

## 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について（第2回）

令和2年3月25日  
原子力規制庁

### 1. 経緯

令和2年3月4日の第68回原子力規制委員会において、事業者PRAモデルの適切性確認ガイド、伊方3号機PRAモデルの確認結果及び今後の進め方について議論が行われた。その中で出された意見を踏まえ、修正した事業者PRAモデルの適切性確認ガイド（案）及び伊方3号機PRAモデルの確認結果（案）を別紙1及び別紙2に示す。

### 2. 今後の進め方（案）

- 伊方3号機PRAモデルは適切に作成されていたことから、上記の修正箇所などの反映状況などに留意して、令和2年度からの原子力規制検査の本格運用で活用していく。事業者が修正したPRAモデルについては、随時事業者から貸与を受けていく。
- 他プラントのPRA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こととし、原子力規制委員会に対しては原子力規制検査の四半期報告の中で適切性確認結果を報告する。
- PRAモデルの更新時の確認については、原則として設備の追加等に伴いPRAモデルが大規模に改訂された際に、変更点を中心に実施する。

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

(案)

原子力規制庁  
原子力規制部  
検査監督総括課

－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 ...	5

## 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 PRA モデル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<sup>1</sup>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確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）モデル<sup>2</sup>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（起回事象の分類、起回事象の発生頻度、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<sup>3</sup>、日本原子力学会の PRA 実施基準<sup>4</sup>、米国機械学会及び米国原子力学会の PRA 標準<sup>5</sup>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。

---

<sup>1</sup> 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/0000037.html](https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/kensaseido_minaoshi/0000037.html)

<sup>2</sup> 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（起回事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）等を指す。

<sup>3</sup> 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

<sup>4</sup> 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

<sup>5</sup> 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)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したり、必要であれば米国 NRC 等の専門家に確認を依頼したりして、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。

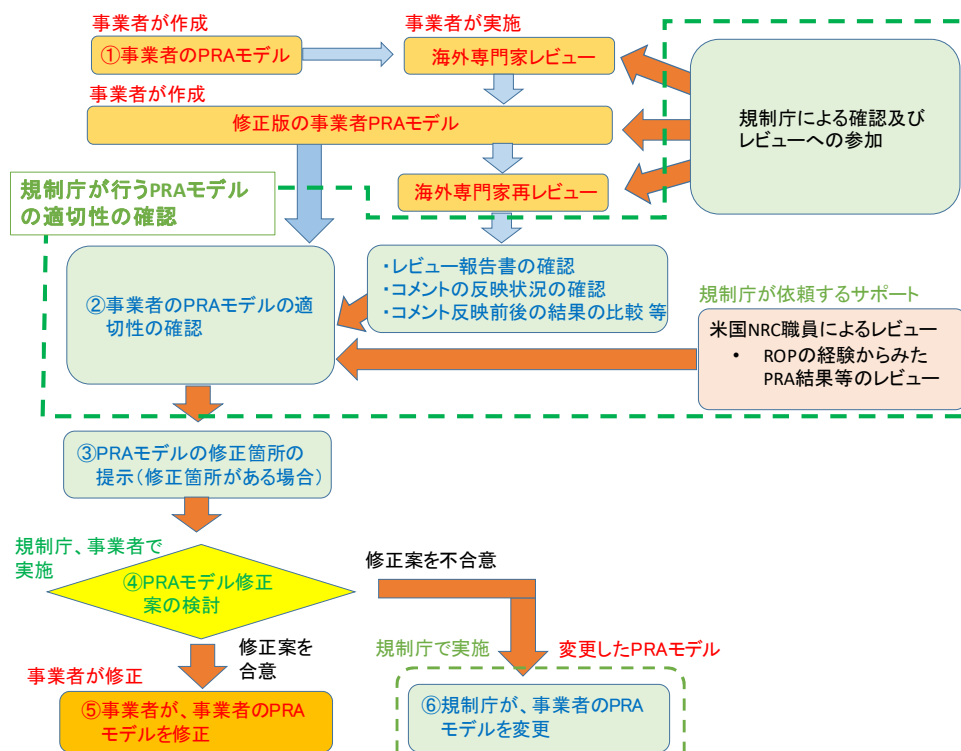


図 1. 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

## 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。

## 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<sup>6</sup>。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。

<sup>6</sup> 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 17032914 号、平成 29 年 3 月 29 日改定、<https://www.nsr.go.jp/data/000183879.pdf>

