

原子力規制検査で用いる事業者の確率論的リスク評価（PRA） モデルの適切性確認結果

令和 5 年 1 2 月 6 日
原子力規制庁

1. 趣 旨

本議題は、関西電力株式会社が作成した美浜発電所 3 号機（以下「美浜 3 号機」という。）及び高浜発電所 1 号機・2 号機（以下「高浜 1 / 2 号機」という。）のレベル 1 PRA¹モデルの適切性についての確認結果を報告するものである。

また、原子力規制庁がこれまでの適切性確認で指摘した中長期的な改善事項箇所に係る事業者の対応状況等について、併せて報告する。

2. 美浜 3 号機及び高浜 1 / 2 号機の PRA モデルの適切性に関する確認結果

これまでに適切性を確認したプラント²のうち、3 ループプラントのモデルとの差異を中心に、美浜 3 号機及び高浜 1 / 2 号機のレベル 1 PRA モデルの適切性について確認した結果、別紙 1 のとおり原子力規制検査で使用する上で支障となるような大きな課題は見られなかった。

今後、要修正箇所及び中長期的な改善箇所に留意しつつ、原子力規制検査で PRA モデルを活用していく。

3. 中長期的な改善箇所に関する事業者の対応状況等

中長期的な改善箇所の対応状況は別紙 1 の表 3 のとおりであるが、このうち海外専門家レビュー対応については、事業者はパイロットプラントである伊方 3 号機のモデルを対象に修正・改善を図り、その成果を他プラントへ展開することとし、令和 4 年 12 月に受けたフォローアップレビュー結果を踏まえ改善中である。さらに、終了していない項目について、本年度もレビューを受ける予定と聴取している。

国内機器故障率については、一般財団法人電力中央研究所（以下「電中研」という。）が作成したデータ収集ガイドに関する気付き事項³を原子力規制庁より提示し、議論中であるが、今後、事業者の当該ガイドに基づくデータ収集状況を確認する計画である。原子力規制庁は引き続き、面談等を通じて事業者の対応状況を確認していく。

¹ 原子力発電所内で発生する機器の故障等により、自動もしくは手動にて原子炉を停止させるような事象（内部事象）を対象とした、出力運転時の炉心損傷に係る確率論的リスク評価

² 四国電力株式会社伊方発電所 3 号機、関西電力株式会社大飯発電所 3 号機・4 号機及び高浜発電所 3 号機・4 号機並びに九州電力株式会社玄海原子力発電所 3 号機・4 号機及び川内原子力発電所 1 号機・2 号機

³ モデル化されていない故障モードのデータの未収集、不明確な人的過誤の扱い、営業運転開始前データの未収集、分かりにくい起動失敗と継続運転失敗の定義、外的要因による故障の未考慮のおそれ等。（p11 参照）

関西電力株式会社美浜発電所 3号機及び高浜発電所 1 / 2号機の レベル 1 P R Aモデルの適切性確認結果

令和 5 年 1 2 月 6 日
原 子 力 規 制 庁

1. 経 緯

事業者が作成した確率論的リスク評価（以下「P R A」という。）モデルを原子力規制検査において活用するため、原子力規制庁は四国電力株式会社伊方発電所 3号機（以下「伊方 3号機」という。）、関西電力株式会社大飯発電所 3号機・4号機（以下「大飯 3 / 4号機」という。）及び高浜発電所 3号機・4号機（以下「高浜 3 / 4号機」という。）並びに九州電力株式会社玄海原子力発電所 3号機・4号機（以下「玄海 3 / 4号機」という。）及び川内原子力発電所 1号機・2号機（以下「川内 1 / 2号機」という。）の内部事象を対象とした出力運転時の炉心損傷に係る P R A（以下「レベル 1 P R A」という。）モデルの適切性を確認するとともに、原子力規制委員会において確認結果を報告した。（参考 表 5 参照）

- ・ 令和 2 年 3 月 25 日 第 74 回原子力規制委員会：伊方 3号機
- ・ 令和 3 年 2 月 10 日 第 56 回原子力規制委員会：大飯 3 / 4号機、玄海 3 / 4号機
- ・ 令和 4 年 7 月 27 日 第 26 回原子力規制委員会：高浜 3 / 4号機、川内 1 / 2号機

