

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4日
原子力規制庁

1. 経緯

原子力規制庁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、原子力規制庁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3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3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。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

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PRA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PRA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。

表 1 伊方3号機のP R A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P R Aの外部電源喪失に含めることが適切である ^{注1)} 。 | 令和3年度末までに事業者がP R A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P R A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P R Aモデルを修正 |

注1) 地震時を対象にしたP R A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 |

