

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ガイドの改正及び伊方発電所 3 号機の格納容器機能喪失に係る PRA モデルの適切性確認結果

令和 3 年 7 月 1 4 日

原子力規制庁

1. 経緯

令和 2 年 3 月 4 日の第 6 8 回原子力規制委員会及び令和 2 年 3 月 2 5 日の第 7 4 回原子力規制委員会において、「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」を基に確認した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。）の内部事象出力運転時レベル 1 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。）の確認結果及び今後の進め方について了承された。

その後、令和 3 年 2 月 1 0 日の第 5 6 回原子力規制委員会において、関西電力株式会社が作成した大飯発電所 3 号機及び 4 号機及び九州電力株式会社が作成した玄海原子力発電所 3 号機及び 4 号機のレベル 1 PRA モデルの適切性確認結果について了承された。

原子力規制庁では、検査制度に関する意見交換会合での議論等を通じて、同ガイドを改正して内部事象出力運転時の格納容器機能喪失に係る確率論的リスク評価モデル（以下「レベル 1. 5 PRA モデル」という。）の適切性確認の判断基準案を別紙 1 のとおり追加するとともに、これを活用して伊方 3 号機のレベル 1. 5 PRA モデルの適切性を別紙 2 のとおり確認した。

2. 事業者 PRA モデルの適切性確認ガイドの改正

本ガイドは、設計情報や起因事象の選定等の確認項目、次の 3 つの適切性に係る視点及び適切性の判断基準を定めている。

- 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 PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。

今回の改正では、レベル 1. 5 PRA モデルのプラント損傷状態の仮定や炉心損傷後の物理化学現象の解析の適切性についての判断基準を追加した（別紙 1 参照）。

なお、これらを作成するにあたり、日本原子力学会の実施基準¹及び米国機械学会

¹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

(ASME)／米国原子力学会(ANS)のPRA標準²、並びに原子力規制庁における安全研究³、PRAモデルの適切性確認を行う中で得られた知見等を参考にした。

3. PRAモデルの適切性確認結果

伊方3号機レベル1.5 PRAモデルについて適切性の確認を行った結果、別紙2のとおりPRAモデルは適切かつ詳細に作成されており、原子力規制検査で活用するにあたり、大きな問題は確認されなかった。

主な確認結果は以下のとおり。

- ① **設計、運転管理、運転経験の反映**：詳細な設計情報がプラント損傷状態、格納容器機能喪失モード等に反映され、事故進展解析に基づきイベントツリーが作成されるなど適切に設計情報が反映されていた
- ② **モデル化の仮定**：格納容器機能喪失に影響を及ぼす状態やプラント損傷状態の発生頻度の定量化など、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切に行われていた
- ③ **他の類似PRAモデルとの比較**：海外のPRAモデル等と比較して、モデルの作成方法に大きな差異はなかった

ただし、PRAモデルの一部において、修正することが望ましい箇所が確認された。

【要修正箇所（表1参照）】

- ① システム信頼性解析の交互運転のモデル化
- ② 信頼性パラメータの健全性確認間隔の設定

【中長期的な改善箇所（表2参照）】

- ① 事故進展解析におけるより現実的な仮定を用いた解析の実施
- ② 事故進展解析における最新解析コードの使用
- ③ フロントライン及びサポート系の使命時間の整合性
- ④ 使用可能な緩和設備のモデル化
- ⑤ 人的過誤確率の従属性の考慮
- ⑥ 海外専門家レビューの未反映事項の反映

なお、レベル1.5 PRAではレベル1 PRAの結果を入力条件とするため、レベ

² 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

³ 原子力規制庁「安全研究成果報告 重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析(RREP-2020-2002)」等

ル１PRAでの指摘事項についても修正を行う必要がある。

４．今後の予定

修正箇所や中長期的な改善箇所について留意しつつ原子力規制検査で活用していくとともに、事業者の反映状況については面談等で確認していく。

また、他プラントのレベル１．５PRAモデルも順次このガイドに沿って適切性を確認していく。

表 1 伊方 3 号機レベル 1. 5 P R A モデルの修正箇所一覧

番号	修正箇所	指摘事項	今後の方針
1	システム信頼性解析の交互運転のモデル化	原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系、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。	令和 4 年度上期を目処に、事業者が修正する。
2	信頼性パラメータの健全性確認間隔の設定	P R A モデルでは、健全性確認間隔を 4 0 年とする設備があるが、検査計画に基づく間隔(例：1 回/年)へとモデル化すべきである。	令和 4 年度上期を目処に、事業者が修正する。

注：上記の他、以下のレベル 1 P R A モデルの指摘事項についても反映することが適切である。

- ・ 外部電源喪失の発生頻度
- ・ 交互運転している系統（原子炉補機冷却系等）のモデル化
- ・ 共通原因故障の範囲及び発生頻度

表2 伊方3号機レベル1. 5 P R Aモデルの中長期的な改善箇所一覧

番号	修正箇所	指摘事項	今後の対応方針
1	事故進展解析におけるより現実的な仮定を用いた解析の実施	熱水力解析には保守的な仮定が含まれていることから、より現実的な仮定に基づき実施すべきである。	事業者が今後実施する予定。
2	事故進展解析における最新解析コードの使用	解析ではM A A P 4が使用され、最新版のM A A P 5が使用されていない。最新知見を反映したコードを用いるべきである。	事業者が今後実施する予定。
3	フロントライン及びサポート系の使命時間の整合性	使命時間を7日間としている緩和設備に関して、そのサポート系の使命時間を24時間としている場合があるため、これらの整合を取るべきである。	規制庁が使命時間の違いによる影響を把握する。
4	使用可能な緩和設備のモデル化	格納容器破損防止又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。	事業者が今後検討を行い、PRAモデルを高度化する。
5	人的過誤確率の従属性の考慮	レベル1 P R Aとレベル1. 5 P R Aの緩和操作の人的過誤に関して、時間的に離れていること、操作余裕時間が長いこと、指揮系統が変わること等の理由から従属性を考慮しないとしているが、これらの従属性を考慮すべきである。	規制庁が人的過誤確率の変更による影響を把握する。
6	海外専門家レビューの未反映事項の反映	海外専門家によるピアレビューの指摘のうち、未反映事項は反映する必要がある。	事業者が今後検討を行い、PRAモデルを高度化する。

注：上記の他、以下のレベル1 P R Aモデルの指摘事項についても反映することが適切である。

- ・ 冷温停止及び冷温停止に失敗した高温停止の2つの状態を安定状態と定義している
- ・ 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
- ・ 機器故障率に、国内機器故障率を用いている
- ・ 大きな保守性を含んだ成功基準解析を実施している

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)