その後、関西電力株式会社が開発した美浜発電所 3号機（以下「美浜 3号機」という。）及び高浜発電所 1号機・2号機（以下「高浜 1 / 2号機」という。）のレベル 1 P R Aモデルの提示を受け、この P R Aモデルを確認するため、4回の事業者面談を実施するとともに、合計 109 個の質問¹を提示した。

2. 確認の方法

原子力規制庁は、「原子力規制検査において使用する事業者 P R Aモデルの適切性確認ガイド」を基に、図 1 に示す P R Aモデルの確認フローに沿って、美浜 3号機のレベル 1 P R Aモデル及び高浜 1 / 2号機のレベル 1 P R Aモデルが原子力規制検査において使用する上で技術的に適切であるか、以下の 3つの視点から確認した。

- ① 設計、運転管理、運転経験などのプラント情報を適切に反映していること
- ② 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
- ③ 他の類似の P R Aモデルと比べて、P R Aモデルの差異の根拠が明確なこと

¹ 事業者 P R Aモデルの確認のための質問、<https://www2.nra.go.jp/data/000429179.pdf>

なお、米国NRC職員によるレビューについては、伊方3号機のPRAモデルと同様の考え方でモデル化しているため省略した。(図1参照)

3. 確認結果

① 設計、運転管理、運転経験などのプラント情報について

プラントの設計情報、運転管理及び運転経験が以下の事項について適切に反映されている必要がある。

- a. 設計情報及び運転管理情報
- b. 起回事象の選定及び発生頻度の評価
- c. 成功基準の設定
- d. 事故シーケンスの分析
- e. システム信頼性の評価
- f. 信頼性パラメータの設定
- g. 人的過誤の評価
- h. 事故シーケンスの定量化
- i. 不確実さ解析及び感度解析

確認の結果は以下のとおり。

- 設計情報及び運転管理情報が適切に選定されている (a 項)。
- 設計に基づいて、起回事象の設定及び発生頻度の評価が概ねなされている (b 項)。
- 設計及び運転手順等に基づいて、成功基準解析²が実施され、成功基準が設定されている (c 項)。
- 設計及び運転手順等に基づいて、事故シーケンスに沿ったイベントツリー及び緩和設備のフォールトツリーが作成されている (d 項及び e 項)。
- 運転管理、運転経験等に基づいて機器故障率等の信頼性パラメータが概ね設定されている (f 項)。
- 運転手順等に基づいて、運転員の操作過誤等の人的過誤確率が概ね評価されている (g 項)。
- 美浜3号機のモデルでは運転手順等に基づく事故シナリオに沿って、炉心損傷頻度の定量化がされ、不確実さ解析及び感度解析が実施されていたが、高浜1/2号機のモデルではいずれも実施されていなかった (h 項及び i 項)。

上記のとおり、高浜1/2号機の不確実さ解析及び感度解析を除けば、プラントの設計情報、運転管理及び運転経験は適切にPRAモデルに反映されていることを確認した。ただし、体系的に起回事象を抽出していないこと、国内平均の機器故障率を使っていること、従来の評価手法³でタッチパネル方式の制御盤の人的過誤の評

² 要求された機能を満足するために必要な、緩和系・操作の組合せや緩和系機器の台数等を特定するための、熱水力解析コード等を用いた計算

³ 事業者は操作に係る失敗確率を NUREG/CR-1278(1983.8 発行)の THERP (Technique for Human Error Rate Prediction)手法で評価しているが、この手法にはタッチパネルの操作失敗確率は無い。

価を行っていること、小 LOCA 注入時の低圧注入ポンプの停止操作のモデル化の未実施を確認した。

② 評価結果に影響するモデル化の仮定について

評価結果に影響するようなモデル化の仮定が①に示した a. ～ i. の事項について、適切に設定されている必要がある。

確認の結果、概ねモデル化に大きな課題は見られなかったが、成功基準の設定（c 項）において、事業者が実施した解析に保守的な解析条件が含まれていることを確認した。

③ 他の類似の PRA モデルとの差異について

他の類似のモデルと比べて差異があれば、その根拠は①に示した a. ～ i. の事項について明確となっている必要がある。美浜 3 号機及び高浜 1 / 2 号機と同じ 3 ループの PWR プラントである伊方 3 号機、高浜 3 / 4 号機及び川内 1 / 2 号機の PRA モデルと比較した結果、主な差異としては、表 1 に示すようにプラント固有の設計に関するものとモデルに用いるデータに関するものがあった。

