

2020 年 12 月 22 日
原子力エネルギー協議会

原子力規制検査に関する事業者意見について

1. はじめに

第 2 回検査制度に関する意見交換会合（11 月 6 日）以降の状況について実用炉事業者で確認した特記事項を報告する。

2. 良好事例

特記事項なし

3. 改善要望

3. 1 チーム検査の運用について

特記事項なし

3. 2 チーム検査以外の全般の運用について

（1）検査ガイドへの気付き事項

- ・ 検査ガイドへの気付き箇所について別紙に示す。気付き事項を基に，ガイド全体について確認，見直しを行って頂きたい。
- ・ 原子力規制検査の実運用の中でガイドの解釈等について確認したい点は，適宜確認させて頂きたい。

4. 別紙

- ・ 検査ガイド気付き事項

＜対象ガイド＞

(1) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（No.1～8）

(2) 原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド（No. 9）

以上

No	文書名	見直し案	理由												
	(1) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007_r0）														
1	表2ー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。 <table><tr><th>発生防止</th><th>影響緩和</th><th>閉じ込めの維持</th></tr><tr><td> ☐ A. LOCA の要因（例、加圧器 ヒータースリーブ、原子炉圧力容器配管、ペネトレーション、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） ☐ B. 過渡事象の要因（例、原子炉／タービン・トリップ、外部電源喪失、海水系喪失、主蒸気／給水配管の劣化など） ☐ D. 蒸気発生器伝熱管破断 ☐ E. 外部事象の起因事象（火災及び内部溢水に限定） </td><td> ☐ A. 緩和システム ☐ 崩壊熱除去機能の劣化 ☐ 短期炉心冷却機能の劣化 ☐ 一次系（例、安全注入系（PWR）、主給水系、HPCI、RCIC（BWR）、高圧系、低圧系） ☐ 二次系、PWR のみ（例、補助給水系、主給水系、ADV など） ☐ 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） ☐ B. 外部事象緩和システム（例、地震／火災／溢水／異常気象の防護機能の劣化） ☐ C. 反応度制御系の劣化（原子炉保護系を含む） ☐ 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 ☐ 反応度管理（例、許可されている出力限度の超過） </td><td> ☐ A. 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） <u>注意</u>：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。 ☐ B. 原子炉格納容器バリアの劣化 ☐ 実際の破損又はバイパス（例、貫通シール、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システム／機器の故障など） ☐ 熱除去、水素又は圧力制御システムの劣化 ☐ C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋又は使用済燃料建屋のバリアの劣化。 ☐ D. 使用済燃料プール ☐ 未臨界状態の維持 ☐ 使用済燃料プールの水量及び水温（例、冷却） ☐ 燃料取扱い </td></tr></table>	発生防止	影響緩和	閉じ込めの維持	☐ A. LOCA の要因（例、加圧器 ヒータースリーブ、原子炉圧力容器配管、ペネトレーション、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） ☐ B. 過渡事象の要因（例、原子炉／タービン・トリップ、外部電源喪失、海水系喪失、主蒸気／給水配管の劣化など） ☐ D. 蒸気発生器伝熱管破断 ☐ E. 外部事象の起因事象（火災及び内部溢水に限定）	☐ A. 緩和システム ☐ 崩壊熱除去機能の劣化 ☐ 短期炉心冷却機能の劣化 ☐ 一次系（例、安全注入系（PWR）、主給水系、HPCI、RCIC（BWR）、高圧系、低圧系） ☐ 二次系、PWR のみ（例、補助給水系、主給水系、ADV など） ☐ 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） ☐ B. 外部事象緩和システム（例、地震／火災／溢水／異常気象の防護機能の劣化） ☐ C. 反応度制御系の劣化（原子炉保護系を含む） ☐ 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 ☐ 反応度管理（例、許可されている出力限度の超過）	☐ A. 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） <u>注意</u>：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。 ☐ B. 