

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

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

(GI0007_附属書 6_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 背景..... | 1 |
| 3 用語の定義..... | 1 |
| 4 指針..... | 5 |
| 4.1 本附属書の適用について..... | 5 |
| 4.2 目的..... | 6 |
| 4.3 緩和能力..... | 6 |
| 4.4 停止時中の制御喪失..... | 6 |
| 4.5 定量評価を必要とする所見..... | 7 |
| 添付1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化（スクリーニング）..... | 11 |
| 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）..... | 14 |
| 別紙2 発生防止のスクリーニングに関する質問..... | 16 |
| 別紙3 影響緩和のスクリーニングに関する質問..... | 18 |
| 別紙4 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問..... | 21 |
| 別紙5 外部事象のスクリーニングに関する質問..... | 23 |
| 添付2 詳細リスク評価..... | 24 |

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及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として規定されるとおり、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）及び沸騰水型原子炉（BWR）の双方について、原子力検査官がプラント停止状態に係る検査指摘事項を確認した場合、原子力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、さら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。また、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

PWR 及び BWR におけるプラント停止中及び停止時の操作においては、出力運転中とは異なったプラントの状態や脆弱性が発生する。停止したプラントは、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
- ◆電力供給機能
- ◆反応度制御
- ◆格納容器閉じ込め機能

通常の定期検査のためのプラント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。燃料交換の他に、予防保全、事後保全、改造工事、サーベイランス試験、ISI、及びこれらの作業の管理業務などにより、プラント停止の計画が作成され、プラント状態の変化が管理される。リスク管理及び主要な安全機能の維持を目的としたこれらの業務の調整は必要不可欠である。加えて、計画外停止及び強制停止に関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で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検査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PWR 及びBWR の両方に適用される。

利用可能

以下の場合、設備は利用可能とみなす

- (1) 設備がその機能を遂行する前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又は指示書がある。
- (3) 全ての必要なサポート系統（交流（AC）電源、冷却水、直流（DC）制御電源など）の設備がその機能を遂行する前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。

キャビティ満水（PWR の場合）、ウェル満水（BWR の場合）

原子炉容器上蓋が取り外され、キャビティ水位又はウェル水位が燃料移動に係わる所定の水位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 1,200°C を超える場合に相当する。

重力注入（PWR のみ）

重力注入とは、動力装置（例：ポンプ）を使わずに水源（燃料取替用水タンク等）から原子炉冷却水系統に水を注入する操作である。この場合、水源は原子炉より高い位置にあり、原子炉は大気圧状態にあるか大気圧に到達できなければならない。重力注入は、原子炉冷却水系統の沸騰開始後に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。重力注入の信頼性を評価するに当たり、RWST 又は他の水源による水頭圧を減少させる以下の要因を考慮する必要がある。

- (1) サージラインの圧力低下。
- (2) 加圧器への混入水の蓄積。
- (3) (取り外した機器の管理又はガス排出抑制により) 制限された原子炉冷却水系統のベントパス。

ミッドループ運転（PWR のみ）

原子炉冷却水系統のエアレーション等のために、原子炉冷却水系統の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたプラント状態。

原子炉容器からのドレンの可能性を伴う操作

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。原子炉容器からのドレンの可能性を伴う操作ではいかなる問題も、適正な保有水喪失（LOI）の基準を使用して評価しなければならない。

保有水減少状態（PWR のみ）

ミッドループ運転状態等、原子炉冷却水系統の水位を下げた状態。また、1 体以上の燃料集合体が原子炉容器内になければならない。

原子炉冷却系統開放

以下の場合、原子炉冷却系統は開放状態にあるとみなされる。

PWR プラントの場合

- (1) 蒸気発生器による熱除去が持続できない。
- (2) フィードアンドブリードをするのに十分な大きさのベントパスが設けられている。なお、ベントパスの例には、加圧器マンホール開放、加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁取り外し及び原子炉容器上蓋取り外しが含まれる。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 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

BWR プラントの場合

- (1) 原子炉圧力容器上蓋が取り外されている。
- (2) 原子炉圧力容器上蓋はあるが、残留熱除去に対し、十分なベントパスが存在している。

燃料取替用水タンク／復水貯蔵タンクの枯渇

燃料取替用水タンク又は復水貯蔵タンクのレベルが、原子炉冷却系統への注入を継続するために補給又は再循環（PWR のみ）が必要な水位に達した時点で発生する。

自己制御式原子炉保有水減少

漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却系統に取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去系統又は余熱除去系統が損なわれる前に漏れが止まる。