前者のうち、中央制御室の操作盤については、美浜 3 号機及び高浜 1 / 2 号機はデジタルによるタッチパネル方式のため、事業者は、アナログ方式の操作スイッチからなる伊方 3 号機、高浜 3 / 4 号機及び川内 1 / 2 号機の操作盤よりも操作性が向上しているとし、タッチパネルの操作失敗確率を既存の操作スイッチのそれよりも小さい値⁴、具体的には、アナログ方式の操作の中で簡易で失敗確率が小さいものを代用していることを確認した。

後者のうち、機器故障率については、美浜 3 号機及び高浜 1 / 2 号機は、先行プラントが利用してきた一般社団法人原子力安全推進協会が作成した国内平均機器故障率ではなく、電中研の国内平均機器故障率を利用していることを確認した。なお、3 プラントともに 2011 年から約 10 年以上停止しており、ベイズ更新の対象となる運転実績が少ないとして、プラント個別データによる国内平均機器故障率のベイズ更新を実施していないことを確認した。

以上の①～③の視点に基づく適切性確認の結果として、美浜 3 号機及び高浜 1 / 2 号機の PRA モデルは設計情報、運転管理及び運転経験、最新知見が反映されており、原子力規制検査で使用する上で支障となるような大きな課題は見られなかった。

ただし、要修正箇所が表 2 のとおり 5 点、中長期的な改善箇所が表 3 のとおり 7 点確認された。

（要修正箇所）

要修正箇所 1 ～ 4 とも、伊方 3 号機、高浜 3 / 4 号機及び川内 1 / 2 号機と同様の

⁴ 操作時の失敗として、アナログ式の制御盤（高浜 3 / 4 号機等）では、ロータリースイッチの操作失敗確率を適用し、タッチパネル方式の制御盤（美浜 3 号機等）では約 1 桁小さい 2 ポジションスイッチ（アナログ式）の操作失敗確率によって代用している。

内容⁵である。要修正箇所5は、高浜1／2号機特有の内容である。

外部電源喪失の発生頻度は各プラントで共通的な課題であり、かつ復旧失敗確率と合わせて整備する必要があることから、直ちに修正等を反映することが困難なため、中長期的な改善箇所3に変更する。

(中長期的な改善箇所)

中長期的な改善箇所1～2, 4～6は、伊方3号機、高浜3／4号機及び川内1／2号機と同様の内容であり、中長期的な改善箇所7は、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である。これらは直ちに修正等を反映することが困難であることから、中長期的な改善箇所とした。

4. 原子力規制検査での活用に係る留意点

原子力規制庁は、上述した要修正箇所及び中長期的な改善箇所に関係するリスク評価に際しては、感度解析を実施するなど留意してPRAモデルを活用する。

具体的な留意点及び対応方法を次に示す。

(1) 要修正箇所に係る留意点

要修正箇所1, 3, 5については令和6年度末までに、要修正箇所2, 4については、定期的(5年程度)なモデルの見直しに合わせて事業者は修正するとしていることから、修正されたモデルを受領後、確認する。

(2) 中長期的な改善箇所に係る留意点

中長期的な改善箇所1については、電中研が機器故障率のデータ収集ガイドを策定し、新しい国内平均機器故障率を公表したが、全般的に米国機器故障率よりも数値が小さく、2桁程度小さい機器もあるが、その差異分析が十分でない。

原子力規制庁は、データ収集ガイドについて10件の気付き事項を事業者、電中研に通知し、回答を得たところであるが、このうち5項目については、表4のとおりプラント毎のPRAモデルの在り方が国内平均機器故障率のデータ収集に影響するおそれがある等の課題があり、今後事業者と議論していく。