原子炉格納容器バリアの劣化 ☐ 実際の破損又はバイパス（例、貫通シール、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システム／機器の故障など） ☐ 熱除去、水素又は圧力制御システムの劣化 ☐ C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋又は使用済燃料建屋のバリアの劣化。 ☐ D. 使用済燃料プール ☐ 未臨界状態の維持 ☐ 使用済燃料プールの水量及び水温（例、冷却） ☐ 燃料取扱い	表2ー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。 <table><tr><th>発生防止</th><th>拡大防止・影響緩和</th><th>閉じ込めの維持</th></tr><tr><td> ☐ A. LOCA の要因（例、加圧器 ヒータースリーブ、原子炉圧力容器配管、ペネトレーション、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） ☐ B. 過渡事象の要因（例、原子炉／タービン・トリップ、外部電源喪失、海水系喪失、主蒸気／給水配管の劣化など） (案1：C 項を新規追加) ☐ C. サポート系の要因(海水系喪失) (B 項の海水系喪失は削除) ☐ D. 蒸気発生器伝熱管破断 ☐ E. 外部事象の起因事象（火災及び内部溢水に限定） (案2：D、E 項を繰り上げ) ☐ C. 蒸気発生器伝熱管破断 ☐ D. 外部事象の起因事象（火災及び内部溢水に限定） </td><td> ☐ A. 緩和系 ☐ 崩壊熱除去機能の劣化 ☐ 短期炉心冷却機能の劣化 ☐ 一次系（例、安全注入系（PWR）、主給水系、HPCI、RCIC（BWR）、高圧系、低圧系） ☐ 二次系、PWR のみ（例、補助給水系、主給水系、主蒸気逃し弁など） ☐ 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） ☐ 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） ☐ C. 反応度制御系の劣化（原子炉保護系を含む） ☐ 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 ☐ 反応度管理（例、許可されている出力限度からの超過） </td><td> ☐ A. 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） <u>注意</u>：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。 ☐ B. 原子炉格納容器バリアの劣化 ☐ 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システム／機器の故障など） ☐ 熱除去、水素又は圧力制御系の劣化 ☐ C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋又は使用済燃料建屋のバリアの劣化。 ☐ D. 使用済燃料プール ☐ 未臨界状態の維持 ☐ 使用済燃料プールの水量及び水温（例、冷却） ☐ 燃料取扱い </td></tr></table>	発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持	☐ A. LOCA の要因（例、加圧器 ヒータースリーブ、原子炉圧力容器配管、ペネトレーション、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） ☐ B. 過渡事象の要因（例、原子炉／タービン・トリップ、外部電源喪失、海水系喪失、主蒸気／給水配管の劣化など） (案1：C 項を新規追加) ☐ C. サポート系の要因(海水系喪失) (B 項の海水系喪失は削除) ☐ D. 蒸気発生器伝熱管破断 ☐ E. 外部事象の起因事象（火災及び内部溢水に限定） (案2：D、E 項を繰り上げ) ☐ C. 蒸気発生器伝熱管破断 ☐ D. 外部事象の起因事象（火災及び内部溢水に限定）	☐ A. 緩和系 ☐ 崩壊熱除去機能の劣化 ☐ 短期炉心冷却機能の劣化 ☐ 一次系（例、安全注入系（PWR）、主給水系、HPCI、RCIC（BWR）、高圧系、低圧系） ☐ 二次系、PWR のみ（例、補助給水系、主給水系、主蒸気逃し弁など） ☐ 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） ☐ 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） ☐ C. 反応度制御系の劣化（原子炉保護系を含む） ☐ 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 ☐ 反応度管理（例、許可されている出力限度からの超過）	☐ A. 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） <u>注意</u>：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。 ☐ B. 原子炉格納容器バリアの劣化 ☐ 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システム／機器の故障など） ☐ 熱除去、水素又は圧力制御系の劣化 ☐ C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋又は使用済燃料建屋のバリアの劣化。 ☐ D. 使用済燃料プール ☐ 未臨界状態の維持 ☐ 使用済燃料プールの水量及び水温（例、冷却） ☐ 燃料取扱い	・ C 項が抜けているため、案 1 又は案 2 とすることを提案する。なお、附属書 1 の「別紙 1-発生防止のスクリーニングに関する質問」では以下のように分類されている。 A. LOCA の起因となる事象 B. 過渡事象の起因となる事象 C. サポート系に係る起因事象 D. 蒸気発生器伝熱管破断 E. 外部事象に係る起因事象 ・ その他誤記修正
