

停止時の指摘事項に対する 安全重要度評価ガイドの更新

詳細リスク評価

1. 更新の概要

第22回検査制度の見直しに関するワーキンググループ（平成30年11月26日）で提示した附属書6 停止時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイドについて、初期スクリーニングにおいて「緑」とできない事項に対するリスク評価の方法について整備する。

リスク評価について、事業者の停止時の確率論的リスク評価（PRA）モデルの整備状況及び原子力規制庁が開発を続ける代表プラントの確率論的リスク評価（PRA）モデルの状況を鑑み、附属書6 停止時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイドに追加する。

この更新により、プラントの停止状態に係る指摘事項に対する安全重要度評価は、出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価と同様の評価ステップで詳細リスク評価を実施することとする。

2. ガイドの変更方針

評価ステップの変更前後

変更前

フェーズ1

質問によるスクリーニング

フェーズ2

整理表などからリスクの簡易評価を実施。(未整備)

フェーズ3

確率論的リスク評価モデルを用いて詳細にリスクを算出。(未整備)



変更後

スクリーニング

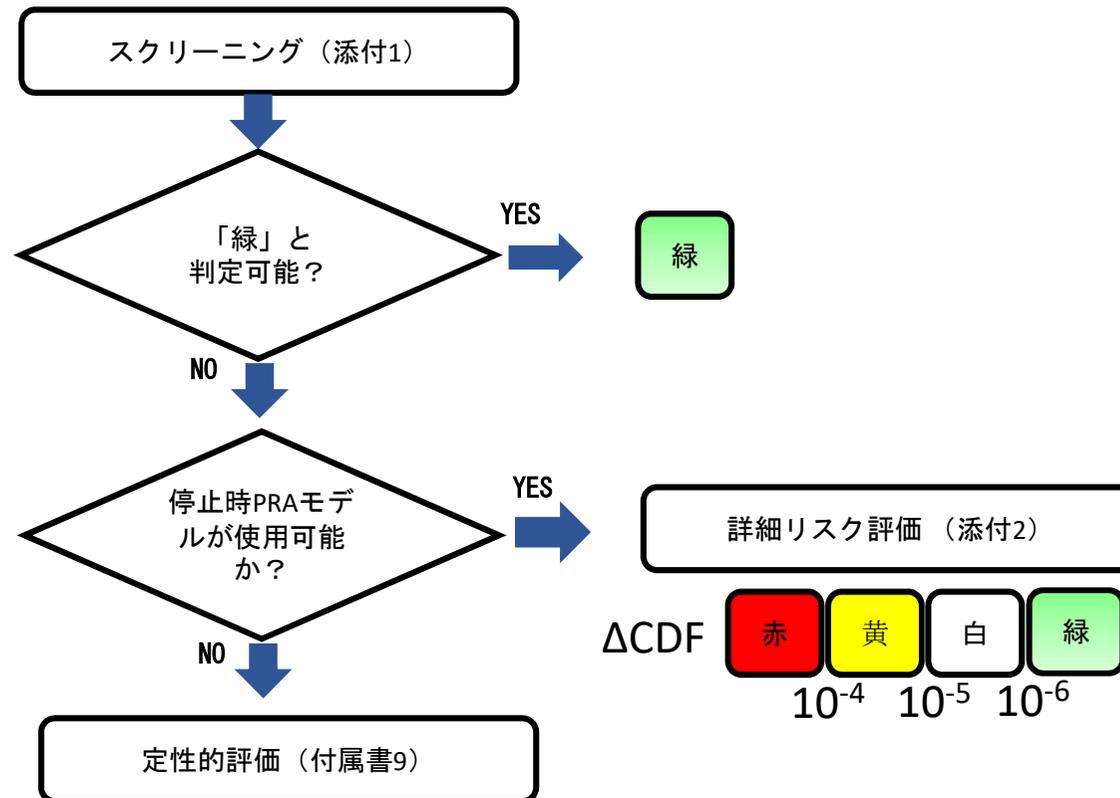
質問によるスクリーニング
(変更前のフェーズ1と同じ)