データ収集状況の確認については、非常用ディーゼル発電機の故障率を求めるにあたり、機器バウンダリ内の弁の操作ミスを人的過誤としてモデル化する方針であるとともにデータ収集期間中の運転上の制限の逸脱件数も多く、供用時間の算出に際し、修理による待機除外時間を差し引く必要がある東海第二発電所を対象に実施中である。

中長期的な改善箇所2である海外専門家レビューについては、パイロットプラントである伊方3号機が令和4年12月にフォローアップレビューを受けており、本年12月にも引き続きフォローアップレビューを受けるとしていることから、それを踏まえた改善状況を引き続き確認していく。

中長期的な改善箇所3の外部電源喪失については、発生頻度の試算において、所内

⁵ 第26回原子力規制委員会(令和4年7月27日)資料4の別紙「原子力規制検査で用いる事業者の確率論的リスク評価(PRA)モデルの適切性確認」、<https://www.nra.go.jp/data/000399213.pdf>

単独運転ができない原子力発電所においても同運転ができる原子力発電所と同じ発生頻度が適用されることになるため、プラント設計の違いが外部電源喪失の発生頻度や炉心損傷頻度にどのような影響を及ぼすのか、引き続き確認する。合わせて復旧失敗確率の算出においては、PWRとBWRで評価手法に相違があるなどの課題があり、電中研がデータを整理中であることから、その検討状況を確認する。

中長期的な改善箇所4及び5の安定状態の定義と使命時間の設定については、原子力規制庁が、例えば安定状態を高温停止から低温停止に変更する等、安定停止の状態を変更した場合のリスク重要度への影響を感度解析によって把握するとともに、事業者と安定状態の定義を議論する。

中長期的な改善箇所6の過度な保守性を含んだ成功基準解析については、原子力規制庁としては、成功基準を変更した場合の感度解析を実施してリスク重要度への影響を把握する。また事業者が過度な保守性を排除した解析作業を実施していることから、事業者が実施する解析について、使用した解析コード、解析条件及び解析結果を確認するとともに、解析結果が適切にPRAモデルへ反映されていくことを確認する。

中長期的な改善箇所7の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については、電中研も含めた事業者大による研究開発を経て、実用化に向けた取組を要請する。

また、これまでに確認した中長期的な改善箇所等のうち、 ΔCDF や ΔCFF などの算出結果に比較的大きな影響を与えるおそれのあるものについては、主要原子力施設設置者の原子力部門の責任者との意見交換会(CNO会議)等の公開の場を通じて、進捗を確認することとしたい。

表1 事業者が作成した3ループプラントのレベル1PRAモデル間の主な差異

		伊方 3号機	高浜 3／4号機	川内 1／2号機	美浜 3号機	高浜 1／2号機	美浜3号機及び高浜1／2号機と 先行プラントとの差異
プラント固有の設計	LOCA時再循環操作	手動操作	自動	手動操作	手動操作	手動操作	再循環切替は、手動操作を踏まえたPRAモデルとなっており、自動切替である高浜3／4号機と比べ、切替操作失敗による炉心損傷頻度の割合が高いことを確認。
	ECCS再循環時のブースティング	なし	あり	あり	あり	あり	充てん高圧注入ポンプを用いた小LOCA再循環時には、余熱除去ポンプでブースティングして注入する設計となっており、この設計を踏まえたPRAモデルであることを確認。
	中央制御室の操作盤	アナログ	アナログ	アナログ	デジタル	デジタル	中央制御室の操作盤がタッチパネル方式のため、既存のスイッチ等よりも操作性が向上しているとして、運転員の人的過誤を評価していることを確認。
モデルに用いるデータ	起回事象の数及び評価期間	44事象 ～2016年	31事象 ～2017年	31事象 ～2018年	31事象 ～2017年	31事象 ～2017年	高浜3／4号機等と同じ起回事象数、評価期間になっていることを確認。
	機器故障率	国内平均 ¹ (1982年度～2010年度の29年)	国内平均 ¹ をプラント個別データでベイズ更新 2006年度～2010年度の5年 2004年度～2010年度の7年		国内平均 ² (2004年度～2010年度の7年)	国内平均 ² (2004年度～2010年度の7年)	電中研が原子力施設情報公開ライブラリー(NUCIA)からではなく、各事業者から直接、機器故障情報を収集し、新たに作成した国内平均機器故障率をそのまま使用していることを確認。

