

原子力規制検査で用いる確率論的リスク評価モデル の適切性確認等に係る報告 (島根原子力発電所 2 号機及び中長期的課題への対応状況)

令和 8 年 10 月 7 日

原子力規制庁

1. 趣 旨

本議題は、中国電力株式会社が作成した島根原子力発電所 2 号機（以下「島根 2 号機」という。）のレベル 1 内的事象に係る確率論的リスク評価モデル（以下「レベル 1 PRA モデル」という。）の適切性確認の結果を報告するとともに、各プラントのレベル 1 PRA モデルに共通の中長期的課題に対する産業界の対応状況を報告するものである。

2. 経 緯

原子力規制庁は、事業者が保有する PRA モデルを、原子力規制検査における指摘事項の重要度評価に用いることとしている。このため、「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(GI0010_r1)」に基づき、各事業者の PRA モデルについて確認を実施してきた（表 1 参照）。

島根 2 号機については、令和 7 年 10 月に事業者よりモデルを受領して以来、確認作業に長期間を要していた過去の経験を踏まえ、確認項目を厳選し¹、比較的リスクの高い事故シーケンスや、個別プラントの特徴に着目する等、効率的に確認を実施した。

各プラントのレベル 1 PRA モデルに共通の中長期的課題については、産業界の対応状況に関し、原子力エネルギー協議会からの聴取を継続してきた。

3. 確認結果

(1) 島根 2 号機のレベル 1 PRA モデル

確認の結果、特定された評価上の留意点と中長期的課題は表 2 及び表 3 に示したとおりであり、これらの留意点を踏まえる必要があるが、リスク評価に用いる際に大きな支障は認められなかった。

中国電力は、表 2 に示した評価上の留意点について、本年 12 月までに対応計画を策定し、改善を進めるとしている。

表 3 に示した、島根 2 号機に係る主要な中長期的課題については、これまでに確認された各プラントの中長期的課題（表 4 参照）と概ね同様であるが、新たな課題が確認された（表 3 の No. 1 及び 2）。

¹ 令和 7 年 12 月 24 日第 49 回原子力規制委員会資料 2 において、これまでの確認経験から、適切性確認の目的を再整理し（PRA モデルの全体像を把握する等）、質問項目を重点化。確認に要する目標期間を明示（6 ヶ月程度等）する等とした。

（２）中長期的課題に係る産業界の対応状況

産業界の対応状況を表４に示す。主な内容は以下のとおりであり、それぞれの対応に一定の進捗があることを確認した。

PRA への入力データとして用いられる国内機器故障データの収集方法の改善については、外部からのコメントを踏まえて年度末へ向けてガイド改訂案ドラフトを作成する予定としている。（No. １）

内的事象 PRA と内部溢水 PRA の評価範囲の明確化（蒸気影響をどちらで評価するか等）については、現状において、各社それぞれの整理がなされているものの、内部溢水 PRA の導入が進められていることから、その状況に応じて随時検討するものとし、当面この状態で運用を継続するとしている。（No. ４）

国内ピアレビューについては、一般社団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター（以下「NRRC」という。）が策定した国内ピアレビューガイドに基づき、海外専門家の支援を受けつつ、各プラントを対象に順次実施されている。（No. 11）

安定状態の定義、使命時間の設定については、海外専門家レビューを受け、評価上問題ないことを確認したとしている。（No. 12, 13）

その他、外部電源喪失事象の発生頻度等の改善（No. ２）、中央制御室のデジタル制御盤の人的過誤の評価手法の整備等の技術的課題（No. ６）については、原子力規制庁の「安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換」の場を活用し、規制側と産業界側との間で、議論を実施してはどうかとの提案があった。

4. 今後の対応

（１）島根２号機のレベル１ PRA モデル

今後は、評価上の留意点及び中長期的課題に留意しつつ、原子力規制検査で当該モデルを活用する。

（２）中長期的課題に対する産業界の対応

産業界の対応状況については、島根２号機の確認において新たに見出された中長期的課題（表３の No. １ 及び ２）と併せて、「リスク情報活用に関する事業者との実務レベルの技術的意見交換会」（以下「意見交換会」という。）において、引き続き確認する。

