

レベル1.5PRAの適切性確認ガイドと 伊方3号機の内部事象出力運転時 の適切性の確認結果

検査監督総括課

- 原子力規制検査において使用する事業者の確率論的リスク評価（PRA）モデルの適切性確認のため、レベル1PRAを対象に「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」*1を策定した。
- 本ガイドについて、出力運転時内部事象レベル1.5PRA*2に関する項目の拡張を行った。
- ガイドを基に伊方3号機のレベル1.5PRAモデルについて確認を行った。

* 1 : https://www2.nsr.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/guide_index.html

* 2 : レベル2PRAでは格納容器外への放射性物質の放出量及び格納容器機能喪失頻度(CFF)を、レベル1.5PRAでは格納容器機能喪失頻度(CFF)のみの評価を扱う。

レベル1.5 PRAモデルの適切性確認のための視点は、レベル1 PRAモデルの適切性確認の視点と同じである。確認項目は、ASME/ANSのPRA標準*¹及び原子力学会のPRA実施基準*²を参考に設定した。

- 適切性確認の3つの視点

- a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。
- b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、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。
- c) 他の類似のPRAモデルと比べて、PRAモデルの差異の根拠が明確なこと。

*1 : ASME/ANS, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008—Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME/ANS RA-Sb-2013, The American Society of Mechanical Engineers, 2013

*2 : 日本原子力学会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル2PRA編）：2016、AESJ-SC-P009、平成28年6月