停止操作

停止操作は、少なくとも1つの燃料集合体が原子炉容器にあり、かつ残留熱除去又は余熱除去系統が運転中の場合に、高温停止、冷温停止及び燃料交換中に生ずる。

○重要度決定の段階

スクリーニング（検査指摘事項の特性評価及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」又は「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及び正当化）

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。

○停止時における検査指摘事項の種類

前兆の検査指摘事項

以下の検査指摘事項をいう。

- (1) ある事象の原因となる指摘（例えば、運転中の残留熱除去系又は余熱除去系の喪失）
- (2) ある事象の可能性を増大させる指摘

状態の検査指摘事項

事象が起こった場合に、これを緩和する事業者の能力低下に係る指摘。待機中の残留熱除去系統又は余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)

残留熱除去系又は余熱除去系の機能喪失（残留熱除去系又は余熱除去系ポンプの故障など）又は外部電源の喪失以外のサポート系の故障による残留熱除去系又は余熱除去系の機能喪失など。

外部電源の喪失 (LOOP)

残留熱除去系又は余熱除去系の機能喪失を引き起こす外部電源の喪失など。外部電源の喪失事象は発電所運転状態 3 (POS3) では評価されない。

原子炉保有水喪失 (LOI)

BWR では水位低下での残留熱除去系又は余熱除去系の自動隔離、ポンプの吸引喪失による残留熱除去系又は余熱除去系機能の機能喪失を引き起こすか又はその可能性のある原子炉冷却系統保有水の機能喪失など。

水位制御の喪失 (LOLC) (PWR のみ)

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、原子炉冷却系統の水位を下げすぎて残留熱除去系又は余熱除去系が喪失する状態になった場合
- (2) 運転員が、ミッドループ状態中に水位又は流量制御に失敗し、残留熱除去系又は余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)

オーバードレンは水位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。

OPWR 型原子力発電所の主な運転状態 (POSs)

運転状態 1

この運転状態は余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考えら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、原子炉冷却系統がベントされ、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 (高温停止)、及びモード 5 (冷温停止) の一部を含む。

運転状態 2

この運転状態は、蒸気発生器による余熱除去が維持できない時、又はフィードアンドブリードに対し十分な原子炉冷却系統のベントパス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) の一部及びモード 6 (燃料交換) が含まれる。ベントされた原子炉冷却系統での低水位運転及びミッドループ運転はこの運転状態の一部で

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 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

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検査指摘事項は、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、原子炉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済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中に生じる。

OBWRの主な運転状態

運転状態1

この運転状態は、残留熱除去系が運転に入った時に始まる。原子炉圧力容器上蓋があり、原子炉冷却系統は閉じており、そのため運転員が介入しない長期の残留熱除去系機能喪失は、残留熱除去系ポンプの締切圧力以上に昇圧される可能性がある。

運転状態2

この運転状態は、(1) 原子炉圧力容器上蓋が取り外され、原子炉圧力容器の水位が保安規定に記載されている照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベルより低い場合、又は(2) 原子炉圧力容器上蓋はあるが残留熱除去に十分な原子炉圧力容器ベント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内の照射済燃料集合体の移動に必要な最低レベル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）の期間中に生ずる。

4 指針

4.1 本附属書の適用について

本附属書は、燃料交換停止、強制停止及び保守停止時に適用可能であり、プラントが残留熱除去系又は余熱除去系による冷却開始した時から、プラントが昇温され残留熱除去系又は余熱除去系を待機状態に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、出力運転時における重要度評価手法（原子力安全に係る重要度評価に関するガイドの附属書1）を用いる。

- (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余裕がある可能性がある。
- (2) 緩和系統の中には、自動操作ではなく手動操作が必要なものがある。
- (3) 格納容器隔離系の中に、動作可能でないものがある可能性があり、閉じ込め機能の喪失の可能性が増加する。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

プラントが停止していても、残留熱除去系又は余熱除去系の運転要求がなく、炉心の冷却を行っていない状態の場合、本附属書を適用しない。

本附属書は、検査指摘事項を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、又は事象の可能性を増大させるもの（前兆の検査指摘事項）で、2つ目の区分はある事象を緩和させる能力に影響するもの（状態の検査指摘事項）である。