詳細リスク評価

確率論的リスク評価モデルを用いてリスクを定量的に算出。

確率論的リスク評価モデルが使用出来ない場合は定性評価を実施。

3. 評価のフロー図



4. 炉心損傷頻度の増分の計算方法

詳細リスク評価の計算ステップ

① 余裕時間の特定

- ◆ 炉心燃料の崩壊熱を特定する。
- ◆ 冷却材インベントリを特定する。

炉心損傷までの余裕時間の算出

② 使用できない設備の特定

設備の運転状態を整理する。

- 運転中
- 待機中
- 待機除外中

プラント運転状態(POS)の設定

- #### ③ 確率論的リスク評価モデルを用いて炉心損傷頻度の増分(Δ CDF)を算出する。

5. 今後の方針

- 事業者が作成するPRAモデル(停止時)の確認
事業者が作成したPRAモデル(停止時)の適切性を確認する。確認においては、出力運転時のPRAモデルと同様に、日本原子力学会等の実施基準を参考に確認の項目を設定し、適切性を確認する予定である。
- 評価手法の確認
過去に発生した事例を対象に、プラントの停止状態に係る指摘事項に対する安全重要度評価ガイドを用いて、試評価を実施する予定である。

原子力規制検査における個別事項の安全重要度
評価プロセスに関するガイド

附属書 6

停止時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド

目 次

1. 初めに

本附属書は、プラント停止時の重要度決定プロセスのスクリーニングおよび詳細リスク評価のガイドラインについて定めたものである。重要度決定プロセスのスクリーニングは、本附属書の添付 1 として規定される通り、停止操作に特化したスクリーニング基準（緑を特定する質問）によって構成される。加圧水型原子炉(PWR)および沸騰水型原子炉(BWR)の双方について、検査官がプラント停止状態に係る指摘事項を確認した場合、検査官は本スクリーニングのガイドラインを使用することになる。

添付 1 には、重要度決定プロセスの詳細リスク評価により、更に評価が必要と判断される場合も列挙している。詳細リスク評価のガイドを、添付 2 に示す。なお、プラント停止時の重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のフローを図 1 に示す。

2. 背景

加圧水型原子炉および沸騰水型原子炉における停止操作においては、発電所運転中には起こらないことがある特異な脆弱性が発生する。停止した発電所は、一定の主要安全機能が適切に維持され管理される限り安全な状態にある。それらの機能を以下に示す；

- ◆ 崩壊熱除去
- ◆ 保有水管理
- ◆ 電力供給力
- ◆ 反応度制御
- ◆ 格納容器密閉能力

通常の核燃料交換停止時の電力供給停止中に事業者が実施する業務の範囲は広くかつ多様である。核燃料交換の他に、予防／是正目的のメンテナンス、改造、サーベイランス試験、ISI、およびこれらの作業の管理業務などが、電力供給停止の計画および管理を非常に困難なものにしている。これら業務は、リスク管理と主要安全機能維持の目的を持って調整することが必要不可欠である。加えて、計画外停止、強制停止に対する業務は燃料交換時の業務範囲よりはるかに小さいものの、これらの停止を安全に行うために停止状態中の脆弱性について燃料交換時と同様の注意が必要である。本重要度決定プロセスは、上記のような特徴を考慮に入れたうえで、停止状態中における指摘事項の安全上の重要度の決定を支援するために策定されたものである。

3. 用語の定義

別段の定めがない限り、以下の定義は加圧水型原子炉および沸騰水型原子炉の両方に適用される。

利用可能：以下の場合、設備は利用可能と見做す；

- (1) 設備がその機能を遂行するのに必要な時間の半分の時間内で供用状態となる
- (2) 意図された機能を満たすよう設備を使用するための手順書または指示書／規則書 (standing orders) がある

- (3) すべての必要な支持系統(交流(AC)電力、冷却水、直流(DC)制御電力など)の設備がその機能を遂行するのに必要な時間の半分の時間内で供用状態となる
- (4) 運転員が所定の状況でその設備を使用する訓練を受けている

キャビティ冠水：原子炉ヘッド部が取り外され、冷却水位が取替燃料の置かれている床の高さまで上昇している原子炉冷却系統の状態。

炉心損傷：炉心損傷は被覆管の最高温度が華氏 1,300 度を超える場合に相当する。華氏 1,340 度を超えると被覆管の酸化や膨張により炉心挙動に影響が出る【P】。

重力給水(Gravity Feed)：重力給水とは、動力装置(例：ポンプ)を使わずに貯蔵源(例：濃縮貯蔵タンクまたは燃料交換貯蔵タンク)から原子炉冷却水系統に水を加える工程である。この場合、冷却水供給源は原子炉より高い位置になければならず、原子炉は大気圧状態にあるか大気圧に達することができなければならない。重力給水は、原子炉冷却水系統の沸騰が始まった後に重力給水が利用可能であることが期待される場合に有効と評価される。重力給水の信用性を評価するにあたり、RWST または他の原子炉冷却水系統在庫貯蔵源により施される位置水頭が起こらないようにする以下の要因を考慮する必要がある。(1) サージ管の圧力が落ちる。(2) 加圧装置に取り込まれた水の蓄積。(3) (緩んだ部品の管理またはガス排出抑制)制限された原子炉冷却水系統の排出経路。但し、加圧水型原子炉のみ。