¹ 故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度～2010年度29ヵ年56基データ)」(2016年6月 一般社団法人 原子力安全推進協会)

² 国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月) 電力中央研究所

表2 美浜3号機及び高浜1/2号機レベル1 PRAモデルの主な要修正箇所、事業者の対応状況及び原子力規制庁の今後の予定

番号	要修正箇所	指摘事項	事業者の対応状況	原子力規制庁の今後の予定
1	交互運転している系統（原子炉補機冷却系等）のモデル化（フォールトツリー）	原子炉補機冷却系、制御用空気系等のように、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は、定期的に運転するトレインを切り替える運用になっている。そのため、このような系統は、運用を考慮してモデル化することが適切である。	美浜3：令和5年度から6年度にかけて修正予定 高浜1/2：令和6年度に修正予定	事業者から修正されたモデルを受領後、確認する。
2	共通原因故障の範囲	共通原因故障を考慮する機器の範囲について、冗長性のある同種の複数機器のうち、運転状態（運転、待機）が異なる機器についても共通原因故障を考慮することが適切である。	美浜3：令和9年度に修正予定 高浜1/2：令和10年度に修正予定	
3	体系的な起因事象の抽出	起因事象を適切に選定するために、故障モード影響評価（FMEA）等の分析ツールを用いて体系的に起因事象を選定することが適切である。	美浜3、高浜1/2：令和6年度に修正予定	
4	小LOCA注入時の低圧注入ポンプの停止操作のモデル化	漏えいが小さい冷却材喪失事故時等において炉心に冷却材を注入する際、一次系圧力が高い状況では吐出圧力の小さい低圧注入ポンプを停止する手順になっている。そのため、もし、運転員の操作ミスにより停止操作に失敗した場合、同ポンプはミニマムフローラインを用いた低流量運転が長時間継続することにより、故障確率が上昇することになるが、この停止操作及び故障確率の上昇がモデル化されていない。このため、同ポンプの停止操作及び故障確率の上昇をモデル化することが適切である。	美浜3：令和9年度に修正予定 高浜1/2：令和10年度に修正予定	
5	不確実さ解析及び感度解析（高浜1/2号機のみ）	PRAモデルで使用しているパラメータのばらつきによる不確実さ、使用している計算モデルや計算精度による不確実さ等を確認するための不確実さ解析及び感度解析を実施していない	令和6年中に完了予定	

表3 事業者が作成したレベル1 PRAモデルの主な中長期的な改善箇所、事業者の対応状況及び原子力規制庁の今後の予定

番号	中長期的な改善箇所	事業者の対応状況	原子力規制庁の今後の予定
1	機器故障率に、国内機器故障率を用いている	<ul style="list-style-type: none"> ① 電中研が、新たにデータ収集ガイド³を策定し、27基について2004年度～2010年度を対象にした新しい国内平均機器故障率⁴を2021年9月に公表した。 ② 全般的に米国機器故障率よりも数値が小さく、2桁程度小さい機器もあるが、その差異分析が十分でない。 ③ データ収集状況のピアレビューなど、データの品質を確保する方策がなされていない。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子力規制庁が直接、データ収集ガイドの内容と事業者のデータ収集状況を確認することとした。 ② データ収集ガイドについては、気付き事項を事業者、電中研に通知し、回答を受け、議論中。 ③ データ収集状況については、東海第二発電所を選定して確認中。 ④ 上記②、③の結果を踏まえ、事業者と今後の対応を議論する。
2	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	<ul style="list-style-type: none"> ① 伊方3号機の海外専門家レビューが平成29年～30年に実施された。 ② コメント134件のうち、44件について、令和4年12月にフォローアップレビューを受け、解決済み16件、25件が部分終了、未解決3件との結果であった。 ③ 事業者は令和5年12月にも引き続きフォローアップレビューを受ける計画である。 ④ 他プラントについては、海外専門家レビュー未実施 	<ul style="list-style-type: none"> ① 伊方3号機については引き続き、事業者による海外専門家レビューのフォローアップの状況を確認する。 ② 伊方3号機以外のプラントについても、同機のモデルと差異がある箇所についてはレビューを受けるよう、事業者に要請する。
3	外部電源喪失の発生頻度と復旧失敗確率の見直し	<ul style="list-style-type: none"> ① 電中研が、国内の原子力発電所（PWR及びBWR）における外部電源喪失事例を収集し、地震PRAに含まれない電源の喪失を抽出して、起因事象発生頻度を試算しているが、その際、所内単独運転の可否といったプラント設計の違いを考慮していない。 ② 外部電源の復旧失敗確率の算出において、PWRとBWRではデータ及び評価手法に相違があり、24時間までの復旧失敗確率には1オーダーの差がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 頻度の算出においては、所内単独運転の可否といったプラント設計の違いが外部電源喪失の発生頻度や炉心損傷頻度にどのような影響を及ぼすのか確認し、議論する。 ② 復旧失敗確率についても電中研が、全事業者とともにデータを整理中であることから、その検討状況を確認する。

