質を使用する者が該当する。以下「核原料物質使用者」という。

### 3. 規制対応措置プロセス

規制対応措置の検討プロセスは、以下のステップで行う。

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

#### 3.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング

原子力規制検査において検査気付き事項を抽出した場合、検査指摘事項の安全重要度評価と並行して、当該問題に対して事業者に自律的な改善の能力があるかどうか、当該問題が組織として意図的に行われたもの若しくは明確な瑕疵によって起こったものであるかどうか、記録保存等の規制上の確認の実効性を確保するための措置に著しい瑕疵があるかどうかなどの視点で情報収集等を行い、これらの視点で問題が確認された場合には、当該事項に対する重要度評価の結果も踏まえて、当該事業者に対して必要な措置として、規制対応措置を求めるものとする。

また、当該気付き事項又は事業者からの申告等を通じて、関連法令等における違反が特定された場合も同様に規制対応措置を求めるものとする。

なお、検査指摘事項の安全重要度評価において、緑を超える結果となっているものについては、規制要求に抵触している可能性が大きいことが予想される。

これらの対応は、事案の発生に応じて、各監視領域での活動目的の達成を確保するために適時進めていく必要があることから、検査指摘事項の安全重要度評価を踏まえて、総合的な評定を待たずに随時評価して対応を図ることとする。

即時の対応を要さないものについては、総合的な評定を踏まえてその後の原子力規制検査で状況を確認していくなど、事案の重要度、緊急性等を踏まえて総合的に対応していくものとする。

以下に、具体的なスクリーニング基準を記載する。原子力検査官は、検査で得られた気付き事項について、本基準に従って、規制対応措置が必要と思われる事案についてスクリーニングを行う。

#### 【規制対応措置のスクリーニング基準】

- ①当該事案は規制活動に影響を及ぼすものか。
- ②原子力安全に影響があったか。
- ③被規制者の意図的な行為によるものか。
- ④法令違反であったか。

## 【初期スクリーニング】

原子力検査官は、上述したスクリーニングの後、これらの疑いがある場合はこのガイドの3.2に沿って事案の深刻度の評価を行う。その結果、規制対応措置が必要と判断される場合には、その理由と共に本庁に連絡する。

### 3.2 事案の深刻度の評価

3.1にて特定された事案については、本ガイドに沿って深刻度を評価する。なお、特定された事案の多くはパフォーマンスの欠陥を伴うものと考えられ、その場合には「原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイド」に沿って重要度評価が行われることとなり、深刻度レベルの判断にあたっては、その重要度評価の結果を参考にする。

#### (1) 特定された事案の具体的な評価

事案の深刻度を判定する際には、以下の4つの要素を考慮する。

##### ① 当該問題により実際の原子力安全に影響を及ぼす結果となったか

以下の例のように、原子力規制検査における指摘事項や法令等の違反により原子力安全に影響を及ぼす結果となったかどうかの検討を行う。

##### ○原子力施設の安全性

- ・指摘事項となる事象又は法令等の違反が発生してから是正されるまでの間、原子炉において担保すべき安全機能の喪失に至った場合又は担保すべき安全機能に影響を及ぼした場合
- ・担保すべき安全機能の健全性を担保できなかった場合 等

##### ○放射線被ばくの有無

- ・放射性廃棄物の放出において、放射性物質濃度（3ヶ月平均）が法令等で定めた限度値又は放出管理目標値を超えた場合
- ・放射線業務従事者の実効線量又は等価線量が法令で定める限度値を超えた場合 等

##### ○品質マネジメントシステムの劣化

- ・品質マネジメントシステムが機能していないことにより原子力安全に影響を及ぼしたと判断される場合
- ・品質マネジメントシステムの欠陥又は品質保証に係る保安規定の不履行により原子力安全に影響を及ぼしたと判断される場合 等

② 指摘事項に係る事案やそれに伴う事業者の活動又は違反により原子力規制委員会の規制監視機能遂行に対する影響を与えたか

原子力規制委員会の監視活動に必要な正確かつ完全な情報を提供しないこと、必要な設置変更許可又は工事計画認可等の申請を行わないこと、法令等に基づく報告に重大な誤りがある等、原子力規制委員会の活動に影響を及ぼすと考えられるかどうかについて検討を行う。

③ 事業者の指摘事項に係る行為又は違反が意図的な不正行為によるものか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可された内容や規制基準の適合性の確認等が率直さを持って連絡されるという前提に基づいているものであるため、意図的であるとの兆候が含まれる不適切な行為や法令違反である場合には、そうでない行為や違反そのものよりも問題が深刻である。そのため、違反が意図的又は意図的に不適切な行為である場合には、通常よりも高い深刻度レベルとの評価がなされる。

意図的な行為/違反には、例えば法令に対する不注意による無視、法令の故意の違反及び情報や記録の改ざん等が含まれる。

(2) 違反の深刻度レベル

規制対応措置のプロセスにおいては、原子力規制検査において特定された事業者による法令違反や指摘事項に対し、深刻度レベル（略称：SL）を指定することにより評価を行う。ただし、パフォーマンスの欠陥を伴う違反については、「原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイド」に基づいた安全重要度評価プロセスにより評価が行われ、その安全重要度評価の結果を参考に深刻度レベルを判断する。

なお、一般的には安全重要度評価の結果と深刻度レベルには相関性がある。具体的には、例えば実用発電用原子炉の場合、重要度「緑」の深刻度レベルはSL IVに相当すると考えられる。

なお、深刻度レベル及び処置の決定に際しては、原則として本ガイドに基づくこととなるが、最終的には、違反等に至った経緯や状況等を踏まえるなど、規制当局が裁量を持って判断できる。

- ① SL I とは、重大な安全上の結果になった違反や行為、又はなり得たであろう違反（例えば、重大な安全上の結果に対する本質的な潜在性、もしくは重大な安全上の事象を防止または緩和するために實際上必要な時に機能しないシステム

に関わる違反) や行為を言う。

- ② SLⅡ とは、著しく重要な安全上の結果になった違反や行為、又はなり得たであろう違反（例えば、本質的な安全上の結果に対する潜在性を生み出した違反もしくは重大な安全上の事象を防止又は緩和することが、ある延長期間できないでいたシステムに関わる違反) や行為を言う。
- ③ SLⅢ とは、中位の安全上の結果になった違反や行為、又はなり得たであろう違反(例えば、中位の安全上の結果に対する潜在性を生み出した違反もしくは重大な安全上の事象を防止又は緩和することが、比較的短い期間できないでいたシステムに係る違反) や行為を言う。
- ④ SLⅣ とは、重大ではないが、しかし軽微を超える懸念があり、安全上の結果が全くないか、もしくは比較的不適切な潜在性を有する安全上の結果になった違反(例えば、軽微を超える安全上の結果の潜在性を生み出した違反) や行為を言う。
- ⑤ 軽微とは、SLⅣよりも著しくは重要ではない違反や行為をいう。軽微は規制対応措置の対象とはならず、通常は検査報告に文書化(記載)しない。しかし、軽微は是正しなければならない。

### 3.3 規制対応措置の内容の確定及び事業者への通知

規制対応措置は、検査等で確認した問題点を是正させ、各監視領域での活動目的の達成を確保するための措置命令の他、法令に基づく事業者の責務の実施についての信頼性が確保できないと考えられる場合には回復の可能性を踏まえて許可取消し等の処分(関連する処分に係る法条文を表1に示す。)も含めて検討する。その程度については、深刻度レベルによって以下の通り判断される。

#### (1) 軽微

軽微な安全上の懸案に関する違反は、一般には深刻度レベルの評価に基づく処置の対象にならないが、事業者により是正されなければならない。

#### (2) 対応不要な事案

以下の全てを満たしているのであれば、SLⅣについて、規制当局に対する対応不要な事象として検討する。なお、当該事象については、事業者により是正されなけ

ればならない。

- ① 既に、再発に対処するための CAP の中へ組み込まれている。
- ② 当該事案が特定された後で、違反の重要度に相応しい時間内に法令要求等を満たしている状態を回復している又は回復の見込みがある。
- ③ 当該事案は不適切な是正処置の結果として反復的ではない。ただし、原子力規制庁によって特定される場合に限る。
- ④ 当該事象は意図的なものによる行為ではない。ただし、意図的である場合においても、原子力検査官等に対して、報告することを要求されていなくても、当該事象を特定し即座に関連する情報を提供した、経営層の関与が認められない又は監督の欠如により引き起こされたものではない等の事象は、対応不要な事象として検討する場合もある。

### (3) 違反等通告

違反等通告は、法令で求められる事項に対する違反又はそれに準ずる事業者の行為を明らかにする通告であり、違反等理由について明確に記載すると共に、事業者に対する指示や改善事項等について記載する。また、事業者に対し、違反等の状況、既に実施している及び今後実施する予定の是正処置の概要等について文書にて報告することを求める。

違反等通告の際又はその後に、必要に応じ以下の命令等の措置を講じることを検討する。具体的な措置内容については、深刻度レベル及び事業者による違反等の特定及び是正処置の適切さを考慮して決定し、必要に応じて原子炉等規制法に基づく報告徴収命令や検査の実施についても検討する。

なお、規制要求に抵触した場合における対応措置の適用については原子力規制委員会の会合の場で議論し、方針を決定するものとする。

#### 【原子炉等規制法に基づく措置命令】

安全への実影響がある、事業者による意図的な不正行為を伴う、又は原子力規制委員会の規制監視機能遂行に対する影響を与える SL I、II、III の違反等の場合には、原子炉等規制法に基づき、以下の措置を命ずることを検討する。