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. 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) 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。
- (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. の適切性の確認項目に対して、2. の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。



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
  - (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かさ

事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル 1 PRA ）（続き）

(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 1PRA）

確認項目	確認の視点	判断基準
<p>1. 評価対象 (1) ピアレビューについて</p>	<p>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) 起回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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ピアレビューを実施していること。ピアレビューの主要な要件は、以下の通りであること。</li> <li>➤ 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り、ピアレビューの経験者であること。</li> <li>➤ 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。</li> <li>➤ 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していること。</li> <li>➤ ピアレビューは、十分な時間をかけて実施していること。</li> <li>➤ 技術的なレビューの内容は、米国におけるピアレビュー<sup>7,8</sup>に相当するものであること。</li> </ul>

<sup>7</sup> Nuclear Energy Institute, "Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance," NEI 00-02 Revision 1, May 2006

<sup>8</sup> Nuclear Energy Institute, "Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard," NEI 05-04, Rev. 2, November 2008

確認項目	確認の視点	判断基準
		▶ PRA モデルへピアレビューの指摘 (Finding) を反映すること。
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	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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用した設計情報、運転情報等は、最新のものであること。</li> </ul>
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	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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・過去に発生した事例を分析し、起回事象を選定していること。</li> <li>・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。</li> <li>・起回事象を選定するため、プラントの設備を列挙し、各設備故障の影響を分析していること。</li> </ul>
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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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をしていないこと。</li> </ul>
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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・最新の知見を使用していること。</li> <li>・運転経験に見合った評価対象期間を選定し</li> </ul>

確認項目	確認の視点	判断基準
		<p>ていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価対象期間中に発生した事例を全て抽出していること。</li> </ul>
<p>(2) 成功基準の設定</p> <p>① 炉心損傷の定義</p>	<p>b) 起回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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解析の手法や内容に対応した炉心損傷を定義していること。</li> </ul>
<p>② 成功状態の定義</p>	<p>b) 起回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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・プラントが十分安定している状態を成功の状態であると定義していること。</li> </ul>
<p>③ 起回事象ごとの緩和機能</p>	<p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
<p>④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠</p>	<p>b) 起回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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用し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。</li> <li>・使用した解析条件は、評価対象プラントの状態に対応したものをを用いていること。</li> </ul>
<p>⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）</p>	<p>b) 起回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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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を考慮して設定していること。</li> </ul>
<p>⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）</p>	<p>b) 起回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</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使命時間は、②の成功状態に至る時間を考慮して設定していること。</li> </ul>

確認項目	確認の視点	判断基準
	定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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していること。</li> </ul>
(3) 事故シーケンスの分析 ① イベントツリー毎の作成上の仮定とその根拠	b) 起回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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・イベントツリーのロジックに間違いがないこと。</li> <li>・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。</li> </ul>
② 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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
③ 事故シーケンスの展開	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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
(4) 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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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</li> </ul>

確認項目	確認の視点	判断基準
		<p>くても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>
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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。</li> </ul>
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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。</li> </ul>
(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	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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・プラント固有の機器故障率を用いていること。</li> </ul>

確認項目	確認の視点	判断基準
		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。	・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、その差異の分析をしていること。
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を選定して、モデル化していること。 ・復旧失敗確率の算出に使用する情報は、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) 起回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。	・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したもの、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) 起回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。	・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) 起回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。	・評価した結果、人的過誤の発生確率が $10^{-6}$



確認項目	確認の視点	判断基準
		<p>未満<sup>9</sup>になっていないこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・人的過誤の発生確率の不確かさが設定されていること。</li> </ul>
<p>(7) 事故シーケンスの定量化</p> <p>① 炉心損傷頻度の評価</p>	<p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・レアイベント近似、上限近似、その他の近似方法、厳密解等で炉心損傷頻度を算出していること。</li> <li>・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がある場合は、差異の理由を分析していること。</li> </ul>
<p>② 重要度解析</p>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・FV 及び RAW を算出していること。</li> </ul>
<p>(8) 不確かさ解析及び感度解析</p> <p>① 不確かさ解析</p>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・パラメータの不確かさ解析では、機器故障率データに合わせて知識の相関 (SOKC) を設定していること。</li> </ul>
<p>② 感度解析</p>	<p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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を実施して、PRA モデルの感度を把握していること。</li> </ul>