評価手法の開発など、研究的な要素を含む技術的な課題については、「安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換」や学協会等の場において、議論を継続する。

産業界が評価上問題ないとした課題については、その根拠について引き続き確認が必要なため、海外の事例調査等を実施しつつ、庁内での検討を継続し、必要に応じて意見交換会等において議論を行う。

（３）適切性確認の効率的な実施について

PRA モデルの適切性確認の方法については、運転中のプラントにおいて、原子力規制検査の重要度評価に遅滞なく結果を活用できるよう、引き続き継続的改善を図る。

レベル 1PRA モデルについては、次に北海道電力株式会社泊 3 号機を対象とするが、これまで PWR 型の確認実績が多数あることから、他プラントとの相違点を中心に、可能な限り短期間で確認を終えることを目指す。

レベル 1.5PRA モデルについては、関西電力株式会社高浜 1, 2 号機および美浜 3 号機を対象とし、先行事例から得られた経験を元に質問項目を選定し、事業者に当該項目を事前送付する等の作業に着手している。事業者側の対応準備が整い次第、速やかに確認作業を開始する。

<添付資料>

別紙 1 原子力規制検査で用いる PRA モデルの適切性確認フロー

表 1 これまでの事業者の PRA モデルに対する適切性確認の状況

No.	プラント	レベル 1	レベル 1.5
1	伊方発電所 3 号機	済(令和 2 年 3 月)	済(令和 3 年 7 月)
2	大飯発電所 3 号機	済(令和 3 年 2 月)	済(令和 8 年 4 月)
3	大飯発電所 4 号機	済(令和 3 年 2 月)	済(令和 8 年 4 月)
4	玄海原子力発電所 3 号機	済(令和 3 年 2 月)	済(令和 8 年 4 月)
5	玄海原子力発電所 4 号機	済(令和 3 年 2 月)	済(令和 8 年 4 月)
6	高浜発電所 3 号機	済(令和 4 年 7 月)	済(令和 8 年 4 月)
7	高浜発電所 4 号機	済(令和 4 年 7 月)	済(令和 8 年 4 月)
8	川内原子力発電所 1 号機	済(令和 4 年 7 月)	済(令和 8 年 4 月)
9	川内原子力発電所 2 号機	済(令和 4 年 7 月)	済(令和 8 年 4 月)
10	高浜発電所 1 号機	済(令和 5 年 12 月)	モデル入手済み。 今後確認予定
11	高浜発電所 2 号機	済(令和 5 年 12 月)	モデル入手済み。 今後確認予定
12	美浜発電所 3 号機	済(令和 5 年 12 月)	モデル入手済み。 今後確認予定
13	柏崎刈羽原子力発電所 7 号機	済(令和 6 年 9 月)	モデル入手済み。 今後確認予定
14	女川原子力発電所 2 号機	済(令和 7 年 11 月)	モデル未入手 今後確認予定
15	島根原子力発電所 2 号機	今回報告	モデル未入手 今後確認予定
16	柏崎刈羽原子力発電所 6 号機	モデル入手済み* ¹ 今後確認予定	モデル未入手 今後確認予定
17	泊発電所 3 号機	モデル入手済み* ² 今後確認予定	モデル未入手 今後確認予定