- 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

### 【行政指導】

全ての SL I～IVに相当する事案については、行政指導により改善や是正処置内容の状況報告等を求めることを検討する。ただし、SL IV違反については、(2)の条件に該当しない場合には、原則として規制当局への対応を求めない違反として処置する。

#### 4. 重要度評価・規制対応措置会合での検討

規制対応措置の内容及び当該指摘事項の深刻度については、3.2を元に重要度評価・規制対応措置会合（SERP）にて評価・判断を行うものとする。また、規制要求に著しく抵触した場合における規制対応措置の適用については原子力規制委員会の会合の場で議論し、方針を決定するものとする。

#### 5. 裁量の適用

原子力規制庁は、規制対応措置を検討する際、裁量を行使することができる。処置を強化するか緩和するかのどちらかを選択するか、又は、既に決定し履行した処置を取ることを止めることもできる。

裁量の行使により、本ガイドに関わらず、違反等の個別状況等を踏まえた、どのような措置を取るべきかを定めることができる。本ガイドの記載及其の周囲に事情を考慮した後で、違反の深刻度レベル(SL)及び取るべき適切な処置を決めるために、裁量を行使することができる。

#### 6. 司法当局への告発

違反の特定及びその後の処置の検討過程において、極めて悪質であると考えられる場合は、司法当局への告発を検討する。この場合、原子炉等規制法における罰則適用の判断については、司法当局による調査・判断となる。この場合においても、必要な行政上の処置について並行して検討及び実施する。

#### 7. 規制対応措置後の検査による対応状況等の確認

措置命令等を行った場合においては、追加検査、特別検査のほか、必要に応じて当該命令等に係る措置の実施状況を原子力規制検査で確認することとする。その場合には、事業者はその旨通知するものとする。

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

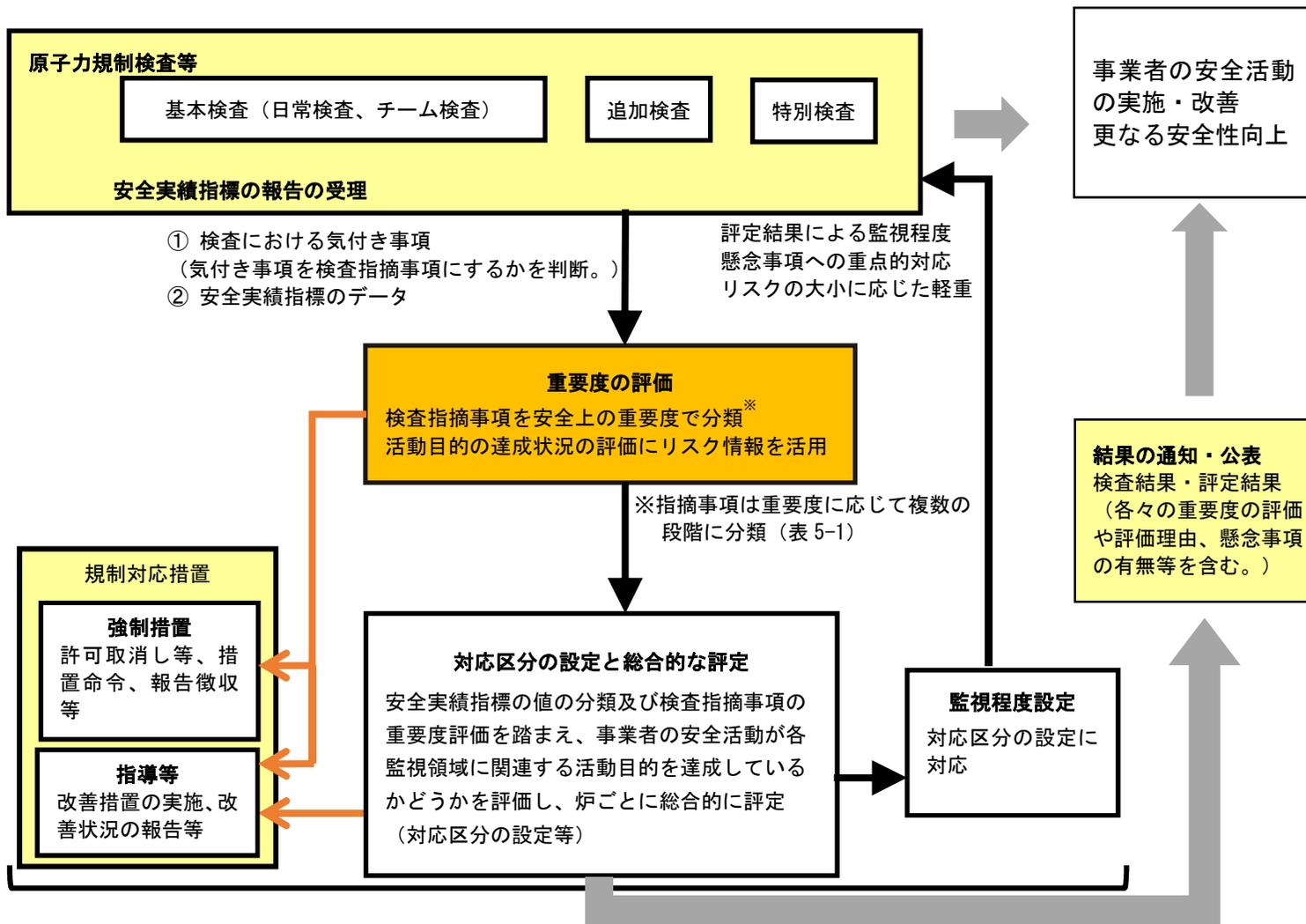


図 1-2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素（核燃料施設等）

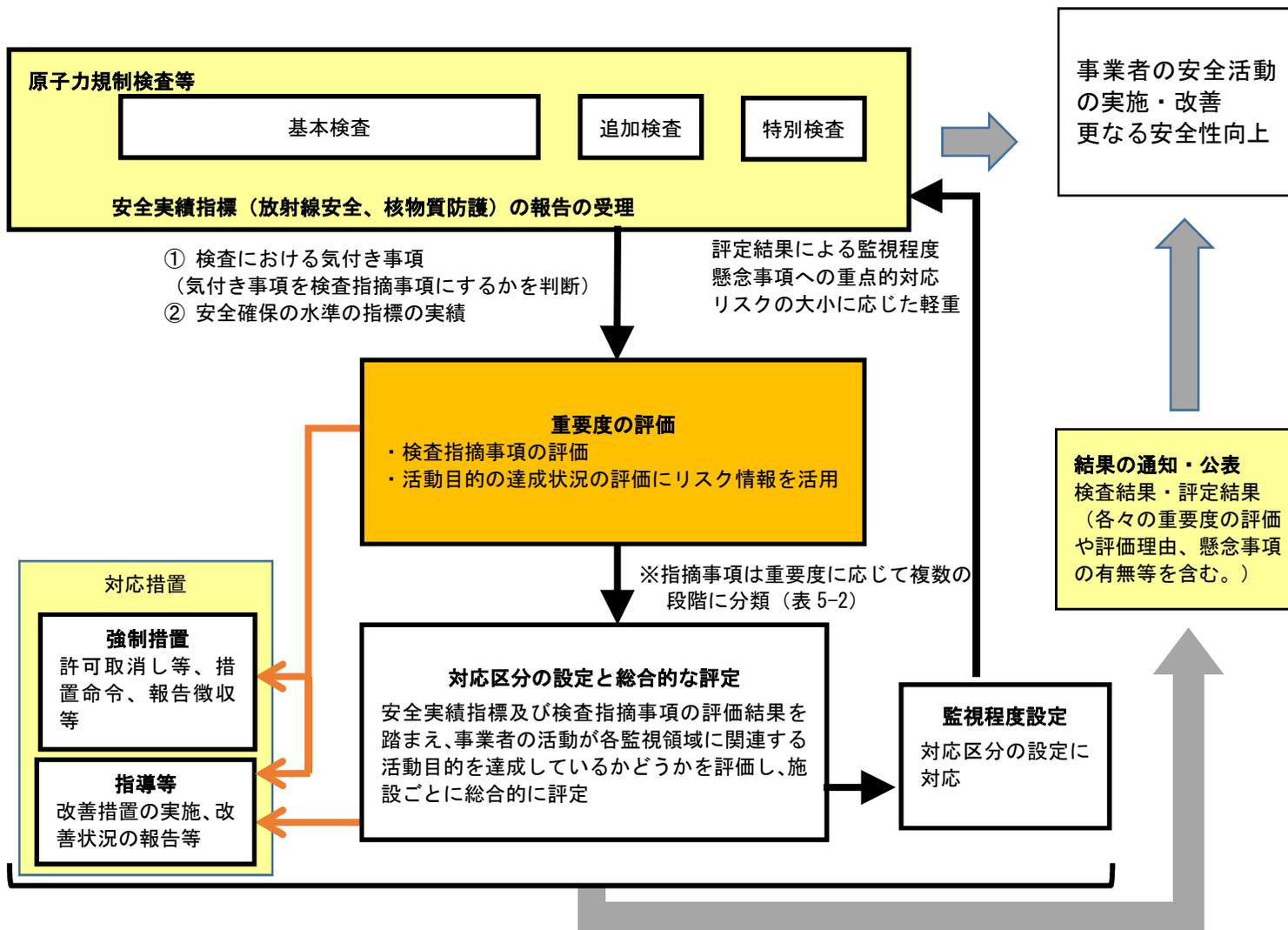


表1 規制対応措置に関する主な法条文

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

表中のほか、法第58条第3項の原子力事業者等への廃棄の停止その他保安のために必要な措置の命令、法第59条第4項の原子力事業者等への運搬の停止その他保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な措置の命令、法第60条第2項の受託貯蔵者への貯蔵の方法の是正その他保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な措置の命令等がある。