発生防止	影響緩和	閉じ込めの維持													
☐ A. LOCA の要因（例、加圧器 ヒータースリーブ、原子炉圧力容器配管、ペネトレーション、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） ☐ B. 過渡事象の要因（例、原子炉／タービン・トリップ、外部電源喪失、海水系喪失、主蒸気／給水配管の劣化など） ☐ D. 蒸気発生器伝熱管破断 ☐ E. 外部事象の起因事象（火災及び内部溢水に限定）	☐ A. 緩和システム ☐ 崩壊熱除去機能の劣化 ☐ 短期炉心冷却機能の劣化 ☐ 一次系（例、安全注入系（PWR）、主給水系、HPCI、RCIC（BWR）、高圧系、低圧系） ☐ 二次系、PWR のみ（例、補助給水系、主給水系、ADV など） ☐ 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） ☐ B. 外部事象緩和システム（例、地震／火災／溢水／異常気象の防護機能の劣化） ☐ C. 反応度制御系の劣化（原子炉保護系を含む） ☐ 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 ☐ 反応度管理（例、許可されている出力限度の超過）	☐ A. 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） <u>注意</u>：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。 ☐ B. 原子炉格納容器バリアの劣化 ☐ 実際の破損又はバイパス（例、貫通シール、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システム／機器の故障など） ☐ 熱除去、水素又は圧力制御システムの劣化 ☐ C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋又は使用済燃料建屋のバリアの劣化。 ☐ D. 使用済燃料プール ☐ 未臨界状態の維持 ☐ 使用済燃料プールの水量及び水温（例、冷却） ☐ 燃料取扱い													
発生防止	拡大防止・影響緩和	閉じ込めの維持													
☐ A. LOCA の要因（例、加圧器 ヒータースリーブ、原子炉圧力容器配管、ペネトレーション、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） ☐ B. 過渡事象の要因（例、原子炉／タービン・トリップ、外部電源喪失、海水系喪失、主蒸気／給水配管の劣化など） (案1：C 項を新規追加) ☐ C. サポート系の要因(海水系喪失) (B 項の海水系喪失は削除) ☐ D. 蒸気発生器伝熱管破断 ☐ E. 外部事象の起因事象（火災及び内部溢水に限定） (案2：D、E 項を繰り上げ) ☐ C. 蒸気発生器伝熱管破断 ☐ D. 外部事象の起因事象（火災及び内部溢水に限定）	☐ A. 緩和系 ☐ 崩壊熱除去機能の劣化 ☐ 短期炉心冷却機能の劣化 ☐ 一次系（例、安全注入系（PWR）、主給水系、HPCI、RCIC（BWR）、高圧系、低圧系） ☐ 二次系、PWR のみ（例、補助給水系、主給水系、主蒸気逃し弁など） ☐ 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） ☐ 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） ☐ C. 反応度制御系の劣化（原子炉保護系を含む） ☐ 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 ☐ 反応度管理（例、許可されている出力限度からの超過）	☐ A. 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） <u>注意</u>：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。 ☐ B. 原子炉格納容器バリアの劣化 ☐ 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システム／機器の故障など） ☐ 熱除去、水素又は圧力制御系の劣化 ☐ C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋又は使用済燃料建屋のバリアの劣化。 ☐ D. 使用済燃料プール ☐ 未臨界状態の維持 ☐ 使用済燃料プールの水量及び水温（例、冷却） ☐ 燃料取扱い													