³ 確率論的リスク評価(PRA)のための機器信頼性データ収集実施ガイド(2023年5月) 電力中央研究所

⁴ 国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月) 電力中央研究所

4	複数の状態を安定状態と定義している	—	① 高温停止状態、低温停止状態等、種々の安定状態について事業者と議論しつつ、安定状態の定義や使命時間の違いによる影響を評価する。
5	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		
6	過度な保守性を含んだ成功基準解析を実施している	① 最確推定の成功基準解析を実施中(終了時期未定)	① 原子力規制庁が成功基準を変更した場合の感度解析を実施し、リスク重要度への影響を把握する。 ② 事業者が解析を実施した後に、過度な保守性を含んでいないか確認する。
7	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	① 従来のアナログ式の操作スイッチの人的過誤の評価手法で代用している。タッチパネル方式はまだ研究開発中のため、実用化段階にはない。	① 電中研も含めた事業者による研究開発を経て、実用化に向けた取組を要請する。

表4 データ収集ガイドに対する主な気付き事項

項目	データ収集ガイドの規定 ⁵	気付き
モデル化されていない故障モードのデータの未収集	ある機器で内部リーク等の不具合があっても、当該PRAでそれをモデル化していない場合、データ収集は不要である。【3.2.3(6)】	国内平均の機器故障率を収集する観点からは、全ての故障モードを収集対象とすべきである。個別プラントの系統設計に基づくモデル化の範囲に依存してデータ収集の範囲を制限すべきでない。
不明確な人的過誤の扱い	運転時誤操作による機器の機能喪失事象は、PRA上は人間信頼性解析で別途モデル化するため、データ収集は不要である。【3.2.3(3)】	人的過誤として別途モデル化していないにもかかわらず、運転員の誤操作を原因とする故障をこの条件で故障から除外している事業者がいた。 民間規格 ⁶ では、モデル化されていない人的過誤は故障に含めるべきとしている。
営業運転開始前データの未収集	データ収集期間を営業運転開始以降とする。【3.2.2】	建設段階の試運転中の非常用ディーゼル発電機(DG)の定例試験での運転上の制限の逸脱事例を故障としない事業者がいた。 この事例は、種々の試運転を経て100%出力に到達した1ヶ月後であり、保安規定の機能要求があることから、DG設備自体は既に試運転段階にないため、故障に含めるべきである。
分かりにくい起動失敗と継続運転失敗の定義	DGの起動失敗を要求時間内に負荷が確立できない場合とし、継続運転失敗はそれ以外としている。【附録表A】	DGの電圧、周波数を調節する装置の不調で要求時間内に負荷を確立できなかったと推定される故障を継続運転失敗と判断しており、分かりにくい定義である。 また民間規格 ⁶ の定義例(起動失敗は30分間程度迄)とも違うが、変えた理由を明確に示していない。
外的要因による故障の未考慮のおそれ	機器の不具合の原因が、外的事象PRAで対象とするハザードの場合は、データ収集は不要である。【3.2.3(5)】	予備変圧器の消火用水実放出試験において、消火用水が近傍の屋外電気マンホールに浸入し、シール不完全であった電線管を經由してDG室内の現地操作盤に滴下した事例を事業者は内部溢水PRAの範囲としている。 しかし、内部溢水PRAの評価手法は整備中のため完成時期が未定であり、対象範囲が明らかでないことからデータがどこにも考慮されないおそれがある。