<sup>9</sup> 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3号機PRAモデルの適切性確認結果（案）

令和2年3月25日  
原子力規制庁

## 1. 経緯

原子力規制検査において事業者が作成した確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）モデルを活用するため、平成29年10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レベル1PRAモデルの提示を受けた。このPRAモデルを確認するため、海外専門家によるPRAモデルの確認を傍聴し、PRAモデルについて合計265個の質問を提示し、15回の事業者面談によりPRAモデルを確認した。さらに、米国原子力規制委員会（以下、「米国NRC」という。）に伊方3号機のPRAモデルの確認を依頼した。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、まず事業者が実施するピアレビューもしくは海外専門家による確認を傍聴することで、第三者による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。その後、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、PRAに係る安全研究で得た知見、日本原子力学会のPRA実施基準、米国機械学会及び米国原子力学会のPRA標準などを参考に、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 起因事象の発生箇所や規模を特定するなど、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。

上記の確認の他、米国NRCの専門家にPRAモデルの結果である炉心損傷頻度、炉心損傷となる緩和設備の故障の組み合わせ、機器の重要度などを提示して確認を依頼した。

## 3. 確認結果

## (1) 適切性の判断

伊方3号機のPRAモデルに関しては、(2)の①～③の視点から適切性確認を

行った結果、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。ただし、要修正箇所が3点及び中長期的な改善箇所が4点あることが確認された。

## (2) PRAモデル適切性について

### ①設計、運転管理、運転経験等のプラント情報

適切にプラントのリスク評価を行うためには、プラントの設計情報、運転管理及び運転経験の情報を下記のモデル及びパラメータに反映することが必要である。

- 起回事象の選定、起回事象の発生頻度
- 事故の進展の解析
- 事故の進展を模擬したイベントツリー
- 緩和設備のフォールトツリー
- 機器故障の確率及び共通原因故障の確率
- 運転員の操作過誤

確認の結果、

- 詳細な設計情報がフォールトツリーに反映されていた。
- 事故進展の解析に基づきイベントツリーが作成されていた。
- 運転管理及び運転経験は、起回事象の発生頻度及び機器故障確率を算出する際におおむね適切に使用されていた。

ことなどから、適切にプラントの設計情報、運転管理及び運転経験が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。

### ②起回事象の発生箇所等のモデル化

起回事象の発生箇所、発生原因などの設定において、過度に厳しいもしくは甘い評価結果にならないように、発生箇所ごとに評価すること、発生原因をフォールトツリーなどでモデル化することをして、リスク評価を実施する必要がある。

原子炉冷却材漏えい事故については、発生箇所を一番厳しい箇所で代表させるモデル化をしていたものの、リスク評価結果に影響しないことを確認した。また、緩和設備のサポートをする原子炉補機冷却系統などの故障を原因とする起回事象については、詳細にフォールトツリーを用いてモデル化していることを確認した。

### ③他の類似のPRAモデルとの比較

伊方3号機のPRAモデルについては、事業者から提示を受けた初めてのPRAモデルであり、国内における類似のプラントのPRAモデルはなかったことから、原子力規制庁の安全研究において開発を継続しているPRAモデルと比較した。

比較の結果、伊方3号機のPRAモデルは詳細な設計情報、運転管理及び運転経験が反映されており、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。

なお、米国NRCの確認の結果、原子力規制検査等のリスク情報を活用した活動において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。

### (3) 修正が必要な事項

PRAモデルの一部において、表1に示すように要修正箇所が3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4点確認された。

#### ①設計、運転管理、運転経験等のプラント情報に係る箇所

起因事象の一つである外部電源喪失の発生頻度が適切に算出されていないことが確認された。さらに、緩和設備のサポートをする原子炉補機冷却系統などの共通原因故障確率の設定が適切でない箇所が確認された。

また、イベントツリーについては、安定に停止したプラントの状態を成功の状態とする必要があるが、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ことが確認された。さらに安定に停止したプラントの状態に至るまでの時間を24時間と統一しており、安定に停止したプラント状態を冷温停止とした場合、事故シーケンスによっては緩和設備に長期間の動作が要求されるものもある。

上記の箇所に加え、成功基準解析については、使用したコードが許認可解析で用いたコード(SATAN-M、WREFLOOD、LOCTA-IV等)であり、さらに解析条件は許認可解析の条件もしくは許認可解析の条件に類似した条件を用いており、大きな保守性を含んだ解析であることが確認された。