(案1：C項を新規追加)

☐ C. サポート系の要因 (海水系喪失) (B項の海水系喪失は削除)

☐ D. 蒸気発生器伝熱管破断

☐ E. 外部事象の起因事象 (火災及び内部溢水に限定)

No	文書名	見直し案	理由
	(1) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007_r0）		
2	表 3ー安全重要度評価の附属書の選定ルート 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： 1. 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。 2. 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。 3. 核燃料施設等の場合は、附属書9に進むこと。 3. <u>発生防止、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は、以下に進むこと。</u> 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。 A. <u>重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>： 検査結果は、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等に係る設備、機器、体制及び作業員の線量措置に関係しているか。 □「はい」の場合は、附属書2に進むこと。 □「いいえ」の場合は、以下に進むこと。 B. <u>停止、燃料補給及び強制停止</u>： 検査結果は、プラントが停止していたときの作業、操作、事象又は劣化状態に関係しているか。 注：附属書 6 は、燃料取替え又は強制的及び保守のための停止時において、事業者において RHR 運転の条件が整い、RHR 冷却が開始された時点に始まり、プラント加熱の間に RHR が確保されている時点までの期間に適用される。 □「はい」の場合は、附属書6に進むこと。 □「いいえ」の場合は、以下に進むこと。 C. <u>メンテナンスのリスク評価</u>： 検査結果は、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。	表 3ー安全重要度評価の附属書の選定ルート 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： 1. 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。 2. 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。 3. 核燃料施設等の場合は、附属書9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は、以下に進むこと。</u> 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。 A. <u>重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>： 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等に係る設備、機器、 体制及び作業員の線量措置に関係しているか。 □「はい」の場合は、附属書2に進むこと。 □「いいえ」の場合は、以下に進むこと。 B. <u>停止、燃料取替及び強制停止</u>： 検査指摘事項は、プラントが停止していて、かつ原子炉内に燃料があるときの作業、操作、事象又は劣化状態に関係しているか。 注：附属書 6 は、燃料取替え又は強制的及び保守のための停止時において、事業者において RHR 運転の条件が整い、RHR 冷却が開始された時点に始まり、プラント加熱の間に RHR が確保されている時点までの期間に適用される。 □「はい」の場合は、附属書6に進むこと。 □「いいえ」の場合は、以下に進むこと。 C. <u>メンテナンスのリスク評価</u>： 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。	・ <u>ステップ B について</u> 附属書 6 の添付 1 の「1. 適用」には以下の通り記載がある。 「1. 適用 本スクリーニングは、プラント停止時において、<u>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、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</u>こととする」 上記の通り、附属書 6 は炉に燃料があることを前提としていることから、プラント停止中のうち原子炉内から全燃料が取り出されている場合は附属書 6 を使用しないことを明確化することを提案する。 ・ その他誤記修正

No	文書名	見直し案	理由
	(1) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007_r0)		
4	附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド 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） （中略） 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。停止中の事項を含み、マイナー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、影響を受けた構造物・系統・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、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こととする。	附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド 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） （中略） 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 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、影響を受けた構造物・系統・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、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こととする。	誤記修正

No	文書名	見直し案	理由
	(1) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007_r0）		
5	附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド <u>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）</u> (中略) 1.3 当該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 ☐ 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。	附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド <u>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）</u> (中略) 1.3 当該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 ☐ 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。	原子炉施設安全の監視領域は以下を指す。 ①発生防止 ②拡大防止・影響緩和 ③閉じ込めの維持 ④重大事故等対処及び大規模損壊 「原子炉冷却系バリア」等は、閉じ込めの維持の監視領域に関する評価領域として「検査気付き事項のスクリーニングガイド」に定められている。「監視領域を特定する」ということなので、「閉じ込めの維持」との記載へ見直すことを提案する。