ミッドループ運転：ミッドループ状態は、原子炉冷却水系統の水位が原子炉容器との接合点でのホットレグの流水エリア最頂部より低い場合は必ず生じる。但し、加圧水型原子炉のみ。

原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業：正しく行われないと保有水喪失事象につながる可能性の伴う計画的なメンテナンス時の放水をいう。原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業に伴ういかなる問題も、適正な保有水喪失基準(LOI)を使用して評価しなければならない。

保有水減少(Reduced Inventory)状態：原子炉容器の水位が原子炉容器フランジの3 フィートより低くなった原子炉冷却水系統の状態。ミッドループは保有水減少状態の一部に当たる。また、1 体以上の核燃料集合体が原子炉容器内になければならない。但し、加圧水型原子炉のみ。

原子炉冷却系統通気：以下の場合、原子炉冷却系統は通気状態にあると見做される；
(1) 蒸気発生装置の熱除去が持続できない。但し、加圧水型原子炉のみ。(2) フィードアンドブリードをサポートするのに十分な大きさの通気路が設置されている。通気路の例には、開放された加圧器マンホール(open pressurizer manways)、逃がし安全放出弁取り外し、格納容器蓋取り外しが含まれる。

燃料交換用水貯蔵タンク／復水貯蔵タンクの枯渇：燃料交換用水貯蔵タンク／復水貯蔵タンクのレベルが、原子炉冷却系統への注入を続けるのに補給または再循環(但し、加圧水型原子

炉のみ)が必要な水位に達した時点で発生する。

自動制御式原子炉保有水減少：漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却システムに取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去システム／崩壊熱除去システムが損なわれないうちに漏れが止まる。

停止操作：停止操作は、少なくとも1つの燃料核燃料集合体が原子炉容器にあり、かつ残留熱除去／崩壊熱除去システムが運転中の場合に、高熱停止、冷温停止、および核燃料交換中に生じる。

○重要度決定の段階

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

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

○停止時における指摘事項の種類

前兆の指摘事項 - 以下の指摘事項をいう；(1) ある事象の原因となる指摘(例えば、運転中の残存熱除去系／崩壊熱除去系の喪失)、または(2) ある事象の可能性を増大させる指摘

状態の指摘事項 - 事象が起こった場合に事象を緩和する事業者の能力低下に係る指摘。待機中の残存熱除去系／崩壊熱除去系に影響する指摘。

○停止起因事象

残留熱除去系の喪失(LORHR) - 残留熱除去系／崩壊熱除去系の故障(残留熱除去系／崩壊熱除去系ポンプの故障など)または外部電源以外の残留熱除去／崩壊熱除去サポート系の故障による残留熱除去系／崩壊熱除去系の喪失など。

外部電源の喪失(LOOP) - 残留熱除去系／崩壊熱除去系機能の喪失を引き起こす外部電源の喪失など。外部電源の喪失事象は発電所運転状態3(POS3)では評価されない。

原子炉保有水喪失(L01) - 沸騰水型発電所の低水位での残留熱除去系／崩壊熱除去系の自動分離。またはポンプの吸引喪失による残留熱除去系／崩壊熱除去系機能の喪失を引き起こすかまたはその可能性のある原子炉冷却システム保有水の喪失など。

レベル制御の喪失(L0LC) - この起因事象の区分には以下が含まれる；

(1) 運転員がミッドループ状態にするため、原子炉冷却系統を排水しすぎて残留熱除去系／崩壊熱除去系が喪失する状態になった(2) 運転員が、ミッドループ状態中に水位または流量制御を維持し損ねたため残留熱除去系／崩壊熱除去系機能が喪失する状態になった場合

オーバードレン(OD) : オーバードレンはレベル制御の喪失の一部である。原子炉冷却系統が1つの目標レベル範囲から次に低い範囲へと排出されている間、最終的に求められる範囲内に放出が止まらない場合の事象を表す。例えば、開始時のレベルは原子炉フランジより1フィート低く、目標レベルはホットレグ最頂部より6インチから12インチ高い。排出がホットレグ最頂部に達するレベルまで止まらなかった場合、オーバードレンが生じたことになる。