これらの箇所は、直ちに修正することが困難であるものの、今後修正すべき箇所として中長期的な改善箇所とした。

#### ②起因事象の発生箇所等のモデル化に係る箇所

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映されていないことが確認された。

さらに、冗長性のある機器のうち運転状態が違う機器についても、共通原因故障をモデル化すべきところ、運転状態が違う機器については共通原因故障がモデル化されていなかった。

#### ③他の類似のPRAモデルとの比較に係る箇所

使用している国内機器故障率は、米国の機器故障率に比べ1桁から2桁小さい値であるにも関わらず、この差異について分析されていないことが確認された。この箇所は直ちに修正することが困難であるものの、今後修正すべき箇所として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

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、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、感度解析を実施するなど留意してP R A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

外部電源喪失事象の発生頻度については、令和3年度末までに事業者が修正することになっているが、令和2年度からのP R Aモデルの活用には、原子力規制庁が暫定的に算出した外部電源喪失の発生頻度を使用することとする。

また、次に示す系統に係る検査指摘事項については、リスク重要度が低く算出される可能性があることから、実際の重要度評価にあたっては感度解析を実施するなど保守的な評価が必要である。

#### ○緩和設備のサポート系（原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系など）

定期的に運転するトレインを切り替える運用がモデル化されていないため、共通原因故障の設定に係る修正箇所については、令和元年度末まで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P R Aモデルを活用することとする。

#### (2) 中長期的な改善箇所に係る留意点

安定に停止したプラントの状態については、原子力規制庁が高温停止、冷温停止及び冷温停止に失敗した高温停止の3つの状態におけるリスク重要度への影響を感度解析によって把握する。

また、使用している機器故障率が米国の機器故障率と比べて低く、リスク重要度が低く算出される可能性があるため、原子力規制庁が米国の機器故障率などを用いた感度解析を実施して、リスク重要度への影響を把握する。なお、事業者においては、P R Aのために個別プラントの機器故障率に係るデータを収集しており、このデータをもとにプラント平均の故障率を令和元年度末までに算出する予定となっている。その後、四国電力はこれらのデータ等を用いて、伊方3号機の故障率を整備する予定となっている。

さらに、**大きな保守性を含んだ**成功基準解析については、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、事業者が最確推定の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P R Aモデルへ反映されていることを確認していく。

表1 伊方3号機のPRAモデルの修正箇所一覧

番号	修正箇所	理由	今後の方針
1	外部電源喪失の発生頻度	外部電源喪失の原因となる自然災害（地震、風雪等）、送電網の不具合、送電線の不具合等の特徴は、プラント型式で大きな差異はないため、PWR及びBWRの運転経験を含めることが適切である。なお、これまでに発生した地震のうち、直接プラント内の機器等に影響を与えず外部電源を喪失させた地震については、内部事象PRAの外部電源喪失に含めることが適切である <sup>注1)</sup> 。	令和3年度末までに事業者がPRAモデルを修正
2	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、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3年度末までに事業者がPRAモデルを修正
3	共通原因故障の範囲及び発生頻度	共通原因故障を考慮する機器の範囲について、冗長性のある機器のうち運転状態が違う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。また、共通原因故障により起回事象が発生する可能性がある場合、その共通原因故障は、1年間に発生する頻度を算出することが適切である。	発生頻度については、令和元年度末までに事業者がPRAモデルを修正

注1) 地震時を対象にしたPRAにおいては、一般的に、地震によりプラントが停止するような事象を評価対象にする。

表2 伊方3号機のPRAモデルの中長期的な改善箇所一覧

番号	修正箇所	理由	今後の方針
1	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	安定状態を複数設定することで、全炉心損傷頻度、機器の重要度等に及ぼす影響が定かではないため。	原子力規制庁が、安定状態の定義の違いによる影響を評価
2	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。	安定状態の定義により、24時間以上の使命時間が必要な場合もあるため。	
3	機器故障率に、国内機器故障率を用いている。	国内機器故障率は、米国の機器故障率に比べ1桁から2桁程度小さい値であるため、この差異を分析する必要がある。	事業者が機器故障率の算出方法を検討中 なお、令和元年度末までにプラント平均の故障率を算出。その後、伊方3号機の故障率を整備する予定
4	大きな保守性を含んだ成功基準解析を実施している。	成功基準解析は、プラントの状態を精度良く解析できる最適評価コードを用い、評価対象プラントの状態に対応した解析条件を用いた最確推定が好ましいため。	事業者が最確推定の成功基準解析を実施中