(案)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

注：赤字下線部分が改正箇所

目 次

1 目的	2
2 適用範囲	2
3 適切性の確認の基本的な考え方	2
4 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー	3
5 適切性の確認	4
6 PRA モデルの更新時における適切性の確認	4
別添 適切性の確認項目、適切性の確認に係る視点及び適切性の判断基準	6

1 目的

原子力規制検査で用いるリスク情報を取得する際、事業者が作成した確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）モデル¹について原子力規制庁がその適切性を確認し、必要であればこのモデルに修正を加えた PRA モデルを用いる^[1]こととしている。

本ガイドは、実用発電用原子炉施設を対象とした原子力規制検査において定量的なリスク評価を行う際及びリスク情報を取得する際に使用する PRA モデルを確認する方法を示すものである。

2 適用範囲

本ガイドに示される具体的な適切性の判断基準は、原子力規制検査で使用する事業者が作成した PRA モデル²の適切性の確認に対して適用する。また、本ガイドは実用発電用原子炉施設の原子力規制検査に用いる PRA モデルにのみに適用する。

3 適切性の確認の基本的な考え方

- (1) 適切なリスク情報を得るため、原子力規制検査において使用する PRA モデルは、原子炉施設の設計情報、運転情報及び保守管理情報が反映され、新しい PRA の知見（起因事象の分類、起因事象の発生頻度、機器故障率、人間信頼性解析手法等の新たな知見）が反映されていることが好ましい。このため、原子力規制庁は、PRA に係る安全研究で得た知見^{[2],[3],[4]}、日本原子力学会の PRA 実施基準^{[5],[6]}、米国機械学会及び米国原子力学会の PRA 標準^[7]等を参考に、PRA モデルの確認に必要な項目、視点及び判断基準を設定し、個別事項の重要度評価において使用することが適切であるかを確認する。
- (2) 本ガイドに示した PRA モデルの確認項目、視点及び判断基準は、必要最低限の項目、視点及び判断基準の例を記載している。このため、これらの知見よりも新しいものやこれらの知見以外を PRA モデルに組み込むことを妨げるものではなく、新しい知見等については、別途確認する。
- (3) 原子力規制検査においては、適用可能なリスク情報を活用して意思決定を

¹ 確率論的リスク評価（PRA）モデルとは、PRA の評価で用いるイベントツリー、フォールトツリー及びパラメータ（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）等を指す。

² レベル 1PRA モデルでは炉心損傷頻度を評価し、レベル 1.5PRA モデルでは格納容器機能喪失頻度を評価する。

実施するため、使用可能な範囲において PRA モデルを用いてリスク情報を取得する。このため、PRA モデルは、判断基準の全てを満足していなくても構わない。

(4) PRA から得られるリスク情報は、様々な内部事象及び外部事象におけるリスクを考慮すべきである。しかし、様々な内部事象及び外部事象に係る PRA 実施手法が実用に資するレベルには必ずしも到達していないと考えられることから、これらの実施手法の成熟度の進捗に応じ、段階的に本ガイドの範囲を拡張していくものとする。

4 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フローを図 1 に示す。確認フローは、以下のとおり。

- (1) 事業者が PRA モデルを原子力規制庁に提示する。
- (2) 原子力規制庁が PRA モデルの適切性を確認する。確認に際しては、PRA モデルを確認するだけでなく、事業者が実施したピアレビューの報告書を確認するほか、必要であれば米国 NRC 等の専門家に確認を依頼する等、十分な確認を実施する。
- (3) 原子力規制検査で使用するに当たり、原子力規制庁が PRA モデルの修正が必要であると考える場合には、原子力規制庁から事業者に対して当該修正が必要な箇所、その理由及び修正案を提示する。
- (4) 原子力規制庁が提示した PRA モデルの修正が必要な箇所等について、事業者が修正の可否の検討を行う。
- (5) (4) の検討の結果、原子力規制庁の修正案に事業者が合意した場合、事業者は PRA モデルを修正する。
- (6) (4) の検討の結果、原子力規制庁の修正案を事業者が合意しなかった場合、原子力規制庁が事業者から貸与を受けた PRA モデルを変更する。

5 適切性の確認

PRA モデルの範囲に応じ、別添に定める適切性の確認項目を対象に、別添に定める適切性の確認に係る視点を基に設定した適切性の判断基準を用いて、PRA モデルを確認する。

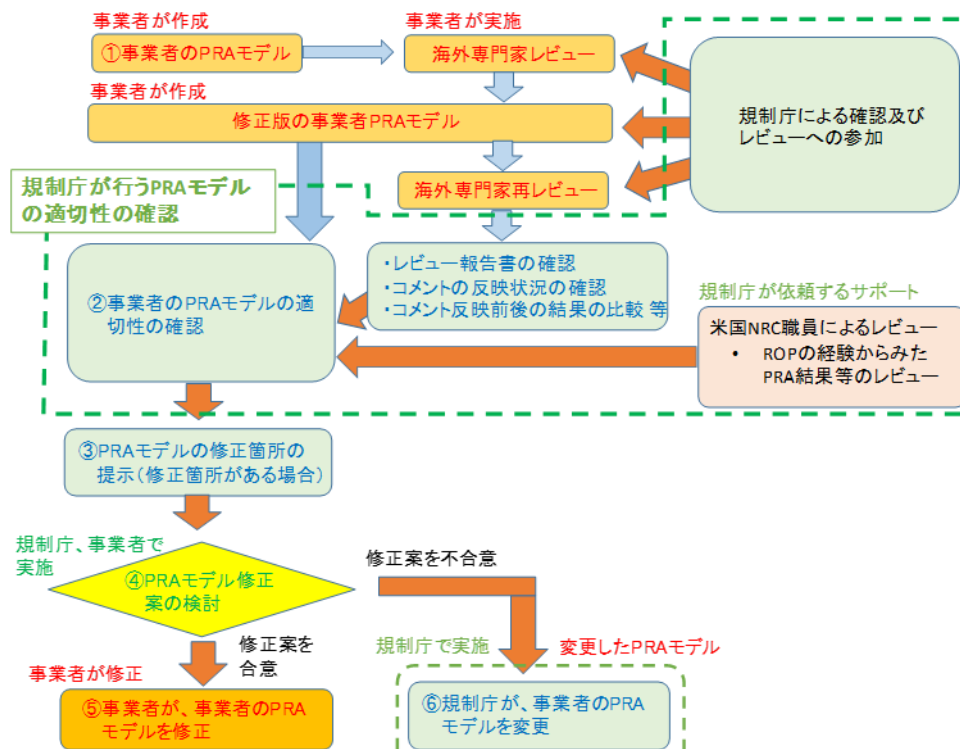


図 1 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

6 PRA モデルの更新時における適切性の確認

事業者が作成する PRA モデルについては、事業者が 5 年ごとに改訂することに加え、プラントにおける大規模な工事を行うなど、PRA の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂することになっている^[8]。原子力規制検査で使用する PRA モデルは、事業者から更新した PRA モデルの提示を受けた際に適切性を確認した後更新する。この際の適切性の確認については、PRA モデルの更新箇所を明確にし、更新箇所についてのみ適切性を確認する。