⁵ 【 】内は「確率論的リスク評価(PRA)のための機器信頼性データ収集実施ガイド」の章の項目である

⁶ 日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015(AESJ-SC-RK001:2015)

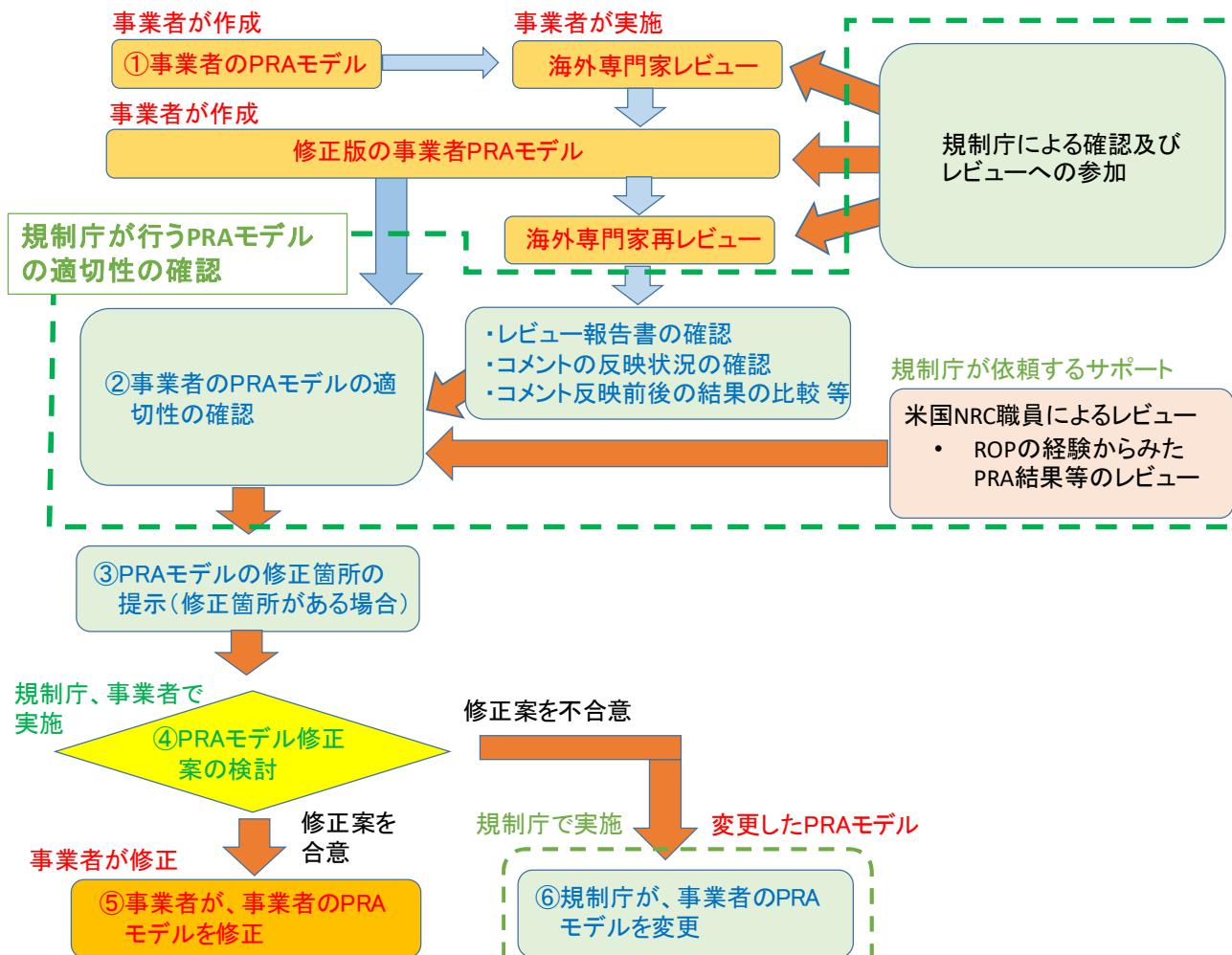


図1 原子力規制検査で使用するPRAモデルの確認フロー

(参考)