2. 適切性確認ガイドの拡張

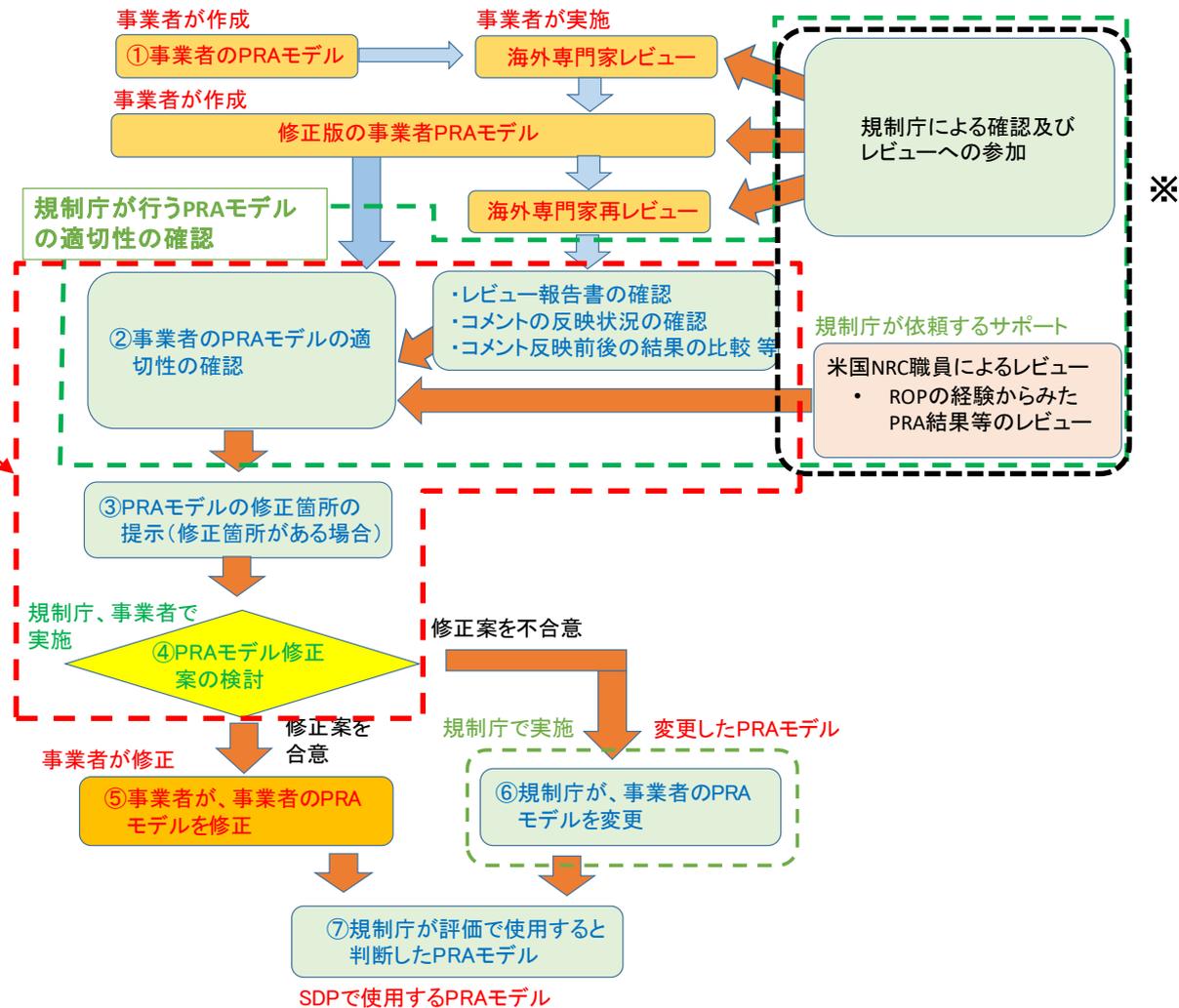
適切性確認ガイドのレベル1 PRAとレベル1.5PRAの主な差異

レベル1 PRA	レベル1.5 PRA	レベル1.5PRAモデルでの主な確認
<p>トラブルや事故の発生を起因として炉心損傷までが評価範囲</p>	<p>炉心損傷から格納容器の機能喪失までが評価範囲</p>	<p>炉心損傷時のプラント損傷状態の適切性</p>
<p>プラントの挙動と炉心損傷を防止する設備の動作の可否を評価する。</p>	<p>炉心損傷を緩和する設備の動作や格納容器の機能喪失を防止するための設備の動作だけでなく、格納容器内で発生する物理化学現象とその影響を評価する。</p>	<p>プラントを対象にした熱水力解析だけでなく、物理化学現象の解析の適切性</p>
<p>機器故障率、人的過誤確率等を用いて、炉心損傷頻度を算出する。</p>	<p>機器故障率や人的過誤確率だけでなく、物理化学現象の発生確率を用いて格納容器機能喪失頻度を算出する。</p>	<p>物理化学現象の発生確率の適切性</p>

3. PRAモデルの確認の概要

PRAモデルの整備フロー

伊方3号機のレベル1.5
PRAモデルの確認が概ね
終了し、修正箇所（案）
を提示（本資料）



※レベル1PRAとの差異

- 海外専門家レビューは、確認作業開始前に終了していたため、レビュー結果のみ確認
- 米国NRC職員によるレビューを実施しない。*

*事故シーケンスのモデル化やフォールトツリーのモデル化等、レベル1.5PRAを作成する上で必要な技術要素の多くは、レベル1PRAと同様である。

伊方3号機のPRAモデルの確認作業：

内部事象出力運転時レベル1.5PRAモデルについて、合計264個の質問を提示し、13回の事業者面談によりPRAモデルを確認した(2021年3月時点)。

伊方3号機のPRAモデルの確認結果：

伊方3号機のレベル1.5PRAモデルについて確認を行った結果、格納容器機能喪失頻度等への大きな影響はなく、適切性確認ガイドを概ね満たしていることを確認した。

- PRAモデルは、モデルの仮定の設定、対処設備のモデル化等が概ね適切に実施されていた。
- ただし、2個の要修正箇所及び6個の中長期的な改善箇所*がある。

*：技術的に成熟した時点で修正するもの。

4. PRAモデルの修正箇所

- 伊方3号機のレベル1.5PRAモデルについて、修正が必要な箇所は合計2箇所あった。
- 伊方3号機のレベル1PRAモデルについては、合計3箇所の修正が必要な箇所が挙げられており、これらの箇所はレベル1.5PRAモデルにも同様に修正が必要となる*。

修正箇所の項目（レベル1.5PRA）	件数
（1）システム信頼性解析	1件
（2）信頼性パラメータの設定	1件

次頁以降に、修正箇所の説明と対応方針を示す。

*レベル1PRAのモデル確認における指摘事項は、レベル1.5PRAにも反映することが適切である。
（外部電源喪失の起因事象に関する事項、CCFパラメータに関する事項等）

● 運転状態の反映（システム信頼性解析）

適切性確認ガイド

3. 格納容器機能喪失頻度評価

（6）システム信頼性の評価

① 緩和設備の分析

- ・ 交互運転している系統等の運用がモデル化されていること。

「判断基準」に照らして、修正が必要な点は以下のとおり。

- ◆ 非常時に必要な設備でかつ常時運転している系統について、定期的に運転するトレンを切り替える運用にも関わらず、PRAにおいてはモデルに反映していない。そのため、片トレンは常に運転状態で、残りのトレイは常に待機中としているため、トレンのリスク重要度に差が出る可能性があり、実状に合わせることが望ましい。