(参考文献)

- [1] 第 10 回検査制度の見直しに関する検討チーム、「資料 1 新たな検査制度の運用に向けた検討事項と論点の整理」、平成 30 年 1 月、
https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/kensaseido_minaoshi/00000037.html
- [2] 伊東智道、他、「安全研究成果報告 PRA の活用に係る検討と基盤整備」、原子力規制庁、RREP-2018-2004、平成 30 年 11 月
- [3] 西村健、他、「安全研究成果報告（中間） 軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備」（案）、原子力規制庁、第 6 回シビアアクシデント技術評価検討会 資料 5－2、令和元年 10 月
- [4] 城島洋紀、他、「安全研究成果報告 重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析」、原子力規制庁、RREP-2020-2002、令和 2 年 6 月
- [5] 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 1PRA 編）：2013、AESJ-SC-P008、平成 26 年 8 月
- [6] 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
- [7] 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
- [8] 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原規規発第 20033110 号、令和 2 年 3 月 31 日改定

○ 改正履歴

<u>改正</u>	<u>改正日</u>	<u>改正の概要</u>	<u>備考</u>
<u>0</u>	<u>2020/04/01</u>	<u>施行</u>	
<u>1</u>		<u>○運用の明確化</u> <u>①事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル 1.5 PRA）の拡充（別紙 1、別紙 2）</u> <u>○記載の適正化</u>	

別添

適切性の確認項目、適切性の確認に係る視点
及び適切性の判断基準

1 適切性の確認項目

PRA モデルに係る適切性の確認項目を別紙 1 に示す。

2 適切性の確認に係る視点

PRA モデルの適切性の確認は、「1 適切性の確認項目」の確認項目ごとに以下の 3 つの視点から行う。

- (1) 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。
- (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 PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。

3 適切性の判断基準

PRA モデルの適切性の確認は、「1 適切性の確認項目」に対して、「2 適切性の確認に係る視点」を基に設定した判断基準を用いて行う。適切性の確認に用いる判断基準を別紙 2 に示す。

事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル 1 PRA）

1 評価対象

- (1) ピアレビューについて

2 評価に必要な情報の収集及び分析

- (1) 設計情報及び運転管理情報

3 炉心損傷頻度評価

- (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価

- ① 起回事象の選定
- ② 起回事象のグループ化
- ③ 起回事象の発生頻度の評価

- (2) 成功基準の設定

- ① 炉心損傷の定義
- ② 成功状態の定義
- ③ 起回事象ごとの緩和機能
- ④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠
- ⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）
- ⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）

- (3) 事故シーケンスの分析

- ① イベントツリーごとの作成上の仮定とその根拠
- ② イベントツリーの構造
- ③ 事故シーケンスの展開

- (4) システム信頼性の評価

- ① 緩和設備の分析
- ② 緩和設備に要求される機能の喪失原因
- ③ 緩和設備の故障

- (5) 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
- ② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率
- ③ 共通原因故障のモデル化の考え方

事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル 1 PRA ）（続き）

(6) 人的過誤の評価

- ① 人的過誤の発生確率
- ② 人的過誤の評価仮定
- ③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確実さ

(7) 事故シーケンスの定量化

- ① 炉心損傷頻度の評価
- ② 重要度解析

(8) 不確実さ解析及び感度解析

- ① 不確実さ解析
- ② 感度解析

事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル 1.5 PRA）

1 評価対象

(1) ピアレビューについて

2 評価に必要な情報の収集及び分析

(1) 設計情報及び運転管理情報

3 格納容器機能喪失頻度評価

(1) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

① プラント損傷状態の分類

② プラント損傷状態の設定

③ プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度の定量化

(2) 格納容器機能喪失モードの設定

① 格納容器負荷特性の同定

② 格納容器耐力の設定

③ 格納容器機能喪失モードの設定

(3) 成功基準の設定

① 成功状態の定義

② 格納容器機能喪失の防止及び緩和機能の分析

③ 成功基準の設定

④ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）

⑤ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）

(4) 事故シーケンスの分析

① 事故シーケンスの特徴分析

② イベントツリーの作成上の仮定とその根拠

③ イベントツリーの構造

④ 事故シーケンスの展開

(5) 事故進展解析

① 解析コードの選定

② 代表事故シーケンスの選定

③ 代表事故シーケンスの解析

(6) システム信頼性の評価

① 緩和設備の分析

② 緩和設備に要求される機能の喪失原因

③ 緩和設備の故障

事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル 1.5 PRA）（続き）

(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
- ② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率
- ③ 共通原因故障のモデル化の考え方

(8) 人的過誤の評価

- ① 人的過誤の発生確率
- ② 人的過誤の評価仮定
- ③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ

(9) 格納容器機能喪失頻度の定量化

- ① 分岐確率の設定
- ② 格納容器機能喪失頻度の評価
- ③ 重要度解析

(10) 不確かさ解析及び感度解析

- ① 不確かさ解析
- ② 感度解析

適切性の確認項目、確認の視点及び判断基準（内部事象出力運転時レベル1 PRA）

確認項目	確認の視点	判断基準
<u>1</u> 評価対象 <u>(1)</u> ピアレビューについて	<u>a)</u> 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。 <u>b)</u> 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。 <u>c)</u> 他の類似の <u>PRA</u> モデルと比べて、 <u>PRA</u> モデルの差異の根拠が明確なこと。	・ピアレビューが実施<u>され</u>ていること。ピアレビューの主要な要件は、以下の通りであること。 ➢ピアレビューを実施する者は、<u>PRA</u> に係る業務経験が長く豊富な知識があること。 ➢ピアレビューを実施する者は、レビュー対象の <u>PRA</u> モデルの開発に関わっていない者であること。 ➢ピアレビューは、<u>PRA</u> の技術要素の専門性に長けた専門家で構成されたチームで実施していること。 ➢ピアレビューは、十分な時間をかけて実施していること。 ➢技術的なレビューの内容は、米国におけるピアレビュー <u>[i],[ii]</u> に相当するものであること。 ➢<u>PRA</u> モデルへピアレビューの指摘（<u>Finding</u>）が反映<u>されている</u>こと。
<u>2</u> 評価に必要な情報の収集及び分析 <u>(1)</u> 設計情報及び運転管理情報	<u>a)</u> 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。	・使用<u>されている</u>設計情報、運転情報等は、最新のものであること。
<u>3</u> 炉心損傷頻度評価 <u>(1)</u> 起因事象の選定及び	<u>a)</u> 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。	・過去に発生した事例が分析<u>され</u>、起因事象が選定<u>され</u>ていること。