○加圧水型原子力発電所の主な運転状態(POSs)

運転状態 1 - この運転状態は残留熱除去系／崩壊熱除去系が運転に入った時に始まる。原子炉冷却系統は、蒸気発生器の2次側にヒートシンクとして利用できると思われる十分な保有水がある場合に、崩壊熱除去が可能である。原子炉冷却系統では、加圧器において気泡が発生することがある。この運転状態は、原子炉冷却系統が通気され、余熱除去を維持できない状態の時に終了する。この運転状態は一般的にモード4(高熱停止)、およびモード5(冷温停止)の一部を含む。

運転状態 2 - この運転状態は(1)蒸気発生器が炉心熱除去を維持できない、(2)フィードアンドブリードに十分な原子炉冷却系統の通気路が存在する時に始まる。この運転状態には、モード5(冷温停止)の一部およびモード6(燃料交換)が含まれる。通気された原子炉冷却系統での保有水減少運転およびミッドループ運転はこの運転状態の一部である。

注：原子炉冷却系統の真空ベンディング中に発生する指摘事項は、運転状態1のイベントツリーを使用する。

運転状態 3 - この運転状態は、燃料交換キャビティ水位が保安規定に記載されている格納容器内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルかそれより高い時の停止状態を示す。この運転状態はモード6の間中に生じる。

○沸騰水型原子力発電所の主な運転状態

運転状態 1 - この運転状態は、残留熱除去系／崩壊熱除去系が運転に入った時に始まる。運転員が介入しないで残留熱除去系／崩壊熱除去系機能の喪失の拡大し、残留熱除去系／崩壊熱除去系ポンプの停止ヘッドより上部で原子炉冷却系統の再加圧につながるよう、格納容器蓋はのった状態で、原子炉冷却系統は閉まっている。

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

記載されている原子炉圧力容器内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルより低い場合、または(2)格納容器蓋はのっているが崩壊熱除去に十分な原子炉冷却系統の通気路がない場合の停止状態を示す。

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

4. 指 針

4.1 適用範囲

本附属書は、燃料交換、強制及び保守停止時に適用可能であり、発電所が残留熱除去系／崩壊熱除去系による冷却開始した時から、発電所が加熱され残留熱除去系／崩壊熱除去系による冷却が終了するまでの間適用される。

注：上記以外の場合、検査官は以下を確認しつつ運転時における重要度決定プロセスの附属書 1 を使用する；

- (1) 崩壊熱が最大出力時に比べて少なく、潜在的に運転員による回復操作に時間がかかる可能性がある。
- (2) 緩和系統の中に自動運転ではなく手動運転が必要な可能性のあるものがある。
- (3) 格納容器隔離系の中に、運転可能でないものがあり、閉じ込め機能の喪失可能性が大きいものがある。

発電所が停止していても、残留熱除去系／崩壊熱除去系又は残留熱除去系／崩壊熱除去系の冷却系が利用できない状態の場合、本附属書を適用しない。

本附属書は、指摘事項を 2 つの区分で評価するために使用する：1 つ目の区分はある事象を実際に引き起こすか、あるいは事象の可能性を増大させるもの(すなわち、先行所見)で、2 つ目はある事象を喪失させる能力に影響するもの(条件付き所見)である。

対象となる一般的な事象は、残留熱除去系／崩壊熱除去系の喪失、原子炉冷却系保有水の流出、低温加圧 (LTOP) 事象、および反応度事象である。事象のもう 1 つの事象は、4.4 で記載されている制御の喪失である。

残留熱除去系／崩壊熱除去系の喪失には、残留熱除去系／崩壊熱除去系統の分離(隔絶)、外部電源の喪失 (LOOP)、稼働中のポンプの故障、残留熱除去系／崩壊熱除去系のそれぞれの熱交換器への冷却故障、系統水流の不具合(例：原子炉冷却系統から離れた流水分岐など)を含む(但し、これらに限らないこともある)。

保有水の流出は、残留熱除去系／崩壊熱除去系の喪失に至らない場合があるが、いずれにせよ、すべての保有水の流出は詳細分析の為に適切に評価しなければならない。

4.2 目 的

本附属書は、停止時の指摘事項のリスク重要度決定のための評価に使用され、その結果には、

以下の2つがある（図1参照）；

- (1) 指摘事項のリスクの重大性を判断するために定量的評価が必要となるもの
- (2) リスク重要度が非常に低い「緑」としてスクリーニングできるもの

4.3 緩和能力

本附属書の添付1は、事業者が適切な緩和能力を維持していることを確認するため、停止時操作に関するスクリーニング質問事項を別紙2から5に定めている。スクリーニング質問事項は、運転モード、沸騰までの時間、原子炉冷却系水位、原子炉冷却系の構成によって決まる、すべての運転状態に対応している。別紙2から5を完了するに当たっては、検査官は別紙1の表1を使用する。表1には、停止中に維持していることが好ましい機器、系統、計装装置、方針および手順がセットになっている。