対象となる一般的な事象は、残留熱除去系又は余熱除去系の喪失、原子炉冷却系保有水の流出並びに低温過加圧（LTOP）事象及び反応度事象である。もう1つの事象は、4.4で記載されている水位維持の失敗である。

注目すべき典型的な事象は、残留熱除去系又は余熱除去系の喪失、原子炉保有水喪失、低温過加圧、反応度添加事象、水位制御の喪失である。残留熱除去系又は余熱除去系の喪失には、それらの設備の隔離、外部電源の喪失（LOOP）、稼働中のポンプの故障、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（ただし、これらに限らないこともある）。

保有水の流出は、残留熱除去系又は余熱除去系の喪失に至らない場合があるが、いずれにせよ、全ての保有水の流出は詳細分析のために適切に評価しなければならない。

4.2 目的

本附属書は、停止時の検査指摘事項の重要度評価に使用され、その結果には、以下の2つがある（図1参照）。

- (1) 検査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までに定めている。スクリーニング質問事項は、運転モード、沸騰までの時間、原子炉冷却系水位及び原子炉冷却系の系統構成によって決まる、全ての運転状態に対応している。別紙2から5まで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、方針及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。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、反応度制御及び格納容器閉じ込めである。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 停止時中の水位維持の失敗（PWRのみ）

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、原子力検査官は水位維持の失敗を示す状態又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、その検査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、検査指摘事項を定量的に評価する必要がある場合、その検査指摘事項について詳細リスク評価を実施する。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書6 停止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 | |

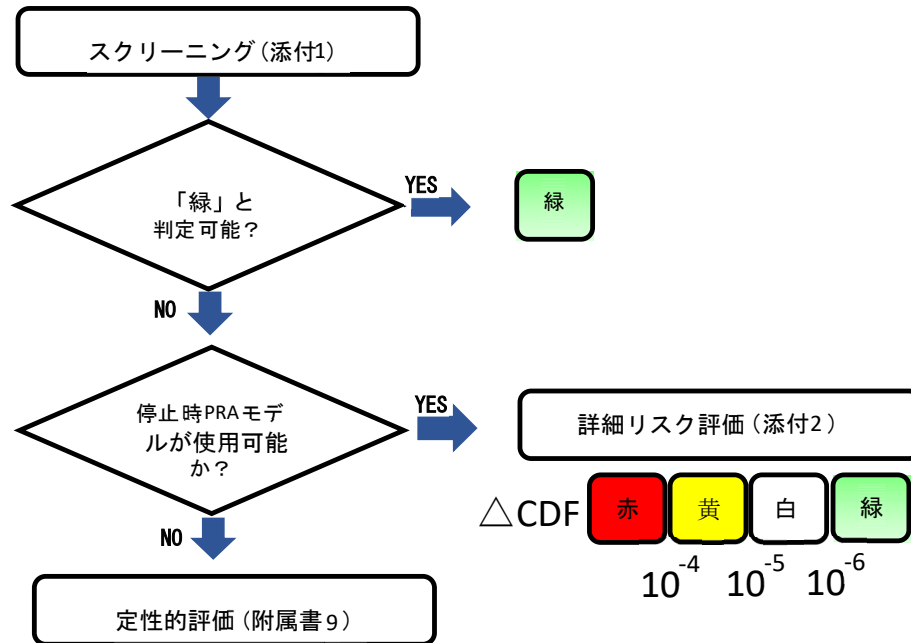


図1 スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
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

<添付資料>

添付1 初期スクリーニング及び検査指摘事項の特性化（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検査指摘事項の特性化（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、それ以上の規制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、残留熱除去又は崩壊熱除去により系統が通常の温度及び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、「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」（以下、「重要度評価ガイド」という。）の添付1に示される初期評価に戻ることとする。

2 開始条件

個別事項の重要度評価を開始する前に、検査官は、「GI0008 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。停止中の事項を含み、軽微を超えると判断された全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。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、当該ガイドの添付1で指示される場合に表3のステップB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、系統及び機器（SSC）、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、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こととする。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
 附属書 6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