## ○ 変更履歴

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

(案)

原子力規制検査において使用する  
事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド

【 発電用原子炉 】

—目次—

1. 目的
2. 適用範囲
3. 適切性の確認の基本的な考え方
4. 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー
5. 適切性の確認
6. PRA モデルの更新時における適切性の確認

## 1. 目的

原子力規制検査で用いるリスク情報を取得する際、事業者が作成した PRA モデルについて原子力規制庁がその適切性を確認し、必要であればこのモデルに修正を加えた PRA モデルを用いる<sup>1</sup>こととしている。

本ガイドは、発電用原子炉を対象とした原子力規制検査において定量的なリスク評価を行う際及びリスク情報を取得する際に使用する確率論的リスク評価（以下「PRA」という）モデル<sup>2</sup>を確認する方法を示すものである。

## 2. 適用範囲

本ガイドに示される具体的な適切性の判断に際する考え方は、原子力規制検査で使用する事業者が作成した PRA モデルの適切性の確認に対して適用する。また、本ガイドは実用発電用原子炉の原子力規制検査に用いる PRA モデルにのみ適用する。

## 3. 適切性の確認の基本的な考え方

(1) 適切なリスク情報を得るため、原子力規制検査において使用する PRA モデルは、原子炉施設の設計情報、運転情報及び保守管理情報が反映され、新しい PRA の知見（起因事象の分類、起因事象の発生頻度、機器故障率、人間信頼性解析手法等の新たな知見）が反映されていることが好ましい。このため、原子力規制庁は、PRA に係る安全研究で得た知見<sup>3</sup>、日本原子力学会の PRA 実施基準<sup>4</sup>、米国機械学会及び米国原子力学会の PRA 標準<sup>5</sup>等を参考に、PRA モデルの確認に必要な項目、視点、判断に際する考え方を設定し、個別事項の重要度評価において使用することが適切であることを確認する。

(2) 本ガイドに示した PRA モデルの確認項目、視点及び判断に際する考え方

---

<sup>1</sup> 第 10 回検査制度の見直しに関する検討チーム、「資料 1 新たな検査制度の運用に向けた検討事項と論点の整理」、平成 30 年 1 月、  
[https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/kensaseido\\_minaoshi/00000037.html](https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/kensaseido_minaoshi/00000037.html)

<sup>2</sup> 確率論的リスク評価（PRA）モデルとは、PRA の評価で用いるイベントツリー、フォールトツリー及びパラメータ（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）等を指す。

<sup>3</sup> 伊東智道、他、「安全研究成果報告 PRA の活用に係る検討と基盤整備」、原子力規制庁、RREP-2018-2004、平成 30 年 11 月

<sup>4</sup> 日本原子力学会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013、AESJ-SC-P008、平成 26 年 8 月

<sup>5</sup> ASME/ANS, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008—Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME/ANS RA-Sb-2013, The American Society of Mechanical Engineers, 2013

は、必要最低限の項目、視点及び判断に際する考え方の例を記載している。このため、これらの知見よりも新しいものやこれらの知見以外を PRA モデルに組み込むことを妨げるものではなく、新しい知見等については、別途確認する。

(3) 原子力規制検査においては、適用可能なリスク情報を活用して意思決定を実施するため、使用可能な範囲において PRA モデルを用いてリスク情報を取得する。このため、PRA モデルは、判断に際する考え方の全てを満足していても構わない。

(4) PRA から得られるリスク情報は、様々な内部事象及び外部事象におけるリスクを考慮すべきである。しかし、様々な内部事象及び外部事象に係る PRA 実施手法が実用に資するレベルには必ずしも到達していないと考えられることから、これらの実施手法の成熟度の進捗に応じ、段階的に本ガイドの範囲を拡張していくものとする。

#### 4. 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フローを図 1 に示す。確認フローは、以下のとおり。

- ① 事業者が PRA モデルを原子力規制庁に提示する。
- ② 原子力規制庁が PRA モデルの適切性を確認する。確認に際しては、PRA モデルを確認するだけでなく、事業者が実施したピアレビューの報告書を確認したり、必要であれば米国 NRC 等の専門家に確認を依頼したりして、十分な確認を実施する。
- ③ 原子力規制検査で使用するに当たり、原子力規制庁が PRA モデルの修正が必要であると考えられる場合には、原子力規制庁から事業者に対して当該修正が必要な箇所、その理由及び修正案を提示する。
- ④ 原子力規制庁が提示した PRA モデルの修正が必要な箇所等について、事業者が修正の可否の検討を行う。
- ⑤ ④の検討の結果、原子力規制庁の修正案に事業者が合意した場合、事業者は PRA モデルを修正する。
- ⑥ ④の検討の結果、原子力規制庁の修正案を事業者が合意しなかった場合、原子力規制庁が事業者の PRA モデルを変更する。

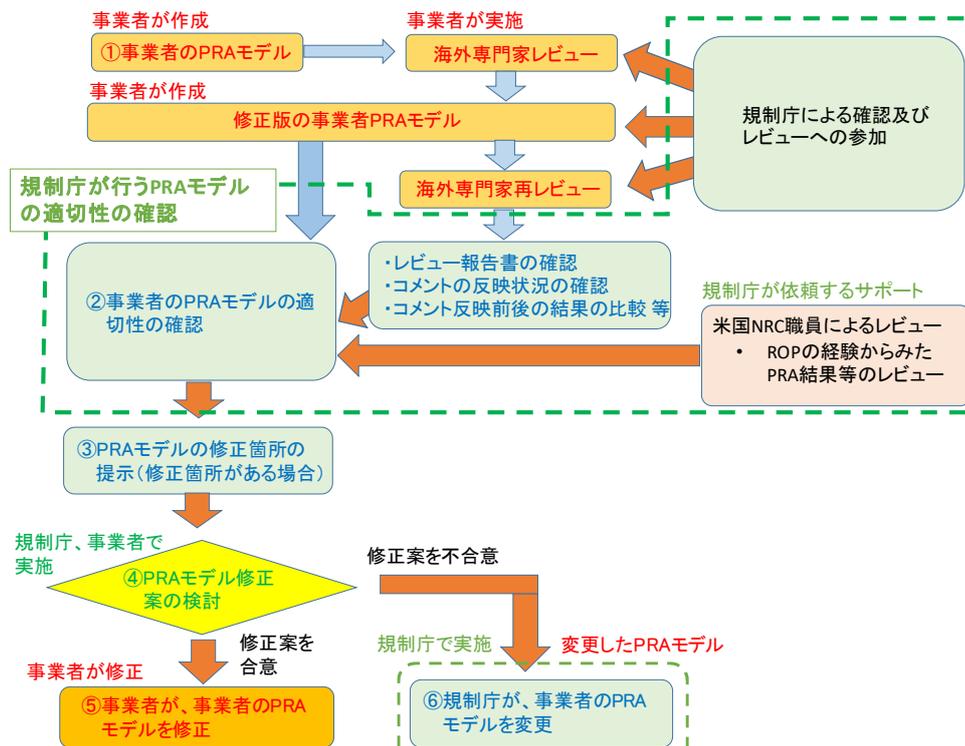


図 1. 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

## 5. 適切性の確認

PRA モデルの範囲に応じ、別添に定める適切性の確認項目を対象に、別添に定める確認に係る視点を基に設定した判断に際する考え方をを用いて、PRA モデルを確認する。

## 6. PRA モデルの更新時における適切性の確認

事業者が作成する PRA モデルについては、事業者が 5 年ごとに改訂することに加え、プラントにおける大規模な工事を行うなど、PRA の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂することになっている<sup>6</sup>。原子力規制検査で使用する PRA モデルは、事業者から更新した PRA モデルの提示を受けた際に適切性を確認した後更新する。この際の適切性の確認については、PRA モデルの更新箇所を明確にし、更新箇所についてのみ適切性を確認する。

<sup>6</sup> 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原規規発第 17032914 号、平成 29 年 3 月 29 日改定、<https://www.nsr.go.jp/data/000183879.pdf>



別添：

適切性の確認項目、適切性の確認に係る視点及び適切性の  
判断に際する考え方

### 1. 適切性の確認項目

PRA モデルに係る適切性の確認項目を別紙 1 に示す。

### 2. 適切性の確認に係る視点

PRA モデルの適切性の確認は、5.の確認項目毎に以下の 3 つの視点から行う。

- a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。
- b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。
- c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。

### 3. 適切性の判断に際する考え方

PRA モデルの適切性の確認は、5.の適切性の確認項目に対して、6.の適切性の確認の視点から設定した判断に際する考え方をを用いて行う。適切性の確認に用いる判断に際する考え方を別紙 2 に示す。