表1は、5つの停止安全機能により分類されている。なお、5つの停止安全機能とは、崩壊熱除去、保有水制御、電源利用可能性、反応度制御、および格納容器である。該当スクリーニング質問が満たされているか確認し、「緑」と特定されない場合には、詳細リスク評価を行うこととなる。

4.4 停止時中の制御喪失

重要度決定プロセスの一環として、停止中に事業者が事象の発生を最小化し緩和能力を維持することの確認に加え、検査官は制御の喪失を示す状態または事象の監視も行う。本附属書の添付1に記載の状態が生じた場合、その指摘事項は定量的に評価される必要がある。

4.5 定量評価を必要とする所見

スクリーニングの結果、指摘事項を定量的に評価する必要がある場合、本庁は、その指摘事項について詳細リスク評価を実施する。

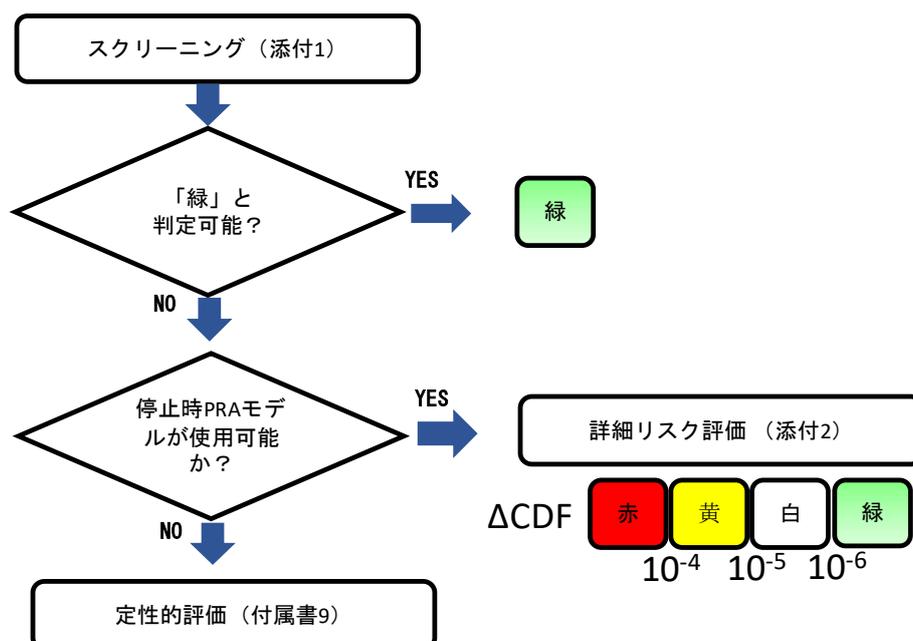


図1. スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー

<添付資料>

添付 1 : 初期スクリーニング及び指摘事項の特性化 (スクリーニング)

添付 2 : 詳細リスク評価

添付 1：初期スクリーニング及び指摘事項の特性化（スクリーニング）

1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられ得る「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」又は「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての初期スクリーニングを示すものである。このスクリーニングによってリスク上極めて影響が低い検査指摘事項を特定し、それ以上の行政措置対応は不要とするものである。本スクリーニングは、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去／崩壊熱除去によりシステムが通常の温度、圧力に管理されている状況において使用することとし、それ以外の状況については、安全重要度評価ガイドの添付 1 に示される初期評価に戻ることに。

2. 開始条件

個別事項の安全重要度評価を開始する前に、検査官は、検査気付き事項のスクリーニングに関するガイドに従い、事項のリスク上の重要度を判断し、その事項が炉内に燃料がある状態でのプラント停止中に関するものである場合は、以降に示すプラント停止時の初期スクリーニングを実施する。