*1：事業者が作成のモデルを令和 8 年 1 月に入手済

*2：事業者が作成のモデルを令和 8 年 7 月に入手済

表2 島根2号機レベル1 PRAモデルの評価上の留意点と事業者の対応計画

No.	評価上の留意点	具体的内容	事業者の対応計画
1	ドラフト版の手順書等に基づいてモデル化されている箇所がある	格納容器フィルタベント時の現場操作、低圧原子炉代替注水システムによる注水操作及びサプレッションプールから復水タンクへの水源切り替えの操作に係るモデルが、ドラフト版の手順書案に基づいて作成されている。 また、格納容器フィルタベントシステム及び低圧原子炉代替注水システムの弁等の試験周期についても、仮の設定でモデル化しているため、実際の手順が評価結果に反映されない。	2026 年 12 月までに対応計画を策定した上で、策定済み手順書や実際の試験周期を確認し、必要に応じ、計画的に改善を実施している。
2	保守的な想定が多く含まれている	換気空調系の機能喪失による建屋内温度上昇により他の安全機能が機能喪失するとの想定、格納容器外の配管破断時の蒸気影響範囲が広めに想定されている点、主蒸気逃し安全弁の作動用窒素ガスの漏えいが起因事象になるとの想定、気相部の小 LOCA 時に原子炉隔離時冷却システム等が使用不可となる想定など、保守的と考えられる想定が多く用いられている。	2026 年 12 月までに対応計画を策定した上で、計画的に実施している。 換気空調系の機能喪失に関連する点については、非常用電気室等、リスク上重要な区画において、より現実的な室温評価を実施している。なお、2026 年度内に実施する予定の海外専門家レビューでは、室温評価の手法についてレビューを受ける予定としている。 配管破断時の蒸気影響範囲については、格納容器ペネトレーション室等、リスク上重要な区画において、より現実的な評価を検討している。 窒素ガス漏えいによる起因事象の設定の要否及び気相部小 LOCA 時の原子炉隔離時冷却システム等の動作可能性についても、現実的な評価を検討している。

No.	評価上の留意点	具体的内容	事業者の対応計画
3	サポート系の安全施設が共通要因故障した場合の、従属性が適切に考慮されていない	非常用電気品室などの安全施設が設置された区画には、その機能を維持するために、空調設備により室温が制御されている。この空調系は複数系統あるが、これらが共通要因で同時に故障した場合、冷却されている安全施設も従属的に故障するが、PRA モデルではその従属性を適切にモデル化していない。 ¹	2026 年 12 月までに対応計画を策定して計画的に実施するとしているが、2026 年度内には、炉心損傷頻度への影響を確認し、改善を進め、次回安全性向上評価届出に反映させるとしている。
4	メンテナンスに伴う待機除外確率が保守的に設定されている	メンテナンスに伴う待機除外確率（メンテナンスアベイラビリティ）について、過大な数値となっている。	2026 年 12 月までに対応計画を策定して計画的に実施するとしている。2026 年度内に電動ポンプや非常用ディーゼル発電機などの通常待機状態にある機器をメンテナンスする際の待機除外確率について、継続運転に失敗するものとして評価していたものを、起動に失敗するものとして再評価を実施するなど、待機除外確率の評価をより現実的な条件で行い、海外専門家のレビューを受ける予定としている。
5	海外専門家レビュー等における指摘事項については対応中	海外専門家レビューへの対応は進んでいるものの、現状では指摘事項の内容は具体的にモデルに反映されていない。柏崎刈羽 7 号機における海外専門家レビューの指摘事項への対応も検討中である。	海外専門家レビューは 2026 年度内に受ける予定としている。 先行プラントの指摘事項に対する対応については、2026 年 12 月までに対応計画を策定して計画的に実施するとしている。

¹ 換気空調系統 A、B が共通要因故障で機能喪失した場合、本来は従属性によって被冷却対象は全て機能喪失となり、計算は 1 回だけだが、現状のモデルでは例えば被冷却対象に 3 系統のタービン補機冷却水系統および 2 系統の圧縮空気系統があると、運転割合は考慮するが、 $10 \left((3 \text{ 系統} + 2 \text{ 系統}) \times 2 \right)$ の組み合わせで同じ計算をするので、多重計上されることになる。