表5 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

プラント	レベル1	レベル1.5
伊方発電所3号機	済(令和2年3月)	済(令和3年7月)
大飯発電所3/4号機	済(令和3年2月)	確認中
玄海原子力発電所3/4号機	済(令和3年2月)	確認中
高浜発電所3/4号機	済(令和4年7月)	確認中
川内原子力発電所1/2号機	済(令和4年7月)	確認中
高浜発電所1/2号機	今回報告	今後確認予定
美浜発電所3号機	今回報告	今後確認予定
柏崎刈羽原子力発電所7号機	確認中	確認中

注：これ以外のプラントについては、今後調整していく。

PRA(確率論的リスク評価)とは何か？

- 原子力発電所の安全性を評価する手法には、「**決定論的安全評価**」と呼ばれる手法と、「**確率論的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment: 通称PRA)**」と呼ばれる手法の2つの方法があり、以下のような内容を評価します。

- ✓ 原子炉の炉心が損傷するかどうか
- ✓ (炉心が損傷したとして)格納容器が破損するかどうか
- ✓ (格納容器が破損したとして)周辺への放射線影響を抑えられるか

★決定論的安全評価

→複数の重要な事故シナリオをあらかじめ想定した上で、現実よりも厳しい条件の下で、炉心の温度や格納容器の圧力などの物理量を計算し、その事故シナリオによる安全影響を評価します。

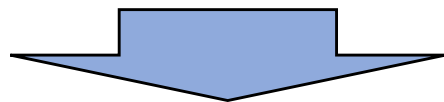
★確率論的リスク評価(PRA)

→実際の発電所の仕組みや機器の故障実績などをコンピュータで扱えるように表し、現実に近い形で、様々な事故が起きる確率を計算します。この確率の大きさによって、各事故の重要性が分かります。

→実際の原子力発電所の配管、ポンプ、電源などの機器の動作をコンピュータ上で再現しますので、その範囲内であれば、機器等の故障から炉心の損傷や格納容器の破損に至るまでの、様々な事故シナリオが分析できます。

なぜPRA(確率論的リスク評価)なのか？

- リスクとは、ある事柄の重大さと起こりやすさから考えた影響の度合いのことですが、これは人によって感じ方が異なることがあります(例:危険なことを安全と誤認してしまうなど)。



- 現実に近い形でPRA手法を用いれば、原子力発電所のリスク(安全への影響の度合い)が数値※となって客観的に表されます。

※PRAではリスク=(確率)×(事象の重大さ)

- 例えば、原子力発電所の施設の変更、機器メンテナンスなどの運用の変更、発生したトラブルなどが、元来の原子力発電所の安全性にどの程度影響を与えるのかが、数値の変化としてわかるようになります。

- 原子力規制委員会では、原子力規制庁が原子力発電所の検査において発見した事象のうちリスクの上昇が見込まれるものについては、そのリスクを計算して事象の重要度を評価し、原子力規制検査の優先度を変更する等の規制活動に活用することとしています。

※PRA手法は評価対象によって複数に分類されています。現在、原子力規制検査で用いているPRA手法の種類は、炉心損傷の発生確率を評価するもの(通称:レベル1PRAと呼びます)と、炉心が損傷した後に格納容器破損の発生確率を評価するもの(通称:レベル1.5PRAと呼びます)です。

PRA(確率論的リスク評価)はどのように行うのか？

- ① 原子力発電所の配管、ポンプ、電源などの機器の動作やシステムを、コンピュータ上に再現します(下図のような枝分かれ図を用います)。
- ② 下図の場合、原子炉を冷却する水が配管から漏えいした事故を表しています。
- ③ このような場合、原子炉を冷却する水を炉心に注水する必要がありますが、注水ポンプなどが連鎖的に故障すると、冷却が行えず、炉心が損傷します。
- ④ この炉心損傷の発生確率を、ポンプ等の故障確率の掛け算で算出します。