3. スクリーニングの概要

プラント停止時に安全重要度評価は、定量的なリスク手法に基づきプラント停止中の事象又は状態のリスクを把握するものである。停止の事項を含み、マイナーを超えると判断されたすべての事項は安全重要度評価ガイドの添付 1 を用いて初期評価が行われる。もし検査指摘事項が「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」又は「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の監視領域に影響を及ぼす場合は、安全重要度評価ガイドの添付 1 の表 3 により、検査官は適用する安全重要度評価手法を選定する。プラント停止時の検査指摘事項の場合は本附属書を適用する。検査官は、安全重要度評価ガイドの添付 1 の表 1、2 における検査指摘事項の初期評価からの情報を活用するが、安全重要度評価ガイドの添付 1 で指示される場合に表 3 のステップ A においてこの附属書に移行する。本附属書に示されるスクリーニングに関する質問の目的は、詳細リスク評価でのより詳細な解析に入る前に、「緑」に評価できるものを判断することである。

スクリーニングは現場の検査官が実施し、必要に応じ本庁の支援を受けるものとする。検査官は、影響を受けた構築物・システム・機器、劣化の内容、及び、劣化した状態の継続期間など、検査指摘事項の重要度を決定するための情報を収集する。検査官は、事業者からの提供準備が整えば安全重要度評価の初期段階から事業者のリスクに関する知見を入手すべきであり、そして、安全重要度評価の枠組みを活用して事業者側の入力や仮定の妥当性を評価していくべきである。

表 1			
安全機能	主要システム	サポートシステム	起因事象シナリオ
残留熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去 余熱除去 停止時冷却 蒸気発生器 (PWR) フィード&ブリード (低圧注入、高圧注入、蓄圧系) (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/DHR 熱交換器 補機冷却系 (PWR) 電動式逃し弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR/DHR 熱交換器入口/出口温度と RHR/DHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉蓋が取り付けられた PWR のみ) 余熱除去所内用水 (BWR) 安全逃し弁 (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) レベル制御喪失 (LOLC) (PWR) 補機冷却水流出 (CCW) (PWR) 余熱除去所内用水流出 (RHRSW) (PWR)
保有水管理	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入 高圧注入 充填系 (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> ドレンダウン隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR/DHR 熱交換器 RHR/DHR 逃し弁 電動式逃し弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR/DHR 熱交換器入口/出口温度と RHR/DHR 流量指示、炉心出口温度計) (原子炉蓋が取り付けられた PWR のみ) 安全逃し弁 (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"> 保有水流出 (LOI) オーバードレン (OD) (PWR) レベル制御喪失 (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"> 全起因因子
反応度制御	<ul style="list-style-type: none"> RPS 制御棒関連駆動機構 化学水と容量調整系 (PWR) 待機中液体制御系 (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 格納容器封鎖能力 貫通 	<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) 一時封鎖/貫通 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"> 全起因因子

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

別紙 2ー発生防止のスクリーニングに関する質問

別紙 3ー影響緩和のスクリーニングに関する質問

別紙 4ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

別紙 5ー外部事象のスクリーニングに関する質問

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

ステップ1：検査指摘事項の初期スクリーニング

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

- 1.1 現在の PWR の設計ではプラント停止中の自動安全作動システムを有していない。また、現在の BWR の設計においては冷温停止及び燃料取替において自動低レベル注入機能は要求されていない。ゆえに、多くの検査指摘事項のリスク重要度は運転員による問題の診断と適切な操作対応に頼ることになる。運転操作対応の成功は、手順書、余裕時間、影響緩和対応の複雑さ、訓練、問題の診断能力等に依存する。よって、プラント停止中の指摘事項に対する初期スクリーニングを評価する際には、停止時の起因事象に対する運転員の診断と操作対応の能力に影響を及ぼす条件や事象について認識しておくことが重要である。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。
- 1.2 表1に、プラント停止時に安全上重要となる主要な安全機能とシステムを示す。検査官は別紙2-5を完成させるに当たってこの表を活用する。この表は、停止時のリスクに影響を及ぼし得る人的行為及び機器の両方に対して考えられるすべての影響を集めようとしたのである。検査官はこの表の情報を使って、別紙2-5のどのカテゴリーが個別の指摘事項により影響を受けたか決定する。
- 1.3 もし当該指摘事項は停止中の原子炉の安全に影響を及ぼす場合は、影響を受けた**監視領域を特定する**。
 - 発生防止
 - 影響緩和
 - 原子炉冷却系バリア
 - 燃料バリア
 - 格納容器バリア

注記：複数の監視領域に影響を及ぼす指摘事項の重要度を評価する場合は、当該指摘事項のドミナント（支配的な）リスクを最も反映する監視領域に割り当てることとする。

引き続き、スクリーニング質問に回答する。

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

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

ステップ3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙2でのスクリーニング質問による指示を受け、詳細リスク評価もしくは定性的基準を用いるリスク評価を実施する。この評価の実施に当たっては本庁に連絡すること。