1. 評価対象
  - (1) ピアレビューについて
2. 評価に必要な情報の収集及び分析
  - (1) 設計情報、運転管理情報
3. 炉心損傷頻度評価
  - (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価
    - ① 起回事象の選定
    - ② 起回事象のグループ化
    - ③ 起回事象の発生頻度の評価
  - (2) 成功基準の設定
    - ① 炉心損傷の定義
    - ② 成功状態の定義
    - ③ 起回事象ごとの緩和機能
    - ④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠
    - ⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）
    - ⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）
  - (3) 事故シーケンスの分析
    - ① イベントツリー毎の作成上の仮定とその根拠
    - ② イベントツリーの構造
    - ③ 事故シーケンスの展開
  - (4) システム信頼性の評価
    - ① 緩和設備の分析
    - ② 緩和設備に要求される機能の喪失原因
    - ③ 緩和設備の故障
  - (5) 信頼性パラメータの設定
    - ① 機器故障率及び機器故障確率
    - ② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率
    - ③ 共通原因故障のモデル化の考え方
  - (6) 人的過誤の評価
    - ① 人的過誤の発生確率
    - ② 人的過誤の評価仮定
    - ③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ

事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル1 PRA ）（続き）

(7) 事故シーケンスの定量化

- ① 炉心損傷頻度の評価
- ② 重要度解析

(8) 不確かさ解析及び感度解析

- ① 不確かさ解析
- ② 感度解析

適切性の確認項目、確認の視点及び判断に際する考え方（内部事象出力運転時レベル 1PRA）

確認項目	確認の視点	判断に際する考え方
1. 評価対象 (1) ピアレビューについて	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。 b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。 c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・米国 NEI のピアレビューガイド<sup>7,8</sup>に相当するピアレビューを実施していること。</li> </ul>
2. 評価に必要な情報の収集及び分析 (1) 設計情報、運転管理情報	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用した設計情報、運転情報等は、最新のものであること。</li> </ul>
3. 炉心損傷頻度評価 (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価 ① 起回事象の選定	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・過去に発生した事例を分析し、起回事象を選定していること。</li> <li>・体系的な選定ができる手法（FMEA 等）が使用されていること。</li> <li>・起回事象を選定するため、プラントの設備を列挙し、各設備故障の影響を分析していること。</li> </ul>
② 起回事象のグループ化	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント	<ul style="list-style-type: none"> <li>・類似の事故シーケンスとなる起回事象がグ</li> </ul>

<sup>7</sup> Nuclear Energy Institute, "Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance," NEI 00-02 Revision 1, May 2006

<sup>8</sup> Nuclear Energy Institute, "Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard," NEI 05-04, Rev. 2, November 2008

確認項目	確認の視点	判断に際する考え方
	情報を適切に反映していること。	<p>ループ化されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>グループ化される際、起回事象発生頻度に影響するようなグループ化をしていないこと。(例えば、炉心損傷に対する影響の大きい起回事象をグループの代表と設定し、グループの中で影響の小さい起回事象の発生事例の件数を除くことをしていないこと。)</li> </ul>
③ 起回事象の発生頻度の評価	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>プラント固有の起回事象の発生頻度が算出されていること。</li> <li>最新の知見を使用していること。</li> <li>運転経験に比べ、評価対象期間が著しく少なくなっていないこと。(例えば、起回事象の発生件数を、運転経験の 1/10 以内の期間に限定していないこと。)</li> <li>評価対象期間中に発生した事例を全て抽出していること。</li> </ul>
(2) 成功基準の設定 ① 炉心損傷の定義	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>解析に合った炉心損傷を定義していること。(例えば、被覆管温度が 1200℃で炉心損傷になると仮定する。)</li> </ul>
② 成功状態の定義	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮	<ul style="list-style-type: none"> <li>プラントが十分安定している状態(例えば冷温停止)を成功の状態であると定義して</li> </ul>

確認項目	確認の視点	判断に際する考え方
	定が適切であること。	いること。
③ 起回事象ごとの緩和機能	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・必要な緩和機能が全て特定され、機能に要求される機器の組合せが全て特定されていること。
④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・使用した熱水力解析コードは、安全解析の使用実績等の信頼性のある解析コードであること。 ・使用した解析条件は、評価対象プラントの状態に対応したものを用いていること。
⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・余裕時間は、炉心損傷までの時間、設備の準備にかかる時間等を考慮して設定していること。
⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・使命時間は、②の成功状態に至る時間を考慮して設定していること。 ・使命時間が違う事故シーケンスにおいて必要となる同一の設備について、使命時間を統一する場合は、一番長い使命時間で統一していること。
(3) 事故シーケンスの分析 ① イベントツリー毎の作成上の仮定とその根拠	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・イベントツリーのロジックに間違いがないこと。 ・他のイベントツリーと重複する事故シーケンスがないこと。

確認項目	確認の視点	判断に際する考え方
② イベントツリーの構造	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷を防止するために必要な対処設備が、ロジックに間違いがなくイベントツリーに組み込まれていること。</li> </ul>
③ 事故シーケンスの展開	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・イベントツリーのロジックに間違いがなく事故シーケンスが展開されていること。</li> </ul>
(4) システム信頼性の評価 ① 緩和設備の分析	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷を防止するための設備が全てモデル化されていること。もし、モデル化していない設備があれば、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。</li> <li>・炉心損傷を防止するための設備に影響するサポート系が全てモデル化されていること。(電源系、冷却系、空調系等) もし、モデル化していない設備があれば、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。</li> <li>・フォールトツリーを用いたモデル化において、ロジックが成功基準と整合し、ロジックに間違いがないこと。</li> <li>・交互運転している系統等の運用がモデル化されていること。</li> </ul>
② 緩和設備に要求される機能の喪失原因	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要求される機能の喪失原因として、必要な</li> </ul>

確認項目	確認の視点	判断に際する考え方
	情報を適切に反映していること。	緩和設備が全てモデル化されていること。 全てモデル化していない場合は、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
③ 緩和設備の故障	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・緩和設備の故障として、機器の故障モードが全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
(5) 信頼性パラメータの設定 ① 機器故障率及び機器故障確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・機器故障データは、国内のプラントの運転経験が含まれていること。 ・機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出していること。 ・プラント固有の機器故障率を用いていること。
	c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	・米国等の公開している機器故障率と比べて大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差異の分析をしていること。
② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・復旧できる機器及び機器故障モードを選定して、モデル化していること。 ・復旧失敗確率の算出に使用する情報は、プラントの運転経験を含んだものであること。

確認項目	確認の視点	判断に際する考え方
		と。
③ 共通原因故障のモデル化の考え方	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・共通原因故障 (CCF) については、冗長性のある機器の動的な機能喪失が全てモデル化されていること。
(6) 人的過誤の評価 ① 人的過誤の発生確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・使用した人的過誤の発生確率は、原子炉施設の運転経験を含むデータから算出したもの、もしくは広く原子炉施設の PRA で使用しているものであること。
② 人的過誤の評価仮定	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・人的過誤の従属性が考慮されていること。
③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・評価した結果、人的過誤の発生確率が $10^{-6}$ 未満 <sup>9)</sup> になっていないこと。 ・人的過誤の発生確率の不確かさが設定されていること。
(7) 事故シーケンスの定量化 ① 炉心損傷頻度の評価	c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	・レアイベント近似、上限近似、その他の近似方法、厳密解等で炉心損傷頻度を算出していること。 ・国内の類似プラントの PRA 結果、米国の類似プラントの PRA 結果と比較して大き

<sup>9</sup> M. Presley, "A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Values for Joint Human Error Probabilities," EPRI3002003150, EPRI, 2016