表 1

| 安全機能 | 主要システム | サポートシステム | 起回事象シナリオ |
|---------|---|---|---|
| 残留熱除去 | <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去 余熱除去 停止時冷却 (SDC) 蒸気発生器 (PWR) フィード&ブリード (低圧注入、高圧注入、充てん系) (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) | <ul style="list-style-type: none"> 交流電源 直流電源 RHR 熱交換器 補機冷却系 (PWR) 逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口／出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉容器上蓋が取り付けられた PWR のみ) 補機冷却海水系 (BWR) 逃がし安全弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 | <ul style="list-style-type: none"> RHR 喪失 SDC 喪失 外部電源喪失 保有水流失 オーバードレン (PWR) 水位制御喪失 (LOLC) (PWR) 補機冷却水喪失 (CCW) (PWR) 補機冷却海水系喪失 (RSW) (BWR) |
| 保有水管理 | <ul style="list-style-type: none"> 低圧注入 高圧注入 充てん系 (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) | <ul style="list-style-type: none"> ドレン流出隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR 熱交換器 RHR 逃がし弁 逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR 熱交換器入口／出口温度と RHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉容器上蓋が取り付けられた PWR のみ) 逃がし安全弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 | <ul style="list-style-type: none"> 保有水喪失 (LOI) オーバードレン (OD) (PWR) 水位制御喪失 (LOLC) (PWR) |
| 電源利用可能性 | <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機 外部電源供給 外部変圧器 外部インバータ | <ul style="list-style-type: none"> AC と DC 母線 バッテリーとバッテリー充電器 電気発電機 インバータ 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 | <ul style="list-style-type: none"> 全起回事象因子 |
| 反応度制御 | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護系 (RPS) 制御棒及び関連駆動機構 化学体積制御系 (PWR) ホウ酸水注入系 (BWR) | <ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 核計装 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 | <ul style="list-style-type: none"> 反応度 (偶発的臨界) |
| 格納容器 | <ul style="list-style-type: none"> 水素制御 格納容器閉じ込め能力 貫通部 | <ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定) 仮設閉じ込め／貫通部 訓練 | <ul style="list-style-type: none"> 全起回事象因子 |

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
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

| | | | |
|--|--|--|--|
| | | <ul style="list-style-type: none">• 手順• 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 | |
|--|--|--|--|

この表は全てを含んでいない。検査官が重要度評価を行う際に考慮すべき重要な設備や主要な機能の概要を示している。

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、運転員の操作ミスの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の設計では、冷温停止及び燃料取替において低水位での自動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判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、問題の判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判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全ての影響を集めようとしたものである。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検査指摘事項により影響を受けたかを決定する。
- 1.3 当該検査指摘事項が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
 - 拡大防止・影響緩和
 - 閉じ込めの維持

注記 複数の監視領域に影響を及ぼす検査指摘事項の重要度を評価する場合は、当該検査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、別紙における決定論理を用いて当該事項を「緑」として特定できるかどうか判断する。別紙に示されている事例は全てを網羅しているわけ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。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
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

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

ステップ3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙2～5でのスクリーニング質問による指示に従い、詳細リスク評価又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 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. 当該検査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？
起回事象は表 1 の起回事象シナリオを基に検討する。
 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－保有水喪失に係る起回事象

2. 保有水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系統の失敗（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. 当該保有水喪失事象は運転中の残留熱除去系統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－起因となる事象が原子炉キャビティ満水又はウェル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－起因となる事象が原子炉キャビティ満水又はウェル満水時に発生したか？

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

7. 水位維持失敗又はオーバードレン-PWR の場合、起因となる事象は保有水が減少し原子炉水位が低下した時に発生したか？

- 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

8. 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 → 附属書9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. 緩和系の構築物、系統及び機器 (SSC) 及び機能性

1. 当該検査指摘事項が、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 はその運用性又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. 当該検査指摘事項は、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) キャビティ又はウェル満水の場合、当該検査指摘事項は、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) キャビティ又はウェルが非満水の場合、当該検査指摘事項は、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、ウェルが非満水の場合、当該検査指摘事項は、RCS 水位指示及び/又は炉心出口温度を悪化させるか？
 - はい → 詳細リスク評価へ進む
 - いいえ → 次へ進む

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
附属書 6 停止時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

5. b) BWR で、ウェルが非満水の場合、当該検査指摘事項は、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. 当該検査指摘事項は、別紙 5 の判断基準を用い、地震、溢水又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みなされるか？