確認項目	確認の視点	判断基準
発生頻度の評価 ① 起回事象の選定		・機器の抽出、故障の分析及びその影響を分析することで体系的な起回事象の選定ができる方法が使用されていること。 ・起回事象を選定するため、プラントの設備が<u>列挙され</u>、各設備故障の影響が分析<u>され</u>ていること。
② 起回事象のグループ化	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。	・類似の事故シーケンスとなる起回事象がグループ化されていること。 ・グループ化される際、起回事象発生頻度に有意な影響を及ぼすようなグループ化が<u>され</u>ていないこと。
③ 起回事象の発生頻度の評価	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。	・プラント固有の起回事象の発生頻度が算出されていること。 ・最新の知見が使用<u>され</u>ていること。 ・運転経験に見合った評価対象期間が<u>選定され</u>ていること。 ・評価対象期間中に発生した事例が<u>全て抽出され</u>ていること。
(2) 成功基準の設定 ① 炉心損傷の定義	b) 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。	・解析の手法や内容に対応した炉心損傷が定義<u>され</u>ていること。
② 成功状態の定義	b) 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。	・プラントが十分安定している状態が成功の状態であると定義<u>され</u>ていること。
③ 起回事象ごとの緩和機能	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。	・必要な緩和機能が全て特定され、機能に要求される機器の組合せが全て特定されていること。
④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠	b) 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。	・使用<u>され</u>た熱水力解析コードは、プラントの状態を精度良く解析できる最適評価コードであること。 ・使用<u>され</u>た解析条件は、評価対象プラントの状態に対応し

確認項目	確認の視点	判断基準
		たものが用い <u>られ</u> ていること。
⑤ 緩和操作開始までの 余裕時間（許容時間）	<u>b)</u> 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。	・余裕時間は、炉心損傷までの時間、設備の準備に要する時間 等が考慮 <u>され</u> て設定 <u>され</u> ていること。
⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）	<u>b)</u> 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。	・使命時間は、②の成功状態に至る時間を考慮して設定 <u>され</u> ていること。 ・使命時間が異なる事故シーケンスにおいて必要となる同一 の設備について、使命時間を統一する場合は、一番長い使命 時間で統一 <u>され</u> ていること。
<u>(3)</u> 事故シーケンスの分 析 ① イベントツリー <u>ごと</u> の作成上の仮定とその 根拠	<u>b)</u> 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。	・イベントツリーのロジックに間違いがないこと。 ・他のイベントツリーと重複する事故シーケンスがないこと。
② イベントツリーの構 造	<u>a)</u> 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。	・炉心損傷を防止するために必要な対処設備が、ロジックに 間違いがなくイベントツリーに組み込まれていること。
③ 事故シーケンスの展 開	<u>a)</u> 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。	・イベントツリーのロジックに間違いがなく事故シーケンス が展開されていること。
<u>(4)</u> システム信頼性の評 価 ① 緩和設備の分析	<u>a)</u> 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。	・炉心損傷を防止するための設備が全てモデル化されている こと。全てモデル化していない場合は、モデル化していなく ても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・炉心損傷を防止するための設備に影響するサポート系が全

確認項目	確認の視点	判断基準
		てモデル化されていること（電源系、冷却系、空調系等）。 全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・フォールトツリーを用いたモデル化において、ロジックが成功基準と整合し、ロジックに間違いがないこと。 ・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。
② 緩和設備に要求される機能の喪失原因	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。	・要求される機能の喪失原因として、必要な緩和設備が全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
③ 緩和設備の故障	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。	・緩和設備の故障として、機器の故障モードが全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
<u>(5)</u> 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	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。 c) 他の類似の <u>PRA</u> モデルと比べて、 <u>PRA</u> モデルの差異の根拠が明確なこと。	・機器故障データは、国内のプラントの運転経験が含まれていること。 ・機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出<u>され</u>ていること。 ・プラント固有の機器故障率<u>が</u>用い<u>られ</u>ていること。 ・米国等の公開している機器故障率と比べて大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差異<u>が</u>分析<u>され</u>ていること。

確認項目	確認の視点	判断基準
② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率	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。	・復旧できる機器及び機器故障モードが選定され、モデル化されていること。 ・復旧失敗確率の算出に使用される情報は、プラントの運転経験を含んだものであること。
③ 共通原因故障のモデル化の考え方	b) 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。	・共通原因故障（CCF）については、冗長性のある機器の動的な機能喪失が全てモデル化されていること。
(6) 人的過誤の評価 ① 人的過誤の発生確率	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。	・使用した人的過誤の発生確率は、原子炉施設の運転経験を含むデータから算出されたもの、又は広く原子炉施設の PRA で使用しているものであること。
② 人的過誤の評価仮定	b) 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。	・人的過誤の従属性が考慮されていること。
③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ	b) 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。	・評価した結果、人的過誤の組合せの発生確率が 10^{-6} 未満になっていないこと。 ・人的過誤の発生確率の不確かさが設定されていること。
(7) 事故シーケンスの定量化 ① 炉心損傷頻度の評価	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。	・レイイベント近似、上限近似、その他の近似方法、厳密解等で炉心損傷頻度が算出されていること。 ・国内の類似プラントの PRA 結果又は、米国の類似プラントの PRA 結果と比較して大きな差異がある場合は、差異が分析されていること。
② 重要度解析	—	・FV 及び RAW が算出されていること。

確認項目	確認の視点	判断基準
(8) 不確実さ解析及び感度解析 ① 不確実さ解析	—	・ パラメータの不確実さ解析では、機器故障率データに合わせて知識の相関（SOKC）が設定 <u>され</u> ていること。
② 感度解析	b) 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。	・ 炉心損傷頻度等に影響する RCP シール LOCA モデル等の計算モデル、機器故障率、人間信頼性解析等の感度解析が実施 <u>され</u> て、PRA モデルの感度が把握 <u>され</u> ていること。