表3 島根2号機の適切性確認で発見された主要な中長期的課題と原子力規制庁の今後の対応

No.	中長期的課題	具体的内容	原子力規制庁の今後の対応
1	複数の人的過誤が組み合わさった場合の人的過誤確率の下限値の考え方が整備されていない	事故シーケンスに複数の人的過誤が関わっている場合に、これらの過誤が互いに従属関係にあるか否かの評価はしていたが、独立の過誤と判断した場合、乗算により結果的に $1E-6$ よりかなり小さい人的過誤値を設定した例があった。米国では、これが過小評価になるおそれがあるため、ASME/ANS 基準 ² において下限値を定めるよう規定している。評価結果に大きな影響を与えるパラメータだが、国内には同様の規定はない。	学協会で職員の問題意識を説明し、今後議論を行う。(新規の中長期的課題)
2	蒸気影響評価時に想定する破断配管の選定基準の統一化	格納容器外 LOCA 時の蒸気影響評価においては配管の破断を想定するが、対象箇所を選定にあたっては、配管口径と長さのいずれかを基準としており、現実的な評価に寄与していると考えられる。これは、柏崎刈羽7号機と女川2号機のいずれとも考え方が異なる。	学協会で職員の問題意識を説明し、今後議論を行う。(新規の中長期的課題)
3	外部電源喪失の発生頻度がPWRの実績を考慮しておらず、復旧失敗確率の評価手法も他プラントと異なる	外部電源喪失の発生頻度は、PWRの実績を含めておらず、BWR及びABWRの運転経験のみで評価しているほか、外部電源復旧失敗確率についても柏崎刈羽7号機とは違った評価手法を用いている。 発生頻度については、NRRCによる外部電源喪失発生頻度の評価結果 ³ を2026年度中に反映するとしているほか、復旧失敗確率はNRRCで検討中の成果を今後反映するとしている。	NRRCは、外部専門家の意見を踏まえ外部電源喪失発生頻度及び復旧失敗確率を見直しており、その状況を「安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換」の場で議論する。 (産業界全体の課題No.2)

² Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications (ASME/ANS RA-S-1.1-2024)

³ 国内原子力発電所のPRA用外部電源喪失(LOOP)起因事象発生頻度の推定 研究報告:NR23301(2024年3月)

No.	中長期的課題	具体的内容	原子力規制庁の今後の対応
4	内部事象 PRA と内部溢水 PRA の評価範囲の整理がプラント毎で異なる	内部事象 PRA で格納容器外の配管破断時の蒸気影響を評価する一方、原子炉補機冷却系統の配管破断を内部事象 PRA で考慮しないなど、PWR との運用に差異がある。 内部溢水 PRA と内部事象 PRA それぞれの評価の対象範囲がプラント毎に異なる点に留意が必要である。	既に学協会で職員の問題意識を説明しており、今後議論を行う。 (産業界全体の課題 No. 4)
5	タッチパネル方式の制御盤の人的過誤の評価手法が整備されていない	タッチパネル方式の制御盤を用いた運転員データを蓄積及び分析した結果を踏まえた評価手法が整備されていない。	「安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換」の場で議論する。 (産業界全体の課題 No. 6)
6	使命時間内に操作を断続的に実施する場合の人的過誤評価手法が整備されていない	炉心への注水に際しては、原子炉圧力容器内の水位に応じて、注水操作を断続的に行う必要があるが、使命時間内に操作を繰り返す場合の人的過誤評価手法の整備がなされていない。	産業界の検討状況を確認する。 (産業界全体の課題 No. 8)
7	保修作業による待機除外確率について、現実と異なる仮定が採用されている	保修作業による待機除外確率は、故障率の 10 倍に平均待機除外時間を乗じたものを採用しており、実作業時間が反映されていない。	事業者によるデータ収集ガイドの策定に向けた検討状況を確認する。 (産業界全体の課題 No. 9)