No	文書名				見直し案	理由		
	(1)原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007_r0）							
6	附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド				附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド			
	表 1				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	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	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）	交流電源 直流電源 RHR/DHR 熱交換器 補機冷却系（PWR） 電動式逃がし弁（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） 安全逃がし弁（BWR） 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間	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）	残留熱除去	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）	交流電源 直流電源 RHR/DHR 熱交換器 補機冷却系（PWR） 電動式逃がし弁（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）（原子炉上蓋が取り付けられた PWR のみ） 余熱除去所内用水（ PWR ） 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	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	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）	ドレンダウン隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR/DHR 熱交換器 RHR/DHR 逃がし弁 電動式逃がし弁（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） 安全逃がし弁（BWR） 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間	保有水流出（LOI） オーバードレン（OD）（PWR） レベル制御喪失（LOLC）（PWR）	保有水管理	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）	ドレンダウン隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR/DHR 熱交換器 RHR/DHR 逃がし弁 電動式逃がし弁（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	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	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	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	全起因因子	電源利用可能性	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	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	全起因因子
	反応度制御	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）	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	反応度（偶発的臨界）	反応度制御	RPS 制御棒関連駆動機構 化学体積制御系（PWR） ホウ酸水注入系（BWR）	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	反応度（偶発的臨界）
	格納容器	水素制御 格納容器封鎖能力 貫通	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	全起因因子	格納容器	水素制御 格納容器封鎖能力 貫通部	AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力（AC 電源喪失想定） 仮設封鎖/貫通部 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間	全起因因子
							系統・機器名称について修正	

No	文書名	見直し案	理由
	(1)原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007_r0）		
7	別紙 3－影響緩和のスクリーニングに関する質問 1. 当該指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える欠陥である場合、当該 SSC はその運用性又は機能性を維持しているか？ （中略） 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 3－影響緩和のスクリーニングに関する質問 1. 当該指摘事項が、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？ （中略） 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。 ・ 消火器や消火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格納庫が近くにあった。 ☐ 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	・ 米国 NRC のガイド（IMC 0609 Appendix G）では「deficiency」と記載されている。日本では「performance deficiency」は「パフォーマンス劣化」と訳すことで統一されていることから、この部分も記載の見直すことを提案する。（附属書 1 別紙 2 へも同様に反映頂きたい） ・ その他機器名称について修正
8	別紙 4－閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問 （中略） 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）？	別紙 4－閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問 （中略） 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、所員アクセスハッチ、恒設及び仮設の貫通部を含むがこれに限らない）？	機器名称について修正