適切性の確認項目、確認の視点及び判断基準（内部事象出力運転時レベル 1.5PRA）

<u>確認項目</u>	<u>確認の視点</u>	<u>判断基準</u>
<u>1 評価対象</u> <u>(1) ピアレビューについて</u>	a) <u>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。</u> b) <u>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。</u> c) <u>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。</u>	・ <u>ピアレビューが実施されていること。ピアレビューの主要な要件は、以下の通りであること。</u> ➢ <u>ピアレビューを実施する者は、PRA に係る業務経験が長く豊富な知識があること。</u> ➢ <u>ピアレビューを実施する者は、レビュー対象の PRA モデルの開発に関わっていない者であること。</u> ➢ <u>ピアレビューは、PRA の技術要素の専門性に長けた専門家で構成されたチームで実施されていること。</u> ➢ <u>ピアレビューは、十分な時間をかけて実施されていること。</u> ➢ <u>PRA モデルへピアレビューの指摘（Finding）が反映されていること。</u>
<u>2 評価に必要な情報の収集及び分析</u> <u>(1) 設計情報及び運転管理情報</u>	a) <u>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。</u>	・ <u>使用されている設計情報、運転情報等は、最新のものであること。</u>
<u>3 格納容器機能喪失頻度評価</u> <u>(1) プラント損傷状態の分類及び発生頻</u>	a) <u>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。</u>	・ <u>起因事象、原子炉容器内熱水力挙動等の類似性の観点からプラント損傷状態が分類されていること。</u> ・ <u>炉心損傷時期の類似性の観点からプラント損傷状態が分類されていること。</u>

確認項目	確認の視点	判断基準
<u>度の定量化</u> <u>①プラント損傷状態の分類</u>		・格納容器内熱水力挙動の類似性の観点からプラント損傷状態が分類されていること。 ・炉心損傷以前に格納容器機能喪失が生じる格納容器先行破損の事故シーケンスが独立したプラント損傷状態に分類されていること。 ・格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事故シーケンスが独立したプラント損傷状態に分類されていること。 ・プラント固有のプラント損傷状態がある場合には、このプラント損傷状態が分類されていること。
<u>②プラント損傷状態の設定</u>	b) <u>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。</u>	・プラント損傷状態の分類に沿って、解析対象のプラント損傷状態が設定されていること。
<u>③プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度の定量化</u>	b) <u>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。</u>	・レベル 1PRA で炉心損傷と同定された全ての事故シーケンスの発生頻度がプラント損傷状態ごとに積算され、プラント損傷状態ごとの発生頻度が求められていること。
<u>(2) 格納容器機能喪失モードの設定</u> <u>①格納容器負荷特性の同定</u>	a) <u>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。</u>	・プラントに固有の設計、事故分析等に基づいて格納容器への負荷が同定されていること。
<u>②格納容器耐力の設定</u>	a) <u>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。</u>	・プラントに固有の設計に基づいて、格納容器機能維持限界温度、限界圧力等の格納容器の耐力が同定されていること。
<u>③格納容器機能喪失</u>	a) <u>設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を</u>	・格納容器の負荷特性及び耐力の同定結果に基づき、格納容

確認項目	確認の視点	判断基準
モードの設定	<u>適切に反映していること。</u>	<u>器機能喪失モードが設定されていること。</u>
(3) 成功基準の設定 ① 成功状態の定義	b) <u>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。</u> c) <u>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。</u>	・シナリオの分岐において、格納容器機能喪失に影響を及ぼす状態及びパラメータ（原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力、原子炉格納容器下部区画の水位等）が全て選定されていること。 ・格納容器機能喪失に影響を及ぼす状態及びパラメータの成功状態が全て定義されていること。
② 格納容器機能喪失の防止及び緩和機能の分析	a) <u>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。</u>	・ <u>格納容器機能喪失の防止及び緩和に有効な安全機能が同定されていること。</u>
③ 成功基準の設定	a) <u>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。</u> b) <u>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。</u>	・成功状態に至るために必要な緩和機能と要求される機器の組合せが全て特定されていること。 ・運転手順書等に基づいて、緩和手段に関する熱水力的雰囲気、放射線雰囲気、監視条件等の条件が考慮されていること。 <u>(解析コードまたは評価モデルを用いる場合)</u> ・解析コードまたは評価モデルは、実機における事故進展（原子炉冷却系内の熱水力挙動、格納容器系内の熱水力挙動、事象発生時期、事象発生時期の雰囲気）の評価に適用できること。また、評価対象プラントの状態に対応した評価条件が用いられていること。

確認項目	確認の視点	判断基準
④緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）	b) 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。	・余裕時間は、格納容器機能喪失、着目する現象等までの時間、設備の準備に要する時間等を考慮して設定されていること。
⑤緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）	b) 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。	・使命時間は、①の成功状態に至る時間を考慮して設定されていること。 ・使命時間が異なる事故シーケンスにおいて必要となる同一の設備について、使命時間を統一する場合は、一番長い使命時間で統一されていること。
(4)事故シーケンスの分析 ①事故シーケンスの特徴分析	b) 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。	・プラント損傷状態ごとに、格納容器イベントツリーで考慮すべき緩和手段について、実施の可否を分析し、格納容器イベントツリーに用いる緩和手段が全て設定されていること。
②イベントツリーごとの作成上の仮定とその根拠	b) 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。	・イベントツリーごとのロジックに間違いがないこと。 ・レベル1 PRA で用いた緩和手段との従属性が考慮されていること。
③イベントツリーの構造	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。	・格納容器機能喪失の防止に必要な対処設備が、ロジックに間違いがなくイベントツリーに組み込まれていること。
④事故シーケンスの展開	b) 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。	・イベントツリーのロジックに間違いがなく事故シーケンスが展開されていること。 ・イベントツリーの全ての事故シーケンスに対して、格納容器機能喪失モードが割り付けられていること。

確認項目	確認の視点	判断基準
(5) 事故進展解析 ①解析コードの選定	b) 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。	- 解析コードは、実機における事故進展（原子炉冷却系内の熱水力挙動、格納容器系内の熱水力挙動、事象発生時期、事象発生時の雰囲気等）の評価に適用できること。 - 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が用いられていること。
②代表事故シーケンスの選定	b) 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。	- 作成された格納容器イベントツリーに沿って、類似の事故シーケンスがグループ化され、代表事故シーケンスが選定されていること。 - 代表事故シーケンスの選定の際、格納容器機能喪失頻度に有意な影響を及ぼすようなグループ化がされていないこと。
③代表事故シーケンスの解析	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) 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。	- 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。 - 選定された代表事故シーケンスに即して、プラントシステムに関するモデル、物理化学挙動、放射性物質発生・移行等に関するモデルパラメータが設定されていること。 - 選定された代表事故シーケンスに対して、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定等を実施するために必要なパラメータが全て取得されていること。
(6) システム信頼性の評価 ①緩和設備の分析	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) 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。	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。