別紙 2ー発生防止のスクリーニングに関する質問

A. プラント停止時の起回事象

1. 当該指摘事項によりプラント停止時の起回事象の発生可能性が高まるか？

(起回事象)

- ・ PWR
 - RCS インベントリ喪失
 - RHR1 トレイン喪失事象
 - 接続システム LOCA 及び保修による LOCA
 - 外部電源喪失事象
 - 反応度投入事象
- ・ BWR
 - 運転中の RHR の故障 (外部電源喪失を除く)
 - 外部電源喪失による RHR の故障
 - 配管破断 LOCA
 - RHR からの LOCA

はい → 詳細リスク評価へ進む

いいえ → 次へ進む

B. 冷却材喪失事故 — インベントリ喪失に係る起回事象

2. インベントリ喪失事象は結果として、漏えいが検知されない及び／又は 24 時間以内に軽減されない場合に運転中の残留熱除去システムの失敗 (例、運転中の残留熱除去ポンプのホットレグ・サクションより水位が低下するような状況 (PWR)、停止時冷却隔離レベル 3 設定点まで水位が低下するような状況 (BWR)) に至るような漏えいであったか？

はい → 詳細リスク評価へ進む

いいえ → 次へ進む

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

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

C. 過渡事象の起因となる事象

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

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

D. 外部事象に係る起因事象

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

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

別紙 3—影響緩和のスクリーニングに関する質問

A. 緩和系の SSC 及び機能性

1. 当該指摘事項が、緩和系の SSC の設計または適格性に影響を与える欠陥である場合、当該 SSC はその運用性または機能性を維持しているか？

- はい → 緑とする
- いいえ → 次へ進む

2. 当該指摘事項は、安全機能の喪失を示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

3. 当該指摘事項は、少なくとも 1 トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間 (AOT) を超えて実際に機能喪失していること、または、2 つの個別の (分離された) 安全システムが AOT を超えて動作不能になっていることを示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

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

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

B. 外部事象緩和システム（地震／火災／洪水／悪天候に対する防護の劣化）

6. 当該指摘事項は、別紙 5 の判断基準を用い、地震、溢水あるいは悪天候に係る起因事象により可能性としてリスク上重要であると見なされるか？

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

C. 消防隊

7. 当該指摘事項は、消防隊の訓練や資格要件、または消防隊要員の配属に関わるものか？

- はい → 以下の項目が該当するかチェックする
 - 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、また当該指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。
 - 消防隊の要員が足りていなかった（組織されていた）全体の時間（暴露時間）が短かった（<2 時間）。
- 上記の項目が一つも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む

いいえ → 次へ進む

8. 当該指摘事項は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか？

はい → 以下の項目が該当するかチェックする

- 消防隊の対応時間が、区域可燃物量制限を超過しなかった、設置されている火災検知器が機能した、及び、安全停止の代替手段が影響を受けなかったなど、他の深層防護により緩和された。
- 当該指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関わった。
- 事業者が適切な火災防護補償措置を講じた。

上記の項目が一つも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む

いいえ → 次へ進む

9. 当該指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか？

はい → 以下の項目が該当するかチェックする

- 劣化した火災障壁はなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。
- 消火器や火災ホースが不明となった時間は短く、他の消火器又は消火ホースステーションが近くにあった。

上記の項目が一つも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む

いいえ → 緑とする

別紙4ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却系統または燃料バリア

注：指摘事項が、炉心内における燃料体の配置ミス又は方位ミスに関わる場合は、緑とする。

1. 低温過圧 (LTOP) - PWR について、当該指摘事項は、低温過圧時中またはそれが求められる場合に、不注意な安全注入作動、加圧器逃がし弁 (PORV) 又は LTOP 逃がし弁の動作不能、またはそれらの設定値に関わるものか？

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

2. フリーズシール - 当該指摘事項は、フリーズシールの不具合の可能性を増大させるか？ あるいは緩和されない場合、残留熱除去系／崩壊熱除去系の阻害またはインベントリ喪失事象を引き起こす可能性があるか？

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

3. 蒸気発生器 (SG) ノズル蓋 - 当該指摘事項は、蒸気発生器ノズル蓋の不適切な設置 (例：ホットレグのマンホールを最初に開け、ホットレグの蒸気発生装置ノズル蓋を最後に据え付けなければならない)、不十分な蒸気発生装置ノズル蓋原子炉冷却系統のベント経路、蒸気発生器ノズル蓋の欠陥、または、蒸気発生器ノズル蓋の機能に関わる者かものか？