（例）

格納容器自然対流冷却のための原子炉補機冷却水系 等

● 検査間隔の反映（信頼性パラメータの設定）

適切性確認ガイド

3. 格納容器機能喪失頻度評価

（7）信頼性パラメータの設定

① 機器故障率及び機器故障確率

- ・ 機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出していること。

「判断基準」に照らして、修正が必要な点は以下のとおり。

- ◆ 検査間隔を保守的に定めている場合があるが、現実的な検査間隔を用いるべきである。

（例）

加圧器逃し弁の作動用空気供給ラインの代替の窒素ボンベからのラインの弁には検査間隔を40年と想定しているものがあるが、検査計画に基づく頻度（1回/年）に変更すべき。

4. PRAモデルの修正箇所（続き）

- 伊方3号機のレベル1PRAモデルについては、合計3箇所の修正が必要な箇所が挙げられており、これらの箇所はレベル1.5PRAモデルでも同様に修正が必要となる*。

修正が必要な箇所	修正方針
外部電源喪失の発生頻度等の起因事象発生頻度が適切に算出されていない。	電力中央研究所が経験データを収集し、平均の頻度を算出する。
共通原因故障の範囲の設定が適切ではない。	事業者が修正する。
（交互運転しているシステムのモデル化が十分ではない。）*	（事業者が修正する。）

- 事業者はレベル1PRAモデルの修正に応じてレベル1.5PRAモデルを修正する事を確認した。

*交互運転に関する指摘事項はレベル1PRA及びレベル1.5PRAで同様であるが、レベル1.5PRAの確認作業において確認された箇所があるため、別途指摘項目として記載した。

5. 中長期的な改善箇所

- 伊方3号機のPRAモデルについて、中長期的に改善した方がよい箇所は合計6個あった。

中長期的な改善項目	件数
(1) 事故進展解析に関する事項	2件
(2) 使命時間に関する事項	1件
(3) システム信頼性に関する事項	1件
(4) 人的過誤に関する事項	1件
(5) ピアレビューに関する事項	1件

次頁以降に、中長期的に改善した方がよい箇所の説明を示す。

● 事故進展解析に関して

適切性確認ガイド

3. 格納容器機能喪失頻度評価

(5) 事故進展解析

③ 代表事故シーケンスの解析

- ・ 評価対象プラントに対応した条件が用いられていること。

「判断基準」に照らして、中長期的な改善が必要な点は以下のとおり。

- ◆ 熱水力解析に保守的な仮定が含まれている。最確評価に基づいた解析を用いるべきである。

(例)

事故進展解析には有効性評価の結果が用いられており、保守的な仮定が多く含まれている。また、格納容器の限界温度及び限界圧力は、有効性評価の圧力及び温度（2Pd、200°C）を用いている。

今後、知見の拡充度に応じて、より現実的な評価に基づきモデルを整備していくべきである。

● 事故進展解析に関して

適切性確認ガイド

3. 格納容器機能喪失頻度評価

(5) 事故進展解析

① 解析コードの選定

- ・ 事故進展解析コードは、他の類似のPRAモデルと比べて、利用可能な最新知見を踏まえたモデルを用いていること。

「判断基準」に照らして、中長期的な改善が必要な点は以下のとおり。

◆ 解析に最新版のMAAP5が使用されていない。

現在、最新版であるMAAP5では、一部モデルの高度化が図られている*。なお、現在MAAP5は米国NRC等において事故進展解析、成功基準解析等に使用されている。

今後、最新知見を反映したコードを用いた評価を実施すべきである。

*MAAP5では、1次系モデル、格納容器モデル、炉心モデル、原子炉容器下部ヘッドモデル、デブリ冷却モデル等がMAAP4から更新されている。

● 使命時間に関して 適切性確認ガイド

3. 格納容器機能喪失頻度評価

(3) 成功基準の設定

⑤ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）

- ・ 使命時間は、成功状態に至る時間を考慮して設定されていること。

「判断基準」に照らして、中長期的な改善が必要な点は以下のとおり。

- ◆ レベル1.5PRAで使命時間を7日としている長期的緩和設備の中には、そのサポート系設備の使命時間を24時間としている場合があるので、整合を取るべきである。

(例)

格納容器の内圧上昇を緩和する格納容器再循環ユニットでは、ダクト開放機構の使命時間は7日間であるが、そのユニットに冷却水を流す系統のオリフィスや弁の使命時間は24時間としている、