確認項目	確認の視点	判断基準
		・格納容器機能喪失を防止するための設備に影響するサポート系が全てモデル化されていること（電源系、冷却系、空調系等）。全てモデル化されていない場合は、モデル化してい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。 ・フォールトツリーを用いたモデル化において、ロジックが成功基準と整合し、ロジックに間違いがないこと。 ・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。
②緩和設備に要求される機能の喪失原因	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) 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。	・要求される機能の喪失原因として、必要な緩和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。
③緩和設備の故障	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) 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。	・緩和設備の故障として、機器の故障モード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。
(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	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。	・機器故障データは、国内のプラントの運転経験が含まれていること。 ・機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出されていること。 ・プラント固有の機器故障率が用いられていること。

確認項目	確認の視点	判断基準
	c) <u>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。</u>	・ <u>米国等の公開している機器故障率と比べて大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差異が分析されていること。</u>
②復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率	a) <u>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。</u>	・ <u>復旧できる機器及び機器故障モードが選定され、モデル化されていること。</u> ・ <u>復旧失敗確率の算出に使用されている情報は、プラントの運転経験を含んだものであること。</u>
③共通原因故障のモデル化の考え方	b) <u>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。</u>	・ <u>共通原因故障（CCF）については、冗長性のある機器の動的な機能喪失が全てモデル化されていること。</u>
(8) 人的過誤の評価 ①人的過誤の発生確率	a) <u>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。</u> c) <u>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。</u>	・ <u>使用した人的過誤の発生確率は、原子炉施設の運転経験を含むデータから算出されたもの、又は広く原子炉施設の PRA で使用されているものであること。</u>
②人的過誤の評価仮定	b) <u>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。</u>	・ <u>人的過誤の従属性が考慮されていること。</u>
③評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ	b) <u>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。</u>	・ <u>評価した結果、人的過誤の組合せの発生確率が 10^{-6} 未満^[iii] になっていないこと。</u> ・ <u>人的過誤の発生確率の不確かさが設定されていること。</u>
(9) 格納容器機能喪失頻度の定量化 ①分岐確率の設定	a) <u>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。</u> b) <u>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。</u>	・ <u>分岐確率を定量化する際の基本的な考え方として以下の項目が満たされていること。</u> ➢ <u>最新の知見を考慮したモデル化がなされていること。</u> ➢ <u>検証及び妥当性確認のなされたコードが使用されている</u>

確認項目	確認の視点	判断基準
	c) <u>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。</u>	<u>こと。</u> <u>➤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。</u> <u>➤従属性があるヘディング、プラント損傷状態等の状態に対応した条件が用いられていること。</u> <u>➤工学的判断を用いる場合には、設定根拠の妥当性が確認されていること。</u> <u>➤保守的な仮定によって緩和の可能性が排除されていないこと。</u> <u>➤国内外の PRA モデルと比較して、モデル化の仮定に大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差異が分析されていること。</u>
②格納容器機能喪失 頻度の評価	b) <u>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。</u> c) <u>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。</u>	・<u>レベル 1 PRA との従属性が考慮されていること。</u> ・<u>レアイベント近似、上限近似、その他の近似方法、厳密解等で格納容器機能喪失頻度が算出されていること。</u> ・<u>プラント損傷状態ごと、格納容器機能喪失モードごと等の格納容器機能喪失頻度が算出されていること。</u>
③重要度解析	二	・<u>FV 及び RAW が算出されていること。</u>
(10) 不確実さ解析及 び感度解析 ①不確実さ解析	二	・<u>格納容器機能喪失頻度の平均値及び不確実さの幅（5%値、中央値、95%値及びエラーファクタ（EF））が算出されていること。</u>

確認項目	確認の視点	判断基準
② 感度解析	b) <u>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。</u> c) <u>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。</u>	<u>・格納容器機能喪失頻度等を解析するモデル上の不確かさの要因及び重要な解析条件を特定し、感度解析により結果への影響が把握されていること。</u>

^[i]Nuclear Energy Institute, "Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance," NEI 00-02 Revision 1, May 2006

^[ii]Nuclear Energy Institute, "Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard," NEI 05-04, Rev. 2, November 2008

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

四国電力株式会社伊方発電所 3 号機の格納容器機能喪失に係る
確率論的リスク評価モデルの適切性確認結果

令和 3 年 7 月 1 4 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「PRA」という。）モデルを原子力規制検査において活用するため、平成 31 年 4 月、原子力規制庁は四国電力株式会社（以下「四国電力」という。）が開発していた伊方発電所 3 号機（以下「伊方 3 号機」という。）の内部事象出力運転時の格納容器機能喪失に係る PRA モデル（以下「レベル 1.5 PRA」という。）の提示を受けた。この PRA モデルを確認するため、15 回の事業者面談を実施し、合計 264 個の質問を提示した。PRA モデルの確認に係る経緯を参考 1 に示す。

2. 確認の方法

原子力規制庁は、「検査制度の見直しに関する検討チーム」（以下、「検討チーム」という。）における議論を踏まえ、図 1 に示す PRA モデルの確認フローを作成し、伊方 3 号機の PRA モデルを確認した。

この確認において、まず、海外専門家による確認内容を確認し、第 3 者による PRA モデルの確認が適切に実施されていることを確認した。さらに、事業者が作成した PRA モデル及び PRA モデル説明書の提示を受け、原子力規制検査において使用するうえで技術的に適切であるかを確認した。

PRA モデルの適切性については、日本原子力学会の PRA 実施基準¹、米国機械学会（ASME）及び米国原子力学会（ANS）の PRA 標準²等を参考に、PRA モデルの確認に必要な項目を設定し、それぞれの確認項目について、次の 3 つの視点が満足されているかについて確認した。

- 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 PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。

なお、米国 NRC 職員によるレビューについては、以下の理由によりレベル 1 PRA のみレビューを実施した。

- ・ 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 1.5 P

¹ 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 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

R Aのモデルを作成する上で必要な技術要素の多くは、レベル1 P R Aと同様であること。

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. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化
- c. 格納容器機能喪失モードの設定
- d. 成功基準の設定
- e. 事故シーケンスの分析
- f. 事故進展解析
- g. システム信頼性の評価
- h. 信頼性パラメータの設定
- i. 人的過誤の評価
- j. 格納容器機能喪失頻度の定量化

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、プラント損傷状態の分類、発生頻度の定量化及び格納容器機能喪失モードが設定されている（b 項及び c 項）。
- 設計及び運転手順等に基づいて、事故進展解析が実施され、成功基準が定められている（d 項及び e 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（f 項及び g 項）。
- 運転管理、運転経験等に基づいて機器故障率の信頼性パラメータが設定されている（h 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評価されている（i 項）。
- 運転手順等に基づく事故シナリオに沿って、シビアアクシデント現象の発生確率の定量化がなされている（j 項）。

上記のとおり、プラントの設計情報、運転管理及び運転経験は適切にモデル及びパラメータに反映されていることを確認した。ただし、一部運転管理や手順等で差異があることを確認した（要修正箇所①、②及び中長期的な改善箇所③）。