表4 産業界に対する中長期的課題⁴の対応状況とそれに対する原子力規制庁の対応

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
1	国内機器故障率データの改善	NRA の気付き 10 項目及び海外専門家の指摘のうち優先度が高いと判断した項目から、検討を行い、収集ガイドを改訂し、収集対象範囲を拡大した国内機器故障率の推定を行う。	(1) 現状 ・ 気付き 10 項目及び海外専門家の指摘事項に基づき、NRRC と事業者で議論を重ねたうえで、NRRC が策定しているデータ収集ガイド本文の故障判定ルールとガイド附録の機種・故障モード、機器バウンダリ図等の改訂案を作成中。 ・ ガイドの見直し項目のうち、特に重要な議論となった、①デマンド故障確率推定方法の統一、②人的過誤による不具合の除外、③対象機器範囲拡大の考え方、の 3 点については NRRC の技術諮問委員会のレビューを受け、改訂案の検討材料とした。 (2) 今後の予定 ○2026 年度 年度末へ向けてガイド改訂案ドラフトを作成する。 ○2027 年度以降 改訂したガイドに基づいてデータ収集と機器故障率の推定の更新を行う。	データの更新状況を含め、引き続き、検討状況を意見交換会等で確認する。

⁴令和 7 年 11 月 5 日第 39 回原子力規制委員会資料 2「原子力規制検査で用いる確率論的リスク評価モデルの適切性確認に係る報告（女川原子力発電所 2 号機の確率論的リスク評価モデル及び産業界における中長期的改善箇所への対応状況）」において示した中長期的課題への対応状況（No. 1～10）に、ここに記載していなかった過去の PWR の PRA モデルの適切性確認で報告した中長期的課題（No. 11～14）への対応状況を加えて整理したもの。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
2	外部電源喪失の発生頻度と復旧失敗確率の見直し	復旧失敗確率の評価結果報告書の取りまとめ、評価方法を検討する。 中長期的には、「発生場所、要因に応じた復旧失敗確率の評価区分の細分化」を実施する。	(1) 現状 海外専門家の指摘を踏まえ、プラント毎の電源構成の違いを考慮して、外部電源喪失事象の考え方を整理し、その結果を踏まえ、発生頻度と復旧失敗確率の再評価を行っている。 (2) 今後の予定 2026 年度にプラント毎の電源構成の違い及び外部電源喪失の発生要因（所内、開閉所、所外、天候起因、遠方広域地震）を考慮して事象を再分類し、その結果を踏まえて発生頻度及び復旧失敗確率の推定を行う。	「安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換」等にて今後議論する。
3	国内機器故障データの運用に係る改善 ①機器故障率データに無い設備の故障率は構造や構成が類似している他の設備の故障率で代替している。	米国の ASME/ANS の PRA 標準を参考に、機器故障率データに無い設備の故障率の設定の考え方を整理する。	(1) 現状 ・ PRA でモデル化する設備はデータ収集していく方針であり、米国の ASME/ANS 基準等を踏まえ、個別プラントデータ、一般パラメータ推定値を利用する。 ・ しかしながら、これらが利用できない場合は、以下のような利用可能な最も類似した機器のデータまたは推定値を使用する、あるいは工学的判断によって設定する方針とする。 ① 国内原子力発電所の対象機器の収集データからのパラメータ推定した値 ② 海外原子力発電所の対象機器の収集データからのパラメータ推定した値	データの更新状況を含め、引き続き、検討状況を意見交換会等で確認する。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
			③ 必要に応じて差異を考慮して調整し、利用可能な最も類似した機器のデータまたは推定値 ④ 原子力発電所以外の産業のパラメータ（OREDA など） ⑤ 工学的判断が必要となる各社の機器故障率データに無い設備について、故障率設定状況を調査実施済 (2) 今後の予定 ・ 上記の方針に従い、機器故障率データに無い設備の故障率の見直しを行う。また、必要に応じてデータ収集ガイドの改訂を行う。 ・ モバイル設備等新たに導入された機種については、データ収集を実施する。	