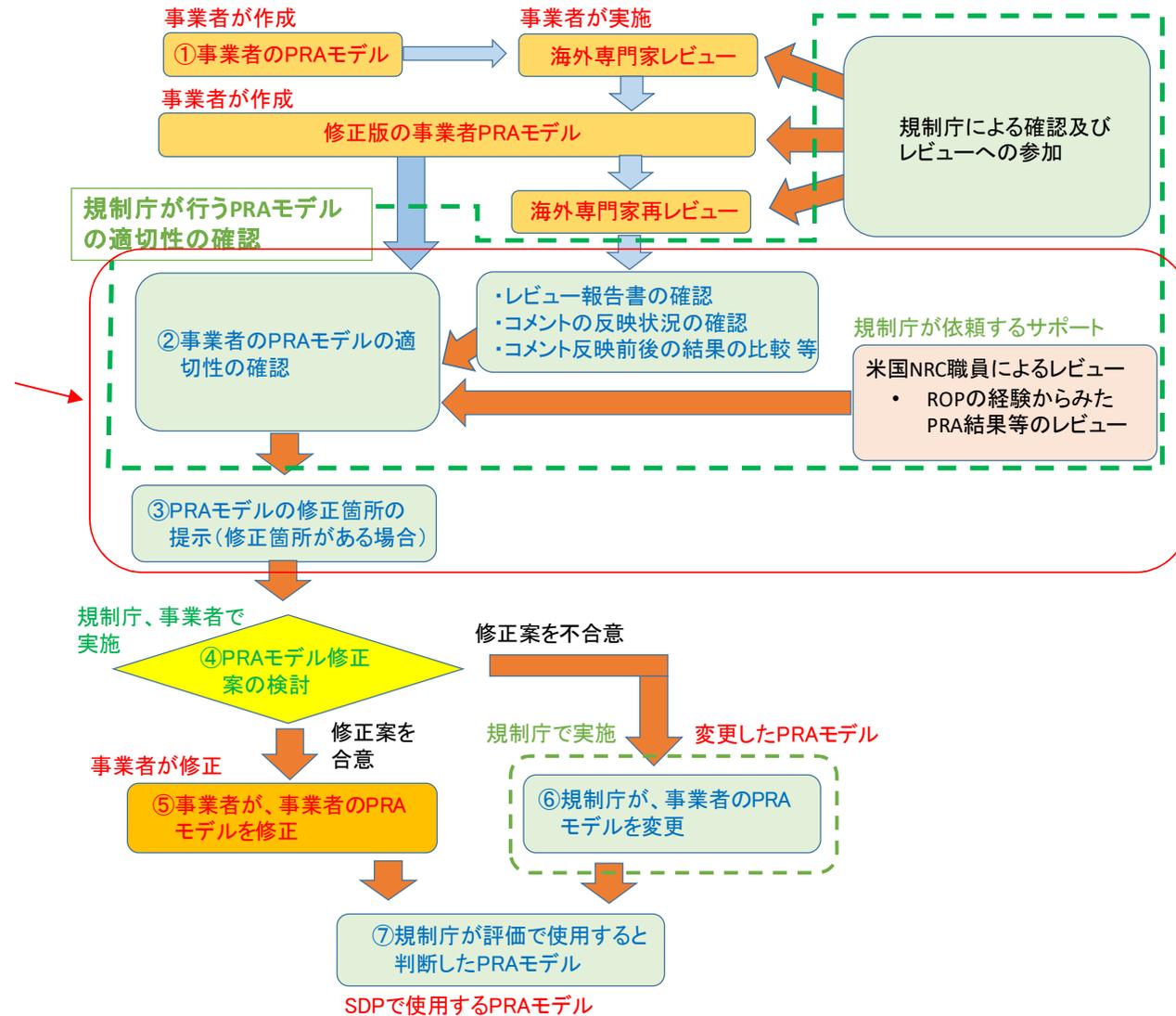
確認項目	確認の視点	判断に際する考え方
		な差がある場合は、差異の理由を分析していること。
② 重要度解析	—	・ FV 及び RAW を算出していること。
(8) 不確実さ解析及び感度解析 ① 不確実さ解析	—	・ パラメータの不確実さ解析では、機器故障率データに合わせて知識の相関 (SOKC) を設定していること。
② 感度解析	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・ 炉心損傷頻度等に影響する計算モデル (例えば RCP シール LOCA モデル)、機器故障率、人間信頼性解析等の感度解析を実施して、PRA モデルの感度を把握していること。



**伊方3号機の内部事象  
出力運転時レベル1PRAの  
適切性の確認結果と  
PRAモデルの修正箇所の提示**

# 1. PRAモデルの確認とPRAモデルの整備フロー

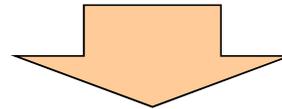
伊方3号機のPRAモデルの確認が終了し、修正箇所を提示（本資料）



## 2. 確認結果の概要

伊方3号機のPRAモデルの確認結果：

- PRAモデルは、モデルの仮定の設定、対処設備のモデル化等適切に実施されていた。
- ただし、3個の要修正箇所及び3個の中長期的な改善箇所\*がある。



- 修正する前のPRAモデルを原子力規制検査で使用する際は、今後修正することを踏まえ、評価に際して留意する。

\*：技術的に成熟した時点で修正するもの。

### 3. PRAモデルの修正箇所

- 伊方3号機のPRAモデルについて、修正が必要な箇所は合計3個あった。

修正箇所の項目	件数
(1) 起因事象	1件
(2) PRAモデル化	1件
(3) パラメータ	1件

次頁以降に、修正箇所の説明と対応方針を示す。

## 3. PRAモデルの修正箇所（続き）

### ● 外部電源喪失の発生頻度

#### 適切性確認ガイド

#### 3. 炉心損傷頻度評価

##### (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価

##### ① 起回事象の選定

- ・ 過去に発生した事例を分析し、起回事象を選定していること。

##### ③ 起回事象の発生頻度の評価

- ・ 評価対象期間中に発生した事例を全て抽出していること。

「判断に際する考え方」に照らして、修正が必要な点は以下のとおり。

- ◆ 外部電源喪失の原因となる自然災害、送電網、送電線等の特徴は、プラント型式で大きな差異はないため、BWRの運転経験を含めることが好ましい。

## 3. PRAモデルの修正箇所（続き）

### ● 運転状態の反映

#### 適切性確認ガイド

#### 3. 炉心損傷頻度評価

##### (4) システム信頼性の評価

##### ① 緩和設備の分析

- ・ 交互運転している系統等の運用がモデル化されていること。

「判断に際する考え方」に照らして、修正が必要な点は以下のとおり。

- ◆ 原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系、制御用空気系等の非常時において必要な設備でかつ常時運転している系統について、定期的に運転するトレインを切り替える運用にも関わらず、PRAにおいてモデル化されていない。このため、当該系統の運用をモデル化することが好ましい。

## 3. PRAモデルの修正箇所（続き）

### ● 共通原因故障の確率

#### 適切性確認ガイド

#### 3. 炉心損傷頻度評価

##### (5) 信頼性パラメータの設定

##### ① 機器故障率及び機器故障確率

- ・ 機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出していること。

「判断に際する考え方」に照らして、修正が必要な点は以下のとおり。

- ◆ 起因事象を発生させる可能性がある常時運転している系統（原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系、制御用空気系等）の共通原因故障の頻度については、1年間に発生する頻度を算出することが好ましい。

## 4. 中長期的な改善箇所

- 伊方3号機のPRAモデルについて、中長期的に改善した方がよい箇所が合計3個あった。

中長期的な改善項目	件数
(1) PRAモデルの仮定	2件
(2) パラメータ	1件

次頁以降に、中長期的に改善した方がよい箇所の説明を示す。

## 4. 中長期的な改善箇所

### ● 安定状態の定義

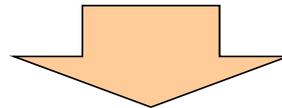
#### 3. 炉心損傷頻度評価

##### (4) 成功基準の設定

##### ② 成功状態の定義

- ・ プラントが十分安定している状態（例えば冷温停止）を成功の状態であると定義していること。

1つのモデルの中に安定状態として、冷温停止及び冷温停止に失敗した高温停止の2つの状態がある。



安定状態の定義が違う場合の全炉心損傷頻度及び機器重要度指標への影響がどの程度か把握する必要がある。

安定状態をどのように設定することがリスク評価を実施する上で重要なのか、専門家と議論を継続していく。

このため、本件は中長期的な「課題」とし、課題解決に向けて検討していくこととする。

## 4. 中長期的な改善箇所

### ● 使命時間

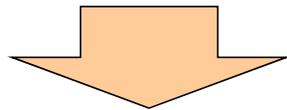
#### 3. 炉心損傷頻度評価

##### (4) 成功基準の設定

##### ⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）

- ・ 使命時間は、②の成功状態に至る時間を考慮して設定していること。

PRAモデルでは、統一して24時間を使用している。



前頁の安定状態の定義と関係するため、本件は中長期的な「課題」とし、課題解決に向けて検討していくこととする。

## 4. 中長期的な改善箇所

### ● 国内機器故障率

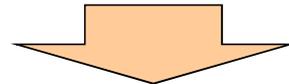
#### 3. 炉心損傷頻度評価

##### (5) 信頼性パラメータの設定

##### ① 機器故障率及び機器故障確率

- ・ 米国等の公開している機器故障率と比べて大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差異の分析をしていること。

国内機器故障率は、米国の機器故障率に比べ1桁～2桁程度小さい値となっている。差異の分析等がなく、機器故障率の適切性に疑義が残る。



原子力規制庁は、米国の機器故障率を用いた感度解析を実施し、機器故障率を変更したことによる全炉心損傷頻度等への影響を把握する。

また、国内機器故障率は、事業者及び電力中央研究所が算出している。今後は、事例の収集方法や機器故障率の算出方法を確認するとともに、各国の機器故障率を確認していく予定である。

このため、本件は中長期的な「課題」とし、課題解決に向けて検討していくこととする。

## 5. まとめ

- 下記の箇所を修正もしくは改善していくことを前提に、令和2年度から伊方3号機のPRAモデルを原子力規制検査において使用していく。

	修正もしくは改善箇所	修正もしくは対応案
修正箇所	共通原因故障の確率	確率値を修正する。
	外部電源喪失の発生頻度	暫定的に使用する発生頻度を令和元年度までに算出する。
	運転状態の反映	モデルを修正する。
中長期的な改善箇所	安定状態の定義	<u>感度解析を実施して、影響を把握する。</u>
	使命時間	また、国内外の専門家と議論する等、新たな知見を獲得し、課題解決をしていく。
	国内機器故障率	

