

(案)

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

【 発電用原子炉 】

—目次—

1. 目的
2. 適用範囲
3. 適切性の確認の基本的な考え方
4. 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
6. PRA モデルの更新時における適切性の確認

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¹こととしている。

本ガイドは、発電用原子炉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²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の原子力規制検査に用いる PRA モデルにのみ適用する。

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³、日本原子力学会の PRA 実施基準⁴、米国機械学会及び米国原子力学会の PRA 標準⁵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

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/00000_037.html

² 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。

³ 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

⁴ 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

⁵ 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

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の PRA モデルを変更する。

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.の確認項目毎に以下の 3 つの視点から行う。

- 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。

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.の適切性の確認の視点から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、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 イベントツリー毎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
1. 評価対象 (1) ピアレビューについて	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。	・米国におけるピアレビュー ^{7,8} に相当するピアレビューを実施していること。
2. 評価に必要な情報の収集及び分析 (1) 設計情報、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。	・使用した設計情報、運転情報等は、最新のものであること。
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。	・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。 ・体系的な選定ができる手法（FMEA 等）が使用されていること。 ・起回事象を選定するため、プラントの設備を列挙し、各設備故障の影響を分析していること。
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	・類似の事故シーケンスとなる起回事象がグ

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

⁸ 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
	情報を適切に反映していること。	<p>ループ化されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> グループ化される際、起回事象発生頻度に影響するようなグループ化をしていないこと。(例えば、炉心損傷に対する影響の大きい起回事象をグループの代表と設定し、グループの中で影響の小さい起回事象の発生事例の件数を除くことをしていないこと。)
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。	<ul style="list-style-type: none"> 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。 最新の知見を使用していること。 運転経験に比べ、評価対象期間が著しく少なくなっていないこと。(例えば、起回事象の発生件数を、運転経験の 1/10 以内の期間に限定していないこと。) 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。
(2) 成功基準の設定 ① 炉心損傷の定義	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"> 解析に合った炉心損傷を定義していること。(例えば、被覆管温度が 1200℃で炉心損傷になると仮定する。)
② 成功状態の定義	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	<ul style="list-style-type: none"> プラントが十分安定している状態(例えば冷温停止)を成功の状態であると定義して

確認項目	確認の視点	判断基準
	定が適切であること。	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) 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。	・使用した熱水力解析コードは、安全解析の使用実績等の信頼性のある解析コードであること。 ・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用いていること。
⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）	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。	・余裕時間は、炉心損傷までの時間、設備の準備にかかる時間等を考慮して設定していること。
⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）	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。	・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。 ・使命時間が違う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。
(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。	・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。

確認項目	確認の視点	判断基準
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"> ・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	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"> ・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。
(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"> ・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。もし、モデル化していない設備があれば、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てモデル化されていること。(電源系、冷却系、空調系等) もし、モデル化していない設備があれば、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	<ul style="list-style-type: none"> ・要求される機能の喪失原因として、必要な

確認項目	確認の視点	判断基準
	情報を適切に反映していること。	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。
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、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
(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。	・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していること。 ・プラント固有の機器故障率を用いていること。
	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。	・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。

確認項目	確認の視点	判断基準
		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、もしく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} 未満 ⁹ 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。 ・国内の類似プラントの PRA 結果、米国の類似プラントの PRA 結果と比較して大き

⁹ M. Presley, "A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Values for Joint Human Error Probabilities," EPRI3002003150, EPRI, 2016

確認項目	確認の視点	判断基準
		な差がある場合は、差異の理由を分析していること。
② 重要度解析	—	・ FV 及び RAW を算出していること。
(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) を設定していること。
② 感度解析	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。	・ 炉心損傷頻度等に影響する計算モデル (例えば RCP シール LOCA 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。