	②ソフトウェアの共通要因故障(CCF)の算出方法及びデジタル機器の故障データの出典が、PWR と BWR で異なる。	デジタル制御系の共通要因故障グループの設定の考え方を整理し、故障データの出典の統一を検討する。	(1) 現状 ・ PWR 及び BWR におけるデジタル制御系の共通要因故障グループの設定の考え方を整理中。 ・ BWR（柏崎刈羽 7）及び PWR では、デジタル安全保護系のソフトウェア故障をアプリケーションソフトウェアエラーとベーシックソフトウェアエラーに細分化し、それぞれの影響を考慮して、CCF グループを設定。 ・ デジタル機器の故障データについては、BWR（柏崎刈羽 7）では NRRC が推定した国内故障率データの適用を検討しているのに対し、PWR では製	検討状況を意見交換会等で確認する。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
			造事業者提供の故障率データを用いる方針としている。 (2) 今後の予定 上記の方針に基づき、産業界の合意形成をはかる。	
	③系統間の共通要因故障のグループ化に際し、保守作業者は、装置の種類毎に選定される場合もあれば、系統毎に選定される場合もあるので、その相違を踏まえた共通要因故障グループの設定が望まれる。	米国の ASME/ANSRA 標準を参考に共通要因故障グループ設定の考え方を整理する。	(1) 現状 ・ ASME/ANS 基準では、供用状態、環境、設計または製造事業者、保守の類似性を考慮して共通要因故障グループを定義することが要求されている。また、系統内の CCF をモデル化することが要求されている。 ・ 一方で、系統間の CCF については、最新版の標準では要求されておらず、要求事項が緩和された。 ・ 上記より、従来通りの以下の方針にて対応する。 ○系統内の CCF は考慮する（保守作業者が異なる可能性はあっても、供用状態、設計、保守条件は同様であるため） ○系統間の CCF は考慮しない（米国標準に準じて、保守作業、供用状態、環境などの類似性がある場合であっても考慮しない）	必要に応じて、面談等で確認する。
	④設備の起動失敗確率に関し、PWR ではデマンド故障確率を使うが、BWR では時間故障率を使	海外文献などを調査し、待機故障モデル及びデマンド故障モデルの考え方及び双方メリット・デメリット	(1) 現状 ・ ASME/ANS 基準では、デマンド故障確率の推定手法にはオンデマンド故障モデルのみを例示している。日本原子力学会標準ではオンデマンド故障モデルと待機故障率モデルを併記している。	検討状況を意見交換会等で確認する。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
	うため差異がある。	を整理する。一方、産業界として故障率の考え方を統一できないか検討を行う。	・ オンデマンド故障モデルと待機故障率モデルはそれぞれ異なる確率過程を表現している。実際の故障事象はそのうちどちらか一方であるが、そのどちらであるかを判断することは事実上困難。 ・ NRRC のデータ収集ガイド（更新版）では、本件に関する技術諮問委員会での審議結果を踏まえ、ランダムなデマンドに対する事象をより反映可能なオンデマンド故障モデルに統一することを推奨する、との主旨で記載する。これは、両論併記すると国内同種機器の同一運転経験データに対し 2 通りの異なる故障確率の使用を許容するおそれがあり、そのような事態を回避するためである。 (2) 今後の予定 BWR グループは中長期的にデマンド故障率に移行可能か検討していく。	
4	破断時の蒸気噴出による他機器への影響評価を内的事象 PRA と内部溢水 PRA のどちらで実施するかを明確にする	各事業者の状況を整理し、蒸気影響の評価についての方針を決定する。	(1) 現状 ・ 蒸気影響をどの PRA で考慮するかは現状各社様々であるが、いずれにせよ、各社が着実に PRA のスコープ拡張を進めるなかで蒸気影響は評価され则认为している。 ・ 一方、各社の考え方（PRA のスコープ拡張方針の相違など）によってレベル 1PRA のベース CDF の前提が異なることは事実。	既に学会で職員の問題意識を説明していることから、今後議論を行う。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