- はい → 附属書 9 へ進む
 いいえ → 次へ進む

C. 消防隊

7. 当該検査指摘事項は、消防隊の訓練や資格要件又は消防隊要員の配置に関わるものか？

- 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期間の全体の時間（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

8. 当該検査指摘事項は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか？

- 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、又は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 → 附属書 9 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

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
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

いいえ → 次へ進む

9. 当該検査指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか？

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。
- ・消火器や消火ホースが所在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。

上記の項目が一つも該当しない → 附属書 9 へ進む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 緑とする

いいえ → 緑とする

別紙 4 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却系統又は燃料バリア

注：検査指摘事項が、炉心内における燃料集合体の装荷位置の誤り又は向きの誤りに関わる場合は、緑とする。

1. 低温過加圧 (LTOP) - PWR について、当該指摘事項は、低温過加圧時中又はそれが求められる場合に、不注意な安全注入系の作動、加圧器逃がし弁 (PORV) の動作不能又は同弁の設定値に関わるものか？
 はい → 附属書 9 へ進む
 いいえ → 次へ進む
2. アイスプラグ - 当該検査指摘事項は、アイスプラグの不具合の可能性を増大させるか？または、当該可能性が緩和されない場合、残留熱除去系／余熱除去系の阻害又は保有水喪失事象を引き起こす可能性があるか？
 はい → 附属書 9 へ進む
 いいえ → 次へ進む
3. 蒸気発生器 (SG) ノズル蓋 - 当該検査指摘事項は、蒸気発生器ノズル蓋の不適切な設置 (例：最初にホットレグのマンホールを開け、最後にホットレグのノズル蓋を設置しなければならない)、不十分な原子炉冷却系統のベントパス、ノズル蓋の欠陥又はノズル蓋の機能に関わるものか？
 はい → 附属書 9 へ進む
 いいえ → 次へ進む
4. a) 臨界 - PWR の場合、当該検査指摘事項は原子炉冷却系統のホウ素希釈事象の可能性又は実際の発生に関わるものか？
 はい → 附属書 9 へ進む
 いいえ → 次へ進む
4. b) 臨界 - BWR の場合、当該検査指摘事項は正の反応度を投入する可能性があるか、又は実際に投入される可能性のある 2 本以上の隣接する制御棒に関わるものか？
 はい → 附属書 9 へ進む
 いいえ → 次へ進む
5. ドレン流出経路又は漏えい経路 - 当該検査指摘事項は、ドレン流出経路又は漏え

い経路を隔離する能力を低下させるか？

はい → 附属書9へ進む

いいえ → 次へ進む

B. 格納容器バリア

6. 当該検査指摘事項は、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、エアロック、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

いいえ → 次へ進む

7. 当該検査指摘事項は、格納容器（弁、貫通部、機器搬入口及びエアロック）の物理的健全性を低下させるか？

はい → 附属書7へ進む

いいえ → 次へ進む

8. 当該検査指摘事項は、格納容器に対する水素濃度制御に係る機能の実際的な低下に関わるものか？

はい → 附属書7へ進む

いいえ → 緑とする

別紙 5 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又は利用不能と想定される場合、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機器又は機能の喪失それ自体により：

- ・表1に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？
- ・複数トレインの安全系若しくは機能の2つ以上のトレインを劣化させるか、又は唯一利用可能なトレインを劣化させ、それによって安全機能全体が無効となるか？
- ・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 → 当該検査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の5のスクリーニング質問事項に戻る。

いいえ → 次へ進む

2. 当該検査指摘事項は、確率的リスク評価（PRA）又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（地震、溢水又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完全な喪失に関わるものか？

はい → 当該検査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の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モデルがあればこれを用いるが、使用できない場合は、附属書 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 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

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 (Δt)

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

Δt : 冷却材が 100°C に到達する時間 [s]

C_p : 水の定圧比熱 [J/kgK]

ρ : 水の密度 [kg/m³]

V : 全冷却材の体積 [m³]
 ΔT : 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 (Δt_{boil})

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

Δt_{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]
 ρ : 水の密度 [kg/m³]
 ΔV : 燃料有効頂部までの冷却材の体積 [m³]
 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 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

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 (ΔCDF) を算出する。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。