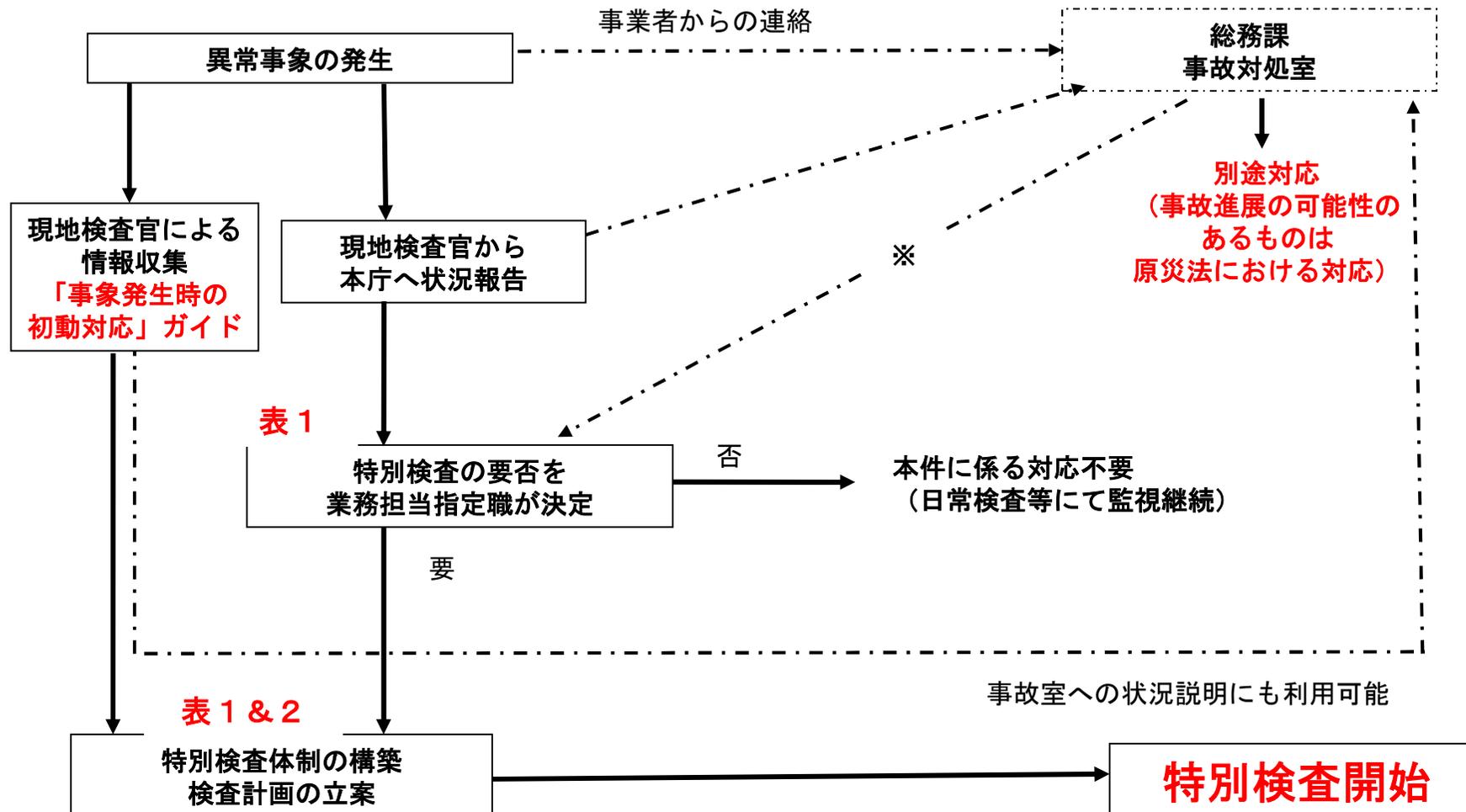
## 6. 今後の方針

- 修正箇所及び中長期的な改善箇所については、面談等で確認していく。
  - 中長期的課題のいくつかについては、事業者や関係する研究機関が継続的に改善していく予定である。
  - 原子力規制庁は、世界各国との間にある協定の下、各国の規制当局等との情報共有等を実施して、技術的な課題解決及び新たな知見の獲得に挑んでいく予定である。
- 今後、原子力規制検査においてリスク情報を活用する範囲を拡張する場合は、PRAの範囲を外部事象等へ広げて不足しているリスク情報を補完するとともに、PRAモデルの適切性確認ガイドを拡充及び改善していく。

# 原子力規制検査における 特別検査の具体的運用について



## 2. 特別検査実施までのフロー



※休日等、業務時間外の対応については原則として法令報告のみを対象とし、事故対処室からの連絡をもって判断する。  
それ以外の異常事象については、翌営業日での対応とする。

### 3. 特別検査の要否・体制の決定（1 / 2）

（1）原子力規制庁は、異常事象に対する特別検査の要否を判断するにあたり、表1の視点を考慮する。

その際、表1に加えて定性的な判断基準に関する「安全重要度評価ガイド」を参考にすることが出来る。

表1 特別検査の実施を判断する視点
原子力施設の設計ベースを超える、またはこれに含まれていない運転又は操作が関連している。
共通安全要素を含む設計、構造物あるいは運転又は操作に関して、潜在的な重大な欠陥が含まれている。
燃料、一次冷却材圧力バウンダリ、原子炉の一次格納容器バウンダリ又は核燃料施設等の閉じ込め機能の健全性の重大な喪失に繋がる。
事象を緩和するために使用される系統の安全機能の喪失または多重故障に繋がる。
可能性のある有害な共通要素が含まれている。
重大な予想外のシステム相互作用が含まれている。
反復的故障あるいは安全関連機器に関連する事象あるいは運転又は操作の欠陥が含まれている。
事業者の運転又は操作のパフォーマンスに関連する疑念または懸念が含まれている。
担当監視部門が特別検査を必要と考える異常事象である。

### 3. 特別検査の要否・体制の決定（2 / 2）

（2）原子力規制庁は、現地検査官が、「事象発生時の初動対応」検査運用ガイドにより収集した情報を加え、表1及び表2の視点から、検査の体制を判断する。その際、「定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド」を参考にすることが出来る。

表2 体制を判断するための例

初動対応で確認された事業者の緊急時対応（事象の大きさにより事業者が設定している各種対応）の重大な過失の有無。
事業者の保安規定及び技術仕様書の安全限界を越えているか。
規制限度を超える計画外の職業被ばくに至る可能性があるか。
公衆あるいはサイト職員の健康と安全、あるいは環境保護に関連する緊急時または非緊急時の事象に至る情報を含んでいるか。

## 4. 特別検査終了後の対応

---

### (1) 検査終了後の対応（検査結果の活用）

- a. 当該検査の結果については、事業者と会議（締めくくり会議）を行い、当該検査活動に係る総括（規制庁見解の説明など）を行う。
- b. 原子力規制庁は、必要と判断する場合には、特別検査の結果を基に重要度評価を実施し、当該異常事象に係る事業者の今後の安全活動について、現地検査官へ日常検査等での監視を指示できる。

### (2) 検査結果の公開等

特別検査が終了し、検査報告書が整理された後、原子力規制委員会に報告するとともに、当該検査報告書を原子力規制委員会ホームページに掲載する。

# 原子力規制検査における特別検査ガイド

(案)

(GI1005\_r0)

## —目次—

1. 目的.....	1
2. 適用範囲.....	1
3. 特別検査の流れ.....	1
4. 特別検査の要否・体制の判断.....	2
6. 特別検査の実施.....	3
7. 検査結果の公開.....	4
図 1. 特別検査実施フロー図.....	5

## 1. 目的

本ガイドは、試験研究用原子炉又は発電用原子炉を設置しようとする者、製錬、加工、貯蔵、再処理、廃棄の事業を行おうとする者及び核燃料物質を使用しようとする者並びに原子炉設置者、試験研究用等原子炉、精錬事業者、加工事業者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び輸送事業者（以下「事業者」という。）が所有する施設（以下、「原子力施設」という。）において、発生したリスクが高く安全上重要と思われる事象（以下「異常事象」という。）及びその発生の可能性があった事象が報告された際、若しくは法第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）において発見した事象について、基本検査とは別に、原子力規制委員会が当該事象の状況を把握し、発生原因等を評価するための原子力規制検査等実施要領の規程に基づく特別検査の実施手法等について示したものである。

特別検査を実施することにより、原子力施設で発生したリスクが高く複雑な事象について状況を把握することができる。

さらに、特別検査実施までのプロセスを明確にすることで、迅速且つ適切な検査の実施を可能とする。

## 2. 適用範囲

本ガイドは、原子力施設において発生した異常事象及びその発生の可能性があった事象が報告された際、若しくは法第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）において発見した事象について、必要と判断した場合に実施する特別検査について適用する。

特別検査は、当該異常事象の状況を調査・把握するとともに、事業者の対応等を評価するために実施するものである。事象が軽微で速やかに終息した場合は、特別検査の適用範囲外とする。

## 3. 特別検査の流れ

異常事象発生後、特別検査の要否を判断し、検査体制構築から検査実施までの一連の流れについて以下に記載する。（図 1 のフロー図参照）

- (1) 原子力施設において発生した異常事象について、当該施設を担当する原子力規制事務所（以下「事務所」という。）の原子力検査官（以下「検査官」という）は、事業者からの連絡または自身で発見した当該情報を本庁の担当監視部門に報告する<sup>※1</sup>。
- (2) 当該報告を受けた各監視部門は、後述する表 1 に従って、当該異常事象についての安全上の重要性やその程度を考慮し特別検査の要否を判断し、業務担当指定職が要否を決定する。
- (3) 並行して当該施設を担当する事務所の検査官は、「事象発生時の初動対応」検査運用ガイドを用いて、事業者の情報収集をする。
- (4) 当該施設を担当する事務所の検査官が収集した情報を加え、後述する表 1 及び