			・ 当面は、配管破断に伴う蒸気噴出影響評価のPRAモデルへの取り込みについて、内的事象運転時レベル 1PRA または内部溢水 PRA のいずれかに考慮されていること、及びそれを認知していることが重要であることから、これを前提として、リスク情報活用に用いることとした。 (2) 今後の予定 上記の方針に基づき、蒸気噴出による影響評価を進める。	
5	アンアベイラビリティの定義に故障による待機除外を含めるか否かの検討	2022 年度版レベル 1PRA 学会標準に記載されているアンアベイラビリティの定義を見直す(故障をアンアベイラビリティに含める記載に見直す)。	(1) 現状 ・ 現行の日本原子力学会標準では ASME/ANS 基準の定義と異なる定義を定めている。 ・ レベル 1PRA 学会標準の改定の必要性について、関係者と情報共有済。 ・ レベル 1PRA 分科会で別途議論を進めているパラメータ推定標準の改定において、レベル 1PRA 学会標準の改定に先立ち、正誤表を発行済み。 (2) 今後の予定 2026 年度～2027 年度にかけ改定作業を行う予定(5ヵ年計画)。	学会標準の改定が進められていることから、その議論の状況を確認していく。
6	タッチパネル方式の制御盤の人的過誤の評価手法の整備	NRRC で既に研究テーマとしている。 研究のあり方については原子力規制庁とも今後議論を行う中	(1) 現状 ・ NRRC において、ABWR プラントを想定した「主蒸気隔離弁閉を受けた緩和操作」を事例として評価を実施。「フラットディスプレイでの操作」について、〈系統画面選択〉〈ポンプ起動操作〉〈吐	「安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換」等にて今後議論する。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
		で整理する。	出弁開操作>を対象に、既存手法である THERP 手法による評価事例を示した)。 ・ ただし、これは既存のアナログ制御盤の人的過誤値を流用したものである。タッチパネル方式の制御盤を用いた運転員データを蓄積及び分析した上で、新たに評価手法を整備する必要がある。 (2) 今後の予定 ・ 2021 年よりハルデン HTO プロジェクトに参画しており、デジタル制御室の運転員特性に関する研究成果を収集。 ・ NRRC 研究 (2024-2026) において、デジタル制御盤の HRA に関する国際研究動向を調査。国内で手法開発するための次フェーズ研究 (2027-2029) への反映を予定。	
7	日本の運転員訓練データを活用した人的過誤確率の整備	NRRC で既に研究テーマとしている。研究のあり方については原子力規制庁とも今後議論を行う中で整理する。	(1) 現状 ・ 現状はトライアルで 4~5 社からサンプルとして訓練データ収集している。人間信頼性データベースを作成中。 (2) 今後の予定 ・ 2025 年度~2026 年度: 使用頻度の高いエラーモードを対象とし、対応可能な事業者にてデータを収集し、対象エラーモードの設定値 (THERP のテーブルの値等) を更新していく。	検討状況を意見交換会等で確認する。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
			2027 年度～2029 年度にかけて、NRRC は国内原子力発電所運転訓練からの人間信頼性データ収集を拡大し、事業者間のデータのばらつきを抑える方策を検討する。これにより、国内の収集データを新定量化手法の設定値更新にも反映できるよう HRA データベースシステムを開発する。	
8	使命時間内に操作を継続する場合の人的過誤評価手法の整備 ポンプの起動と停止を繰り返す必要がある操作に対する人的過誤確率の評価の方法を確立する	各社の現状の繰り返し操作の状況を整理し、手法を整備する。	(1) 現状 - NRRC にて、タスク（操作）を繰り返す場合の評価方法（習熟効果を考慮した方法）を提案し、「可搬設備による給水作業」を評価例として提示している。 - 各社の繰り返し操作の評価手法についての調査を実施している。 (2) 今後の予定 各社の繰り返し操作の評価手法の調査結果を踏まえ、現状を整理した上で今後の対応を検討していく予定。	検討状況を意見交換会等で確認する。