No	文書	改定案	理由
	(2)原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド		
9	4. 定期事業者検査の報告 (1) 定期事業者検査の報告書の記載事項（第2項） 第3号の原子力施設の種類については、特に、原子力施設の一部について実施することとしている場合は、当該定期事業者検査の期間で検査対象としている原子力施設範囲を記載する必要がある。なお、実用炉施設において、同じ原子力施設内の複数の発電用原子炉（号機）の設備を共用している場合において他の発電用原子炉（号機）の設備において検査対象として管理しているものは当該号機で検査対象の原子力施設として記載を要さない。 「検査開始予定日」とは、原則として、検査対象とする原子力施設の運転等を停止する日（発電用原子炉施設においては発電機を解列する日。以下同じ。）とする。ただし、故障等により原子力施設を停止したこと等により、原子力施設の運転等を停止した日より後に定期事業者検査を実施することとした場合においては、この限りではない。 第4号の「検査の実績又は予定の概要」には、当該定期事業者検査の期間で実施し、又は実施することとしている定期事業者検査の項目を記載するとともに、検査の実績については当該検査項目ごとの終了日を記載する必要がある。 (2) 定期事業者検査報告書の添付書類記載事項（第3項） ① 定期事業者検査の計画（第1号） ○定期事業者検査に係る工程 計画している工程として、定期事業者検査の開始から終了までの一連の工程、各予定日（実用炉施設においては、開始については発電機の解列日並びに終了については発電用原子炉の起動日及び発電機の並列日を含む。）並びに定期事業者検査の項目ごとの検査の実施時期（前回の定期事業者検査終了以降、当該定期事業者検査開始までに実施した検査(先行実施検査)がある場合は、その旨を明示）を記載する必要がある。 ○当該定期事業者検査期間中に実施する工事 定期事業者検査の工程に直接影響する工事について、その概要を記載すること。また定期事業者検査の結果に伴い発生する工事があらかじめ想定される場合は、その旨を記載すること。 ○当該定期事業者検査期間中に実施する定期事業者検査項目 定期事業者検査の全ての検査項目を明示した上で、それぞれの検査項目について、以下の事項を記載する必要がある。 ・当該定期事業者検査の期間中における実施の予定の有無及びその理由（施設管理の目標、施設管理の実施に関する計画（以下「施設管理実施計画」という）で定めている実施頻度に基づくものか又はこれ以外の状況によるものか等） ・前回の定期事業者検査から、定期事業者検査の項目、保全方式、実施頻度及び検査範囲等の内容を変更した場合にはその旨 ・長期施設管理方針の反映として実施し、又はこれを考慮することにより内容を変更するものか否か ○前回の定期事業者検査からの変更点 前回の定期事業者検査の結果等を踏まえて今回の定期事業者検査に反映した事項等について、定期事業者検査全体を概括して記載する必要がある。ここで、前	4. 定期事業者検査の報告 (1) 定期事業者検査の報告書の記載事項（第2項） 第3号の原子力施設の種類については、特に、原子力施設の一部について実施することとしている場合は、当該定期事業者検査の期間で検査対象としている原子力施設範囲を記載する必要がある。なお、実用炉施設において、同じ原子力施設内の複数の発電用原子炉（号機）の設備を共用している場合において他の発電用原子炉（号機）の設備において検査対象として管理しているものは当該号機で検査対象の原子力施設として記載を要さない。 「検査開始予定日」とは、原則として、検査対象とする原子力施設の運転等を停止する日（発電用原子炉施設においては発電機を解列する日。以下同じ。）とする。ただし、故障等により原子力施設を停止したこと等により、原子力施設の運転等を停止した日より後に定期事業者検査を実施することとした場合においては、この限りではない。 第4号の「検査の実績又は予定の概要」には、当該定期事業者検査の期間で実施し、又は実施することとしている定期事業者検査の項目を記載するとともに、検査の実績については当該検査項目ごとの終了日を記載する必要がある。 定期事業者検査報告書は第2項に基づき定期事業者検査開始前、原子炉起動前、定期事業者検査終了後に報告する必要がある。ただし、当初の報告内容から運転計画の変更届出を伴う検査時期の変更が生じた場合は、上述の時期に加えて定期事業者検査報告書の提出が必要である。 (2) 定期事業者検査報告書の添付書類記載事項（第3項） ① 定期事業者検査の計画（第1号） ○定期事業者検査に係る工程 計画している工程として、定期事業者検査の開始から終了までの一連の工程、各予定日（実用炉施設においては、開始については発電機の解列日並びに終了については発電用原子炉の起動日及び発電機の並列日を含む。）並びに定期事業者検査の項目ごとの検査の実施時期（前回の定期事業者検査終了以降、当該定期事業者検査開始までに実施した検査(先行実施検査)がある場合は、その旨を明示）を記載する必要がある。 ○当該定期事業者検査期間中に実施する工事 定期事業者検査の工程に直接影響する工事について、その概要を記載すること。また定期事業者検査の結果に伴い発生する工事があらかじめ想定される場合は、その旨を記載すること。 ○当該定期事業者検査期間中に実施する定期事業者検査項目 定期事業者検査の全ての検査項目を明示した上で、それぞれの検査項目について、以下の事項を記載する必要がある。 ・当該定期事業者検査の期間中における実施の予定の有無及びその理由（施設管理の目標、施設管理の実施に関する計画（以下「施設管理実施計画」という）で定めている実施頻度に基づくものか又はこれ以外の状況によるものか等） ・前回の定期事業者検査から、定期事業者検査の項目、保全方式、実施頻度及び検査範囲等の内容を変更した場合にはその旨 ・長期施設管理方針の反映として実施し、又はこれを考慮することにより内容を変更するものか否か ○前回の定期事業者検査からの変更点 前回の定期事業者検査の結果等を踏まえて今回の定期事業者検査に反映した事項等について、定期事業者検査全体を概括して記載する必要がある。ここで、前	事業者は、定期事業者検査報告書を法令に基づき定期事業者検査開始前、原子炉起動前、定期事業者検査終了後に提出する必要がある。一方、上記以外のタイミングであっても、例えば、運転計画を変更するような大幅な計画変更がある際には、定期事業者検査報告書の補正を提出するよう NRA から指導されている。この運用の実態をガイドに反映することを提案する。