

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)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

目 次

1	目的	1
2	適用範囲	1
3	適切性の確認の基本的な考え方.....	1
4	原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー.....	2
5	適切性の確認	3
6	PRA モデルの更新時における適切性の確認.....	3
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

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。

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^[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/youshikisya/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 1 PRA 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 2 PRA 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

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

○改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○運用の明確化 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) ○記載の適正化	

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

- (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

- (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

事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル 1.5PRA）

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
- (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
<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) 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"> ・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。 ➤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。 ➤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。 ➤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。 ➤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^{[i],[ii]}に相当するものであること。 ➤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。
<p>2 評価に必要な情報の収集及び分析</p>	<p>a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・使用されている設計情報、運転情報等は、

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

確認項目	確認の視点	判断基準
(1) 設計情報及び運転管理情報	情報を適切に反映していること。	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。	<ul style="list-style-type: none"> ・過去に発生した事例が分析され、起回事象が選定されていること。 ・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、プラントの設備が列挙され、各設備故障の影響が分析されていること。
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。	<ul style="list-style-type: none"> ・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されていないこと。
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。 ・最新の知見が使用されていること。 ・運転経験に見合った評価対象期間が選定されていること。 ・評価対象期間中に発生した事例が全て抽出されていること。
(2) 成功基準の設定	b) 評価結果に影響するようなモデル化の	・解析の手法や内容に対応した炉心損傷が定

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

確認項目	確認の視点	判断基準
①炉心損傷の定義	仮定が適切であること。	義されていること。
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されていること。
③起因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。	・使用され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。 ・使用された解析条件は、評価対象プラントの状態に対応したものが用いられていること。
⑤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、炉心損傷までの時間、設備の準備に要する時間等が考慮されて設定されていること。
⑥緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）	b) 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。
(3) 事故シーケンスの分析	b) 評価結果に影響するようなモデル化の	・イベントツリーのロジックに間違いがない

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

確認項目	確認の視点	判断基準
①イベントツリーごとの作成上の仮定とその根拠	仮定が適切であること。	<p>こと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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	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。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

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

確認項目	確認の視点	判断基準
		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。	<ul style="list-style-type: none"> 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。	<ul style="list-style-type: none"> 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。
(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"> 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。
	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。	<ul style="list-style-type: none"> 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。
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。	<ul style="list-style-type: none"> 復旧できる機器及び機器故障モードが選定されて、モデル化されていること。

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

確認項目	確認の視点	判断基準
		<ul style="list-style-type: none"> ・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。	<ul style="list-style-type: none"> ・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。	<ul style="list-style-type: none"> ・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。	<ul style="list-style-type: none"> ・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。	<ul style="list-style-type: none"> ・評価した結果、人的過誤の組合せの発生確率が 10^{-6} 未満^[註]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。	<ul style="list-style-type: none"> ・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

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

確認項目	確認の視点	判断基準
		ること。
②重要度解析	—	・ FV 及び RAW が算出されていること。
(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）が設定されていること。
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されて、PRA モデルの感度が把握されていること。

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

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）

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) 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"> ・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。 ➤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。 ➤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。 ➤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。 ➤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。 ➤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。
<p>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</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"> ・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。
<p>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</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"> ・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

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

確認項目	確認の視点	判断基準
<p>度の定量化</p> <p>①プラント損傷状態の分類</p>		<p>れていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。
<p>②プラント損傷状態の設定</p>	<p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
<p>③プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度の定量化</p>	<p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・レベル 1 PRA 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

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

確認項目	確認の視点	判断基準
		ごとの発生頻度が求められていること。
(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	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。
② 格納容器耐力の設定	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。	・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。
③ 格納容器機能喪失モードの設定	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。	・格納容器の負荷特性及び耐力の同定結果に基づき、格納容器機能喪失モードが設定されていること。
(3) 成功基準の設定 ① 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。 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。	・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容器圧力、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) 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及び緩和に有効な安全機能が同定されていること。
③ 成功基準の設定	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。	・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

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

確認項目	確認の視点	判断基準
	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。	<p>ること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 (解析コードまたは評価モデルを用いる場合) ・ 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。
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。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。

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

確認項目	確認の視点	判断基準
(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。	<ul style="list-style-type: none"> ・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。	<ul style="list-style-type: none"> ・イベントツリー毎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。	<ul style="list-style-type: none"> ・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。	<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。 ・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。
(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。	<ul style="list-style-type: none"> ・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

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

確認項目	確認の視点	判断基準
		<p>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。</p>
<p>②代表事故シーケンスの選定</p>	<p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
<p>③代表事故シーケンスの解析</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) 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"> ・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。
<p>(6) システム信頼性の評価 ①緩和設備の分析</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) 評価結果に影響するようなモデル化の</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

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

確認項目	確認の視点	判断基準
	<p>仮定が適切であること。</p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。
<p>②緩和設備に要求される機能の喪失原因</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> <p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
<p>③緩和設備の故障</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> <p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

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

確認項目	確認の視点	判断基準
		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。	<ul style="list-style-type: none"> 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。
	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。	<ul style="list-style-type: none"> 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。
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。	<ul style="list-style-type: none"> 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。
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。	<ul style="list-style-type: none"> 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。
(8) 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。	<ul style="list-style-type: none"> 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。
	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。	

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

確認項目	確認の視点	判断基準
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。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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実さ	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。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 人的過誤の発生確率の不確実さが設定されていること。
(9) 格納容器機能喪失頻度の定量化 ①分岐確率の設定	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。 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。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 最新の知見を考慮したモデル化がなされていること。 ➢ 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。 ➢ 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。 ➢ 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。 ➢ 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。 ➢ 国内外の PRA モデルと比較して、モデル

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

確認項目	確認の視点	判断基準
		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。
②格納容器機能喪失頻度の評価	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。	<ul style="list-style-type: none"> ・ レベル 1 PRA との従属性が考慮されていること。 ・ レアイベント近似、上限近似、その他の近似方法、厳密解等で格納容器機能喪失頻度が算出されていること。 ・ 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。
③重要度解析	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ FV 及び RAW が算出されていること。
(10) 不確実さ解析及び感度解析 ①不確実さ解析	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。
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。 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。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器機能喪失頻度等を解析するモデル上の不確実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。

[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