9	保守作業に関するパラメータの整備 保守作業による待機除外確率(UA)は、故障率の10倍に平均待機除外時間を	PRA 用 UA 収集ガイドを策定する。 各事業者が収集した UA データを基に産業界平均 UA を推定する。	(1) 現状 - PRA 用 UA データ収集方法の検討に向けた事前検討（米国 PRA 標準の要件や米国一般データの調査等）を実施中。 (2) 今後の予定 - UA データ収集ガイド策定に向けた検討を行う。 2025 年度より、UA データ収集の対象機器・系統	検討状況を意見交換会等で確認する。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
	乗じているが、実作業時間を踏まえた確率値の整備が望ましい		を定めるため、事業者のニーズ調査から検討を始める。 2027 年度に NRRG にて、PRA 対象機器・系統について、試験や保守による供用除外時間の収集と統計分析のガイダンス文書を策定予定。	
10	間欠的に動作する機器の故障確率評価方法の整備 主蒸気逃し安全弁の自動減圧のように、間欠的に動作する機器の故障確率評価方法の整備が望まれる	海外文献における間欠的動作の評価対象機器及び機器故障確率を調査する。 今後発生し得る国内プラントの緊急停止時などにおいて、間欠的に動作する機器の運転実績データ（SRV 開閉等の動作回数や故障件数など）が取得できた場合には、当該の運転実績データを分析し、間欠的動作に関する機器故障確率の評価に資するデータとして継続的な収集対象とするか検討を行う。	(1) 現状 - 各社の間欠的に動作する機器についての調査を実施 - また、海外文献調査を行い、間欠的動作に関する機器故障確率の評価方法例を調査 (2) 今後の予定 - PWR/BWR における間欠的に動作する機器について、海外文献における間欠的動作の評価対象機器及び機器故障確率を参考に、各社にて評価方法を検討する。 - 例えば、間欠的に動作する機器の 2 回目以降の動作における機器故障確率を考慮した場合の感度解析を実施することで、定量化結果への影響を把握し、必要に応じてベースモデルへの反映を検討する。	検討状況を意見交換会等で確認する。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
1 1	ピアレビューもしくは海外専門家レビューを実施していない	国内ピアレビューの実施	(1) 現状 2025 年度に NRRC の国内ピアレビューガイドに基づき、海外専門家の支援を受けつつ、高浜 3 号機の国内ピアレビューを実施した。 (2) 今後の予定 内的事象 PRA について以下を計画している（現時点での計画であり、変更の可能性がある）。 ○2026 年度 レベル 1 : 大飯 3/4 号機、川内 1/2 号機 レベル 1.5 : 大飯 3/4 号機、女川 2 号機 ○2027 年度 レベル 1 : 美浜 3 号機、玄海 3/4 号機、女川 2 号機 レベル 1.5 : 美浜 3 号機、川内 1/2 号機	必要に応じて、面談等で確認する。
1 2	複数の状態を安定状態と定義している	—	(1) 現状 - 安定状態の定義について、海外専門家レビューを踏まえて妥当と考えていることを説明済み。 - 原子力規制庁が、安定状態の定義や使命時間の違いによる影響を評価中。 (2) 今後の予定 現時点では特になし。	米国での考え方を調査した上で、規制側の考え方をまとめ、意見交換会等で確認する。

No.	中長期的課題	産業界の方針	産業界の対応の現状と今後の予定	原子力規制庁の対応
1 3	緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）を一律 24 時間としている	—	(1) 現状 - レベル 1PRA における使命時間を 24 時間と設定する（24 時間以上の設定はしない）ことについて、海外専門家レビューを踏まえて妥当と考えていることを説明済み。 - 原子力規制庁が、安定状態の定義や使命時間の違いによる影響を評価中。 (2) 今後の予定 現時点では特になし。	米国での考え方を調査した上で、規制側の考え方をまとめ、意見交換会等で確認する。
1 4	過度な保守性を含んだ成功基準解析を実施している	最確推定の成功基準解析を実施	(1) 現状 リスク寄与の大きいシナリオについて、解析条件を精緻化した成功基準解析を順次実施しており、一部の成功基準の精緻化を実施済。 (2) 今後の予定 得られた結果に基づく成功基準の見直しについて、適宜 PRA モデルに反映する予定	必要に応じて、面談等で確認する。

原子力規制検査で用いるモデルの適切性確認フロー