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以下の事項について、適切に実施

されている必要がある。

- a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化
- b. 格納容器機能喪失モードの設定
- c. 成功基準の設定
- d. 事故シーケンスの分析
- e. 事故進展解析
- f. システム信頼性の評価
- g. 信頼性パラメータの設定
- h. 人的過誤の評価
- i. 格納容器機能喪失頻度の定量化
- j. 不確実さ解析及び感度解析

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。ただし、成功基準の設定及び事故進展解析（c 項及び e 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（中長期的な改善箇所①）。

これに伴い、システム信頼性の評価（f 項）において、実際に使用可能な緩和設備が適切にモデル化できていない箇所を確認した（中長期的な改善箇所④）。

③ 他の類似の P R A モデルとの差異について

他の類似の P R A モデルと比べて差異があれば、その根拠は以下の事項について、明確となっている必要がある。

- a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化
- b. 成功基準の設定
- c. 事故進展解析
- d. 信頼性パラメータの設定
- e. 人的過誤の評価
- f. 格納容器機能喪失頻度の定量化
- g. 不確実さ解析及び感度解析

伊方 3 号機のレベル 1. 5 P R A モデルは、適切性の確認を行う最初のレベル 1. 5 P R A モデルであり、他の類似の P R A モデルはない。

このため、内部事象 1. 5 P R A を構成する技術的要素について、日本原子力学会の学会標準の実施基準、A S A M P S A - 2 プロジェクト³及び原子力規制庁

³ 欧州によるレベル 2PRA のガイドラインを作成することを目的としたプロジェクトである。このレベル 2PRA では、欧州各国の最新知見を反映したシビアアクシデントの発生確率の評価、重大事故時の対策を考慮した評価、レベル 1 PRA の情報を詳細に継承した評価等がなされている。(Emmanuel R, et.al "Advanced Safety Assessment Methodologies : level 2 PSA (European Best Practices L2 PSA guidelines)", European Commission Research and Innovation DG (Project No. 211594, ASAMPSA2), 2012)

におけるレベル 1. 5 P R Aに関する安全研究⁴に関する知見を参考に、確認を実施した。

欧州の最新の取り組みである A S A M P S A - 2 プロジェクトを参考として確認した結果、

- レベル 1 P R A とレベル 1. 5 P R A と両方で考慮する機器の状態の従属性をミニマルカットセットのレベルで考慮した一貫解析が実施されている。
- シビアアクシデント現象の発生確率に最新知見が反映されている。

ことなどから、欧州での最新知見を用いた P R A モデルの作成方法が用いられていることを確認した。

規制庁におけるレベル 1. 5 P R A に関する安全研究に関する知見との比較結果として、格納容器機能喪失頻度の定量化結果、不確実さ解析及び感度解析の結果（f 項及び g 項）については同等の手法が採用されており、技術的な要素に大きな差異がないことを確認した。

ただし、事業者が実施した重大事故等対処設備を考慮した事故進展解析（c 項）において、最新の解析コードが使用されていないことを確認した（中長期的な改善箇所②）。また、人的過誤の評価（e 項）の仮定において、一部モデル化が適切でない箇所を確認した（中長期的な改善箇所⑤）。

以上の①～③の視点に基づく適切性確認結果として、伊方 3 号機の P R A モデルは詳細な設計情報、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うえ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、2 個の要修正箇所及び 6 個の中長期的な改善箇所を確認した。

（３）修正等が必要な事項

P R A モデルの一部において、表 1 に示すように要修正箇所が 2 点確認された。また、表 2 に示すように中長期的な改善箇所が 6 点確認された。

（要修正箇所）

以下の 2 点については、リスク重要度が適切に算出されない可能性があることから、要修正箇所とした。これらの修正箇所は、事業者がモデルの修正を行う予定であることを確認した。

① システム信頼性解析の交互運転のモデル化

緩和設備のサポートをする原子炉補機冷却系統などは定期的に運転を切り替える運用になっているにも関わらず、フォールトツリーにこのような運用が反

⁴ 原子力規制庁「安全研究成果報告 重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析（RREP-2020-2002）」等を参考とした。

映されていないため修正すべきである。

② 信頼性パラメータの健全性確認間隔の設定

PRAモデルでは健全性確認間隔を40年とする設備があるが、検査計画に基づく間隔（例：1回/年）へとモデル化すべきである。

（中長期的な改善箇所）

中長期的な改善箇所は以下の6点である。これらは、結果へ大きな影響がないと考えられること及び直ちに修正することが困難であることから、今後修正すべき箇所として中長期的な改善箇所とした。

- ① 事故進展解析におけるより現実的な仮定を用いた解析の実施
- ② 事故進展解析における最新解析コードの使用
- ③ フロントライン及びサポート系の使命時間の整合性
- ④ 使用可能な緩和設備のモデル化
- ⑤ 人的過誤確率の従属性の考慮
- ⑥ 海外専門家レビューの未反映事項の反映

（その他の事項）

伊方3号機のPRAモデルは、レベル1PRAとレベル1.5PRAが結合された一貫して解析できるモデルである。このため、伊方3号機のレベル1PRAモデルに対する指摘事項（起因事象における外部電源喪失頻度、共通原因故障のモデル化等の課題）は、レベル1.5PRAについても同様に指摘事項となる。

4. 原子力規制検査での活用に係る留意点

上述した修正が必要な事項に係るリスク評価については、原子力規制庁はPRAモデルを変更するなど留意して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及び②）については、令和4年度に事業者が修正する予定であることから、原子力規制庁は修正箇所を確認し、修正されたPRAモデルを活用することとする。なお、原子力規制庁は必要に応じて実際の運用等を反映した解析を実施するなど適切なリスク評価を検討する。

（2）中長期的な改善箇所に係る留意点

レベル1.5PRAモデルの中長期的な改善箇所のうち、③及び⑤については原子力規制庁がPRAモデルを変更した参考解析等を実施するとともに、最新知見等を勘案し、リスク重要度への影響を把握したうえで、SDP評価に活用する。

その他の①、②、④、⑥については、検査指摘事項に係わるSDP評価に影響が生じると判断すれば、この結果を参考に定性的な評価を行うこととする。なお、本改善箇所への事業者の対応状況は適宜面談で確認していく。

(3) その他の事項に係る留意点

レベル1PRAでの指摘事項については、レベル1PRAモデルの留意事項と同様、レベル1.5PRAにおいても参考解析等を実施して、リスク重要度への影響を把握したうえで、SDP評価に活用する。