今後、レベル1PRAとの整合性及び結果に対する影響を考慮して、モデル化の必要性について分析し、継続的に議論を行う。

● システム信頼性の評価の設定に関して 適切性確認ガイド

3. 格納容器機能喪失頻度評価

(6) システム信頼性の評価

① 緩和設備の分析

格納容器機能喪失を防止するための設備が全てモデル化されていること。
全てモデル化されていない場合は、モデル化されていなくても格納容器機能喪失頻度、重要度指標等に影響しないこと。

「判断基準」に照らして、中長期的な改善が必要な点は以下のとおり。

- ◆ 格納容器破損防止または緩和に使用可能であるが、知見の不足等により考慮されていない緩和機能がある。使用可能な緩和設備は考慮されるべきである。

(例)

1次系強制減圧における加圧器逃がし弁の必要台数 等

今後、知見を拡充するとともに、最確評価を実施すべきである。

● 人的過誤の評価の設定に関して 適切性確認ガイド

3. 格納容器機能喪失頻度評価

（8）人的過誤の評価

③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確実さ

評価した結果、人的過誤の発生確率が 10^{-6} 未満*になっていないこと。

「判断基準」に照らして、中長期的な改善が必要な点は以下のとおり。

- ◆ 同一のカットセット内の人的過誤事象全体の失敗確率が 10^{-6} を下回る場合がある。これはレベル1PRAの緩和操作とレベル1.5PRAの緩和操作が時間的に離れていること、操作余裕時間が長いこと、及び発電所対策本部の設置により指揮系統が変わることから、基本的に考慮しない方針としているが、これらの従属性は考慮すべきである。

今後、人的過誤の従属性及び下限値の設定について、結果に対する影響を考慮して、モデル化の必要性を継続的に議論する。

* : M. Presley, "A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Values for Joint Human Error Probabilities," EPRI3002003150, EPRI, 2016

5. 中長期的な改善箇所（続き）

● ピアレビューに関して 適切性確認ガイド

1. 評価対象

(1) ピアレビューについて

PRAモデルへピアレビューの指摘（Finding）を反映すること。

「判断基準」に照らして、中長期的な改善が必要な点は以下のとおり。

- ◆ 伊方3号機のレベル1.5PRAモデルに対する海外専門家レビューのコメントへの対応状況は以下のとおり。

反映時期	件数
反映済み	16件
2021年度に反映	3件
2022年度以降に反映	91件
コメント合計	110件

（コメント例）原子炉圧力容器から炉心溶融物が落下した場合、ドレンを通じて原子炉キャビティから格納容器サンプに流入しうるか確認が必要である。

今後、海外専門家レビューの結果を反映する予定であることを確認した。16

6. 改善箇所のおまとめ

	改善した方がよい箇所	対応方針
修正が必要な箇所	常時運転している系統はトレインを切り替える運用のものがあるが、PRAにおいてモデル化されていない。これらを考慮してモデル化することが好ましい。	令和4年度上期を目処に、事業者が修正する。
	検査間隔を保守的に定めている場合があるが、現実的な検査間隔を用いるべきである。	令和4年度上期を目処に、事業者が修正する。
	レベル1 PRAのモデル確認における指摘事項は、レベル1.5 PRAにも反映することが適切である。(外部電源喪失の起因事象、CCFパラメータに関する事項等)	令和4年度上期を目処に、事業者が修正する。

- 中長期的に改善した方がよい箇所については、原子力規制庁は事業者と意見交換を継続し、順次事業者が改善を行う。

- 修正箇所及び中長期的な改善箇所については、面談等で確認していく。（海外専門家レビューの結果の反映状況も引き続き確認していく。）
 - 中長期的課題のいくつかについては、事業者や関係する研究機関が継続的に改善していく予定である。
 - 原子力規制庁は、世界各国との間にある協定の下、各国の規制当局等との情報共有等を実施して、技術的な課題解決及び新たな知見の獲得に挑んでいく予定である。
- PRAモデルを原子力規制検査で使用する際は、類似プラントとの差異も考慮し、今後修正することも踏まえ、評価に留意する。

モデルの確認作業、確認面談の時点では指摘事項となったが、その後事業者が結果の修正を行ったもの。

● プラント固有の機器故障率

適切性確認ガイド

3. 格納容器機能喪失頻度評価

(7) 信頼性パラメータの設定

① 機器故障率及び機器故障確率

- ・プラント固有の機器故障率を用いていること。

「判断基準」に照らして、修正が必要な点は以下のとおり。

- ◆ プラント固有の機器故障率が使用されていない。

本指摘事項は、2020年に規制庁に貸与された伊方3号機のPRAモデルには、反映済であることを確認した。今後、修正後のモデルの詳細を確認する予定である。