表2を用いて、検査の体制を構築する。その際の報告様式は任意で構わない。それを受けた担当監視部門は特別検査の体制を構築（チームリーダー及びチーム員の選任）する。

※1：本庁総務課事故対処室への連絡等は、別途定める「原子力規制事務所業務要領」に従い実施する。

#### 4. 特別検査の要否・体制の判断

- (1) 各監視部門は、異常事象に対する特別検査の要否を判断するにあたり、表1の視点を考慮する。その際、表1に加えて定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド」を参考にすることが出来る。

表1 特別検査の実施を判断する視点
原子力施設の設計ベースを超える、またはこれに含まれていない運転又は操作が関連している。
共通安全要素を含む設計、構造物あるいは運転又は操作に関して、潜在的な重大な欠陥が含まれている。
燃料、一次冷却材圧力バウンダリ、原子炉の一次格納容器バウンダリ又は核燃料施設等の閉じ込め機能の健全性の重大な喪失に繋がる。
事象を緩和するために使用される系統の安全機能の喪失または多重故障に繋がる。
可能性のある有害な共通要素が含まれている。
重大な予想外のシステム相互作用が含まれている。
反復的故障あるいは安全関連機器に関連する事象あるいは運転又は操作の欠陥が含まれている。
事業者の運転又は操作のパフォーマンスに関連する疑念または懸念が含まれている。
担当監視部門が特別検査を必要と考える異常事象である。

- (2) 各監視部門は、当該施設を担当する事務所の検査官が、「事象発生時の初動対応」検査運用ガイドにより収集した情報を加え、表1及び表2の視点から、検査の体制を判断する。その際、「定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド」を参考にすることが出来る。

表2 体制を判断するための例
初動対応で確認された事業者の緊急時対応（事象の大きさにより事業者が設定している各種対応）の重大な過失の有無。
事業者の保安規定及び技術仕様書の安全限界を越えているか。
規制限度を超える計画外の職業被ばくに至る可能性があるか。
公衆あるいはサイト職員の健康と安全、あるいは環境保護に関連する緊急時または非緊急時の事象に至る情報を含んでいるか。

## 6. 特別検査の実施

担当監視部門が構築したチームは、特別検査の目的、対象、具体的な検査内容、スケジュール等を検討し、特別検査を実施する。

なお、必要に応じて原子力規制庁内の事象に関連する技術スタッフの援助を要請できるものとする。

検査の実施にあたっては、異常事象に関連する検査運用ガイドを基に、当該ガイドの内容を利用する。当てはまる検査ガイドが無い場合は、さらに当該異常事象の状況を調査・把握し、事業者の対応を適切に評価できるように検査目的や対象、検査内容等を検討する。当該検討のためには、必要な場合は当該事業者と調整し、以下のような情報について整理する。

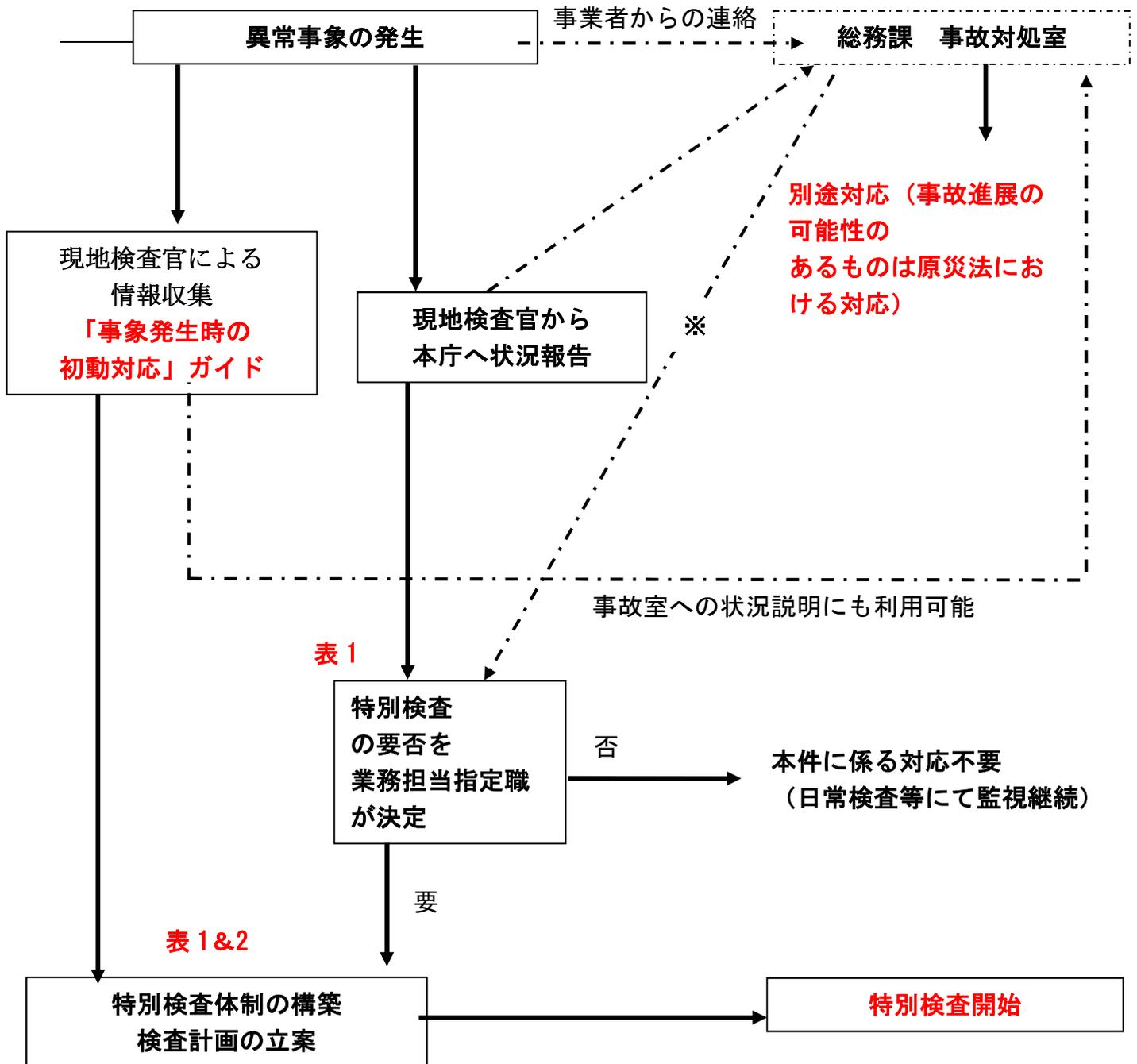
- (1) 検査目的や対象等を検討するために、異常事象の状況を再整理する。
- (2) 異常事象についての事業者の理解状況を把握する（運転員等の行動及び安全システムの性能を含む）。
- (3) 検査スケジュールを作成するために、事象に関連する情報の取得に関して事業者の助力を要請し、また、必要であれば、事象に関する検査活動における支援を要請する。
- (4) 異常事象に対応する機器のアイソレ等現場状況について把握する。それらが変更となる場合についても、その手順・運用と合わせて把握する。
- (5) 特別検査の結果は、異常事象に関連する検査ガイドに基づき、原子力規制検査に従って評価する。当該検査の結果は、当該検査活動に係る総括（締めくくり会議）にて事業者と共有し、当該検査を実施した検査官（リーダー）は、検査報告書を作成し、担当管理部門に報告する。担当管理部門は、検査報告書を確認／整理する。

検査実施中は、検査の進捗について認識を共有するために、定期的に本庁に連絡を行うこととし、早急な対応が必要な場合は、直ちに連絡することとする。

## 7. 検査結果の公開

特別検査が終了し、検査報告書が整理された後、原子力規制委員会に報告するとともに、当該検査報告書を原子力規制委員会ホームページに掲載する。

図1. 特別検査実施フロー図



※休日等、業務時間外の対応については原則として法令報告のみを対象とし、事故対応室からの連絡をもって判断する。それ以外の異常事象については、翌営業日での対応とする。

## ○ 改訂履歴

No.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	制定	

原子力規制検査における追加検査ガイド  
(案)  
(GI0011\_r0)

## 目 次

1. 目的 .....	- 2 -
2. 適用範囲 .....	- 2 -
3. 用語の定義 .....	- 2 -
4. 検査要件 .....	- 3 -
5. 追加検査の実施内容について .....	- 3 -
5.1 追加検査の開始 .....	- 3 -
5.2 追加検査実施の体制等 .....	- 4 -
5.3 追加検査結果の報告 .....	- 5 -
6. 追加検査結果を踏まえた対応 .....	- 5 -
6.1 対応区分への反映 .....	- 5 -
6.2 基本検査への入力 .....	- 5 -
7. 検査等の実施に係る手続き等 .....	- 5 -
7.1 追加検査実施のための事業者への通知 .....	- 5 -
7.2 追加検査完了後の手続き .....	- 5 -
表 1 対応区分（実用発電用原子炉施設） .....	- 6 -
表 2 対応区分（核燃料施設等） .....	- 7 -

## 1. 目的

本ガイドは、試験研究用原子炉又は発電用原子炉を設置しようとする者、製錬、加工、貯蔵、再処理、廃棄の事業を行おうとする者及び核燃料物質を使用しようとする者並びに原子炉設置者、試験研究用等原子炉、精錬事業者、加工事業者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び輸送事業者（以下、「事業者」という。）が所有する施設において、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第61条の2の2の規定に基づく原子力規制検査の内、原子力規制検査等に関する規則（以下「規則」という。）第3条第2項に係る追加検査実施のためのプロセスや検査の内容等について示したものである。