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

4. a) 臨界 - PWR について、当該指摘事項は原子炉冷却系統のホウ素希釈事象の可能性または実際の発生に関わるものか？

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

4. b) 臨界 - BWR について、当該指摘事項は正の反応度を加える可能性又は実際の発生

を伴う 2 本以上の隣接する制御棒に関わるものか？

はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

いいえ → 次へ進む

5. ドレンダウン経路又は漏えい経路 - 当該指摘事項は、ドレンダウン経路又は漏えい経路を隔離する能力を低下させるか？

はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

いいえ → 次へ進む

B. 格納容器バリア

6. 当該指摘事項は格納容器を閉鎖又は隔離する能力を低下させるか（機器搬入口、要因アクセスハッチ、恒設及び仮設の貫通部を含むがこれに限らない）？

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 次へ進む

7. 当該指摘事項は原子炉格納容器の物理的健全性を劣化させるか（弁、貫通部、格納容器隔離機器）？

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 次へ進む

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

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 緑とする

別紙5ー外部事象のスクリーニングに関する質問

1. 機器または安全機能が完全に故障あるいは利用不能だと仮定した場合、次の3つの記述のいずれかが当てはまるか？外的起因事象発生中にそれを低減する目的のこの機器又は機能の喪失それだけにより：
 - ・ 問題となる発電所用の表1に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？
 - ・ 多重トレインの安全系又は機能の2つ以上のトレインを劣化させるか、または唯一利用可能なトレインを劣化させ、それによって全体の安全機能が無効となるか？
 - ・ 安全系又は安全機能をサポートする系統の1つ以上のトレインを劣化させるか？

はい → 当該指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙2-5のスクリーニング質問事項に戻る。

いいえ → 次へ進む
2. 当該指摘事項は、確率的リスク評価（PRA）または類似の分析を通じて事業者により特定される、外的事象による炉心損傷事故シーケンス（すなわち、地震、溢水または悪天候事象により引き起こされるもの）に寄与する安全機能の全面的喪失に関わるものか？

はい → 当該指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙2-5のスクリーニング質問事項に戻る。

いいえ → 緑とする

添付 2 : 詳細リスク評価

1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられ得る「発生防止」又は「拡大防止・影響緩和」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての詳細リスク評価の方法を示すものである。

2. 開始条件

添付 1 の初期スクリーニングにより詳細リスク評価に進む場合、本庁の検査官は、確率論的リスク評価モデルを用いて、定量的なリスクの重要度を求め、求めたリスクの重要度を参考に個別事項の安全重要度を判断する。

3. 評価の方法

詳細リスク評価において使用する確率論的リスク評価（PRA）モデルは、事業者が作成し原子力規制庁が確認したものがあれば、事業者の確率論的リスク評価（PRA）モデルを用いる。もし、確率論的リスク評価（PRA）モデルが使用できない場合は、付属書 9 の定性評価を実施する。

添付 1 の初期スクリーニングにより詳細リスク評価が必要となった事項について、以下の順で評価対象の情報を整理し、リスクを算出する。

- ① 影響する期間の特定
- ② 使用できない設備の特定
- ③ 炉心損傷確率もしくは炉心損傷頻度の増分の算出

もし、検査指摘事項による影響がプラントの出力運転時に影響する場合は、出力運転中のリスク及び停止中のリスクを足し合わせて、重要度を算出する。

3. 1 余裕時間の特定

検査指摘事項によってプラントに影響する期間の炉心燃料の崩壊熱を特定するととも

に、同期間の冷却材インベントリを特定する。特定した崩壊熱及び冷却材インベントリにより、以下の算出式から余裕時間 ($\Delta t + \Delta t_{boil}$) を算出する。

冷却材が 100°C になるまでの時間 (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 炉心損傷確率もしくは炉心損傷頻度の増分の算出

確率論的リスク評価 (PRA) モデルを用いて、3. 1 で特定した余裕時間及び 3. 2 で特定した設備の状態を考慮して、起因事象が発生していれば条件付炉心損傷確率 (CCDP) を、緩和系の機能劣化であれば炉心損傷頻度の増分 (ΔCDF) を算出する。もし、検査指摘事項によってプラントに影響する期間中に設備の運転状態が変更するものがあれ

ば、運転の状態毎に炉心損傷頻度の増分を算出する。