表 1 伊方 3 号機レベル 1. 5 P R A モデルの修正箇所一覧

番号	修正箇所	指摘事項	今後の方針
1	システム信頼性解析の交互運転のモデル化	原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系、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。	令和 4 年度上期を目処に、事業者が修正する。
2	信頼性パラメータの健全性確認間隔の設定	P R A モデルでは、健全性確認間隔を 4 0 年とする設備があるが、検査計画に基づく間隔(例：1 回/年)へとモデル化すべきである。	令和 4 年度上期を目処に、事業者が修正する。

注：上記の他、以下のレベル 1 P R A モデルの指摘事項についても反映することが適切である。

- ・ 外部電源喪失の発生頻度
- ・ 交互運転している系統（原子炉補機冷却系等）のモデル化
- ・ 共通原因故障の範囲及び発生頻度

表2 伊方3号機レベル1.5 PRAモデルの中長期的な改善箇所一覧

番号	修正箇所	指摘事項	今後の対応方針
1	事故進展解析におけるより現実的な仮定を用いた解析の実施	熱水力解析には保守的な仮定が含まれていることから、より現実的な仮定に基づき実施すべきである。	事業者が今後実施する予定。
2	事故進展解析における最新解析コードの使用	解析ではMAAP4が使用され、最新版のMAAP5が使用されていない。最新知見を反映したコードを用いるべきである。	事業者が今後実施する予定。
3	フロントライン及びサポート系の使命時間の整合性	使命時間を7日間としている緩和設備に関して、そのサポート系の使命時間を24時間としている場合があるため、これらの整合を取るべきである。	規制庁が使命時間の違いによる影響を把握する。
4	使用可能な緩和設備のモデル化	格納容器破損防止又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。	事業者が今後検討を行い、PRAモデルを高度化する。
5	人的過誤確率の従属性の考慮	レベル1PRAとレベル1.5PRAの緩和操作の人的過誤に関して、時間的に離れていること、操作余裕時間が長いこと、指揮系統が変わること等の理由から従属性を考慮しないとしているが、これらの従属性を考慮すべきである。	規制庁が人的過誤確率の変更による影響を把握する。
6	海外専門家レビューの未反映事項の反映	海外専門家によるピアレビューの指摘のうち、未反映事項は反映する必要がある。	事業者が今後検討を行い、PRAモデルを高度化する。

注：上記の他、以下のレベル1PRAモデルの指摘事項についても反映することが適切である。

- ・冷温停止及び冷温停止に失敗した高温停止の2つの状態を安定状態と定義している
- ・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
- ・機器故障率に、国内機器故障率を用いている
- ・大きな保守性を含んだ成功基準解析を実施している

表 3 海外専門家レビューの反映状況

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。

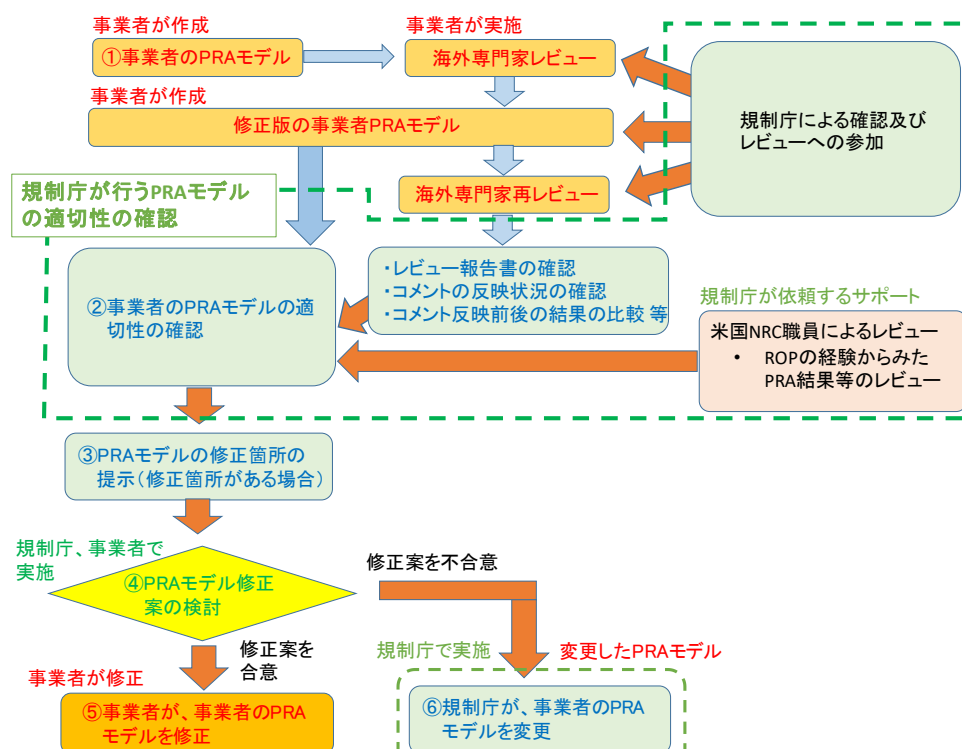


図1. 原子力規制検査で使用するPRAモデルの確認フロー

検討チームにおける伊方3号機のPRAモデル確認の経緯

平成31年3月：	事業者と原子力規制でのレベル2のPRAモデルに対する確認方針に関する意見交換を実施
平成31年4月：	事業者は、原子力規制検査で使用予定のPRAモデルを提示
令和元年6月：	第27回検査制度の見直しに関するWGにおいて、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド(試運用版) 附属書7を提示
令和元年10月：	規制庁は、事業者にPRAモデルの確認事項(その1)を提示
令和元年11月～	事業者は、規制庁のPRAモデルの確認事項(その1)に回答 (緊急事態宣言等による面談の中断)
令和2年1月：	
令和2年3月～	
令和2年6月：	
令和2年8月：	規制庁は、事業者にPRAモデルの確認事項(その2)を提示
令和2年10月：	規制庁は、事業者にPRAモデルの確認事項(その3)を提示
令和2年10月～令和2年11月：	事業者は、規制庁のPRAモデルの確認事項(その2)に回答
令和2年11月～	事業者は、規制庁のPRAモデルの確認事項(その3)に回答
令和2年12月：	
令和2年12月：	規制庁は、事業者にPRAモデルの確認事項(その4)を提示
令和3年1月：	事業者は、規制庁のPRAモデルの確認事項(その4)に回答
令和3年2月：	規制庁は、これまでの確認事項の結果を提示し、事業者の取り組みについて聴取
令和3年3月：	事業者は、規制庁のPRAモデルの補足質問等に回答
令和3年4月：	規制庁は、これまでの確認事項の結果を共有
※令和2年6月：	事業者は、規制庁に新たなPRAモデルを提示した。 規制庁は確認作業を行っているモデルの確認を優先し、新たなPRAモデルは、別途確認を行うこととした。