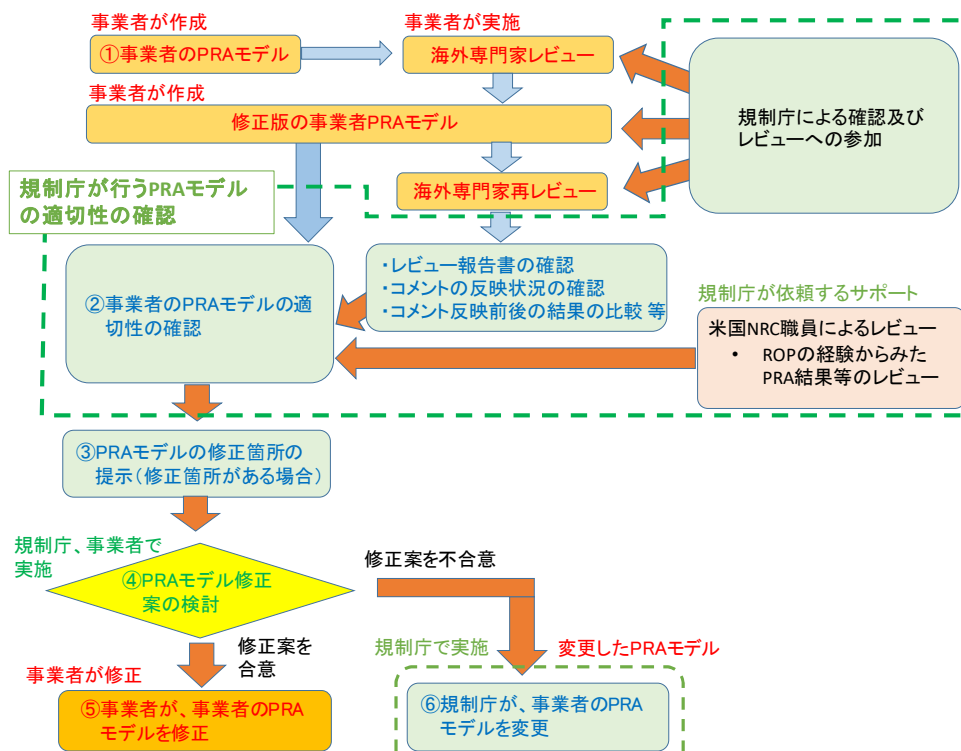


図 1. 原子力規制検査で使用する P R A モデルの確認フロー



## 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29年4月： 伊方3号機のPRAモデルの整備に係る進捗状況を聴取。
- 平成29年8月： 伊方3号機のPRAモデルを確認及び活用する上で必要となる資料を確認。
- 平成29年10月： 事業者は、開発途中の伊方3号機のPRAモデルを提示。
- 平成29年12月： 第14回検査制度の見直しに関するワーキンググループにて、事業者のPRAモデル開示及びPRAモデルの確認フローについて議論。
- 平成30年4月： 伊方3号機のPRAモデルの開示の条件について意見交換。
- 平成30年7月： PRAモデルの適切性の確認項目を開示。
- 平成30年8月： 事業者が実施した海外専門家レビューを傍聴。
- 平成30年9月： PRAモデルの確認を効率化するため、事業者が実施する海外専門家レビューの活用や米国原子力規制委員会（NRC）の職員による確認の活用を検討。
- 平成30年11月： 事業者は、開発途中の伊方3号機のPRAモデルを再提示。
- 平成31年1月： 提示を受けたPRAモデルを対象にした質問を事業者に提示。
- 平成31年2月： 提示を受けたPRAモデルを対象にした質問の2回目を事業者に提示。事業者は、1月に提示した質問について回答。
- 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。事業者は、2月までに提示した質問について回答。
- 令和元年5月： 提示を受けたPRAモデルを対象にした質問の3回目を事業者に提示。事業者は、2月までに提示した質問について回答。米国NRCの職員にPRAモデルの確認を依頼。
- 令和元年7月： 事業者は、5月までに提示した質問について回答。
- 令和元年8月
- ～令和2年2月： 事業者の質問回答を確認。
- 令和元年9月： 米国NRCの職員がPRAモデルの確認を実施。