追加検査を実施し、対応区分の設定に関連した事象に対する被規制者の安全活動を監視することにより、対応区分の再設定や以降の基本検査における視点等に寄与する。

## 2. 適用範囲

原子力規制検査における基本検査において、被規制者が行う安全活動について以下に掲げる劣化が認められた状態の場合は、規則で定める追加検査を実施する。

- (1) 各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態
- (2) 各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態
- (3) 各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態

## 3. 用語の定義

### (1) 追加検査1

各監視領域<sup>※1</sup>における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態と判断された場合に実施する規則第3条第2項1号に係る追加検査。

### (2) 追加検査2

各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態と判断された場合に実施する規則第3条第2項2号に係る追加検査。

### (3) 追加検査3

各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態と判断された場合に実施する規則第3条第2項3号に係る追加検査。

※1：「原子力規制検査等実施要領」参照。

#### 4. 検査要件

追加検査は、表1及び表2に示す対応区分又は安全重要度・対応措置評価会合（以下「SERP」という。）の結果に従って決定される。

##### (1) 追加検査1の実施

###### a. 実用発電用原子炉施設

監視領域（大分類）において白が1又は2の場合に実施する。

###### b. 核燃料施設等

指摘事項（追加対応あり）があった場合、SERPによって追加検査の程度が決定され実施する。

##### (2) 追加検査2の実施

###### a. 実用発電用原子炉施設

一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1又は監視領域（大分類）において白が3の場合に実施する。

###### b. 核燃料施設等

追加検査1と同様。

##### (3) 追加検査3の実施

###### a. 実用発電用原子炉施設

監視領域（小分類）の劣化が繰り返し又は、監視領域（小分類）の劣化が複数又は、黄が複数又は、赤が1の場合に実施する。

###### b. 核燃料施設等

追加検査1と同様。

なお、原子力規制委員会は、追加検査を行おうとするときは、あらかじめ、事業者に対し、追加検査の区分及び検査事項を通知するとともに、報告すべき事項及び期限<sup>※2</sup>を示して、安全活動の改善状況に係る報告を求めるものとする。

検査事項とは、表1、表2の対応区分の検査対応にある視点等を記載するものである。

事業者は上述を受け、原子力規制委員会に対し、当該報告事項を期限までに報告しなければならない。

※2：対応区分4（追加検査3）の場合は、区分の設定から6か月以内に改善措置活動の計画の報告を行うよう事業者を求める。

#### 5. 追加検査の実施内容について

##### 5.1 追加検査の開始

###### (1) 追加検査1及び2の場合

事業者から、指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定及び是正処置の計画が決定

した旨等の報告を受け、本庁の担当部門が検査を実施可能と判断した後、追加検査1又は2を実施する。

## (2) 追加検査3の場合

事業者に求めている改善措置活動の計画について報告を受理した後、当該計画を踏まえた検査の計画を作成し、追加検査を行う。

なお、本追加検査の対象となる指摘事項は比較的大きな問題を抱えている場合が多いことから、事業者が行う指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定（第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。）及び是正処置の計画が終了していない場合でも、追加検査3に係る情報を収集することができる。

## 5.2 追加検査実施の体制等

各担当部門は、追加検査の検査事項を勘案して専門的な知識を有する原子力検査官（以下「検査官」という。）を指名し、以下の体制を目安として検査のチームを編成する。

なお、チーム編成の際には、追加検査実施の起因となった指摘事項を発見した検査官又はその検査のリーダー等を含めて、関連する情報を共有できる体制を構築することが望ましい。

### (1) 追加検査1

専門的な知識を有する検査官1名とそれをサポートできる検査官1名及び対象事業者の原子力施設を担当する原子力規制事務所（以下「事務所」という。）の検査官の計3名での体制とする。なお、サポートする検査官は、事務所の検査官が兼任でき、他の追加検査も同様である。

本追加検査に要する時間の目安は、対応する検査官全員で約40時間程度を想定している。

### (2) 追加検査2

専門的な知識を有する検査官3～4名とそれをサポートできる検査官2～3名及び事務所の検査官の計5～6名での体制とする。なお、複数の検査運用ガイドを用いる事案の場合は、チームを分けて検査を実施することもできる。

本追加検査に要する時間の目安は、対応する検査官全員で約200時間程度を想定している。

### (3) 追加検査3

専門的な知識を有する検査官及びサポートする検査官合わせて20名程度で体制を構築し、事案の複雑性に合わせて検査運用ガイドの単位等で、チームを分けて検査を実施する。

本追加検査に要する時間の目安は、対応する検査官全員で約2000時間程度を想定しており、複数のチームで同時に検査を行うこともある。

### 5.3 追加検査結果の報告

各追加検査の結果<sup>※4</sup>は、検査を行った施設の担当部門により完了が決定され、新しい対応区分とともに委員会にて当該結果を報告する。

※4：追加検査は事業者の当該事案に対する是正措置活動等の是非について確認するものであり、検査官が適切であると認めるまで検査は継続することから、報告される結果は事業者の是正措置活動に問題が無かったという結果になる。

## 6. 追加検査結果を踏まえた対応

### 6.1 対応区分への反映

各担当部門が、追加検査結果を踏まえ、事業者の活動による改善の効果が確認できたと判断した場合は、当該結果と新しい対応区分を委員会に報告する。

### 6.2 基本検査への入力

追加検査で得られた情報は、関連検査官と共有し、継続的にその後の状況を監視する必要があると判断した場合は、基本検査の検査対象とする。

## 7. 検査等の実施に係る手続き等

### 7.1 追加検査実施のための事業者への通知

指摘事項の評価に従って、対応区分が移動すると追加検査の実施が必要となるが、追加検査の開始の判断は、各担当部門が事業者との調整の末、決定する。

なお、追加検査の実施に当たっては、規則第7条に基づき当該事業者に対して対応する手数料の納付を納入告知書の交付により当該事業者に求める。

### 7.2 追加検査完了後の手続き

各追加検査の結果は、新しい対応区分とともに委員会に報告された後、事業者に通知する。また、検査監督総括課にて、原子力規制委員会のホームページにて、新しい対応区分が掲載される。

表1 対応区分（実用発電用原子炉施設）

区分	第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
施設の状態	各監視領域における活動目的は満足しており、事業者の自律的な改善が見込める状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態	監視領域における活動目的を満足していないため、プラントの運転が許容されない状態
評価基準	全ての安全実績指標が緑及び検査指摘事項がある場合にその全ての評価が緑	監視領域（大分類）において白が1又は2	<ul style="list-style-type: none"> <li>一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1又は</li> <li>監視領域（大分類）において白が3</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>監視領域（小分類）の劣化が繰り返し又は、</li> <li>監視領域（小分類）の劣化が複数又は、</li> <li>黄が複数又は、</li> <li>赤が1</li> </ul>	事業者が国民の健康と安全性の保護を確保するための安全活動を実施し、又は実施することができるという妥当な確信が原子力規制委員会にない状況（施設の許認可、技術基準その他規制要求又は命令の違反が複数あり、悪化している場合等）
検査対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>規則第3条第1項に係る基本検査</li> <li>追加検査はなし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>規則第3条第1項に係る基本検査</li> <li>規則第3条第2項1号に係る追加検査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>規則第3条第1項に係る基本検査</li> <li>規則第3条第2項第2号に係る追加検査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>規則第3条第1項に係る基本検査</li> <li>規則第3条第2項第3号に係る追加検査</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>事業者の是正処置の状況を確認する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動の中から追加検査項目を選定</li> <li>根本原因分析の結果の評価、及び、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、関連する検査項目を選定</li> <li>QMS要素の中から追加検査項目を選定</li> <li>根本原因分析の結果の評価及び安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、関連する検査項目を選定</li> <li>QMS要素の中から追加検査項目を選定</li> <li>根本原因分析の結果の評価及び安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定</li> <li>根本原因分析の結果の評価及び安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全体的な事業者の安全活動と、QMS要素の中から追加検査項目を選定</li> <li>根本原因分析の結果の評価、及び、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候（第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。）の特定</li> </ul>

規則：原子力規制検査等に関する規則

表2 対応区分（核燃料施設等）

区分		第1区分	第2区分	第3区分	第4区分	第5区分
		指摘事項（追加対応なし）	指摘事項*（追加対応あり）			
施設の状態		各監視領域における活動目的は満足しており、事業者の自立的な改善が見込める状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態	各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態	監視領域における活動目的を満足していないため、プラントの運転が許容されない状態
検査対応	項目	・追加検査はなし	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項1号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第2号に係る追加検査	・規則第3条第1項に係る基本検査 ・規則第3条第2項第3号に係る追加検査	
	視点等	・事業者の是正処置の状況を確認する	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価、及び、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・パフォーマンスの劣化が認められた事業者の安全活動と、関連する検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価及び安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定	・全体的な事業者の安全活動と、QMS要素の中から追加検査項目を選定 ・根本原因分析の結果の評価、及び、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候（第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。）の特定	

規則：原子力規制検査等に関する規則

※ 指摘事項（追加対応あり）については、重要度評価・規制対応措置の検討会議において、施設状態の評価及び追加検査の程度を決定する。

なお、本検討会議の運用については、別途ガイドを定める。

## ○ 改訂履歴

No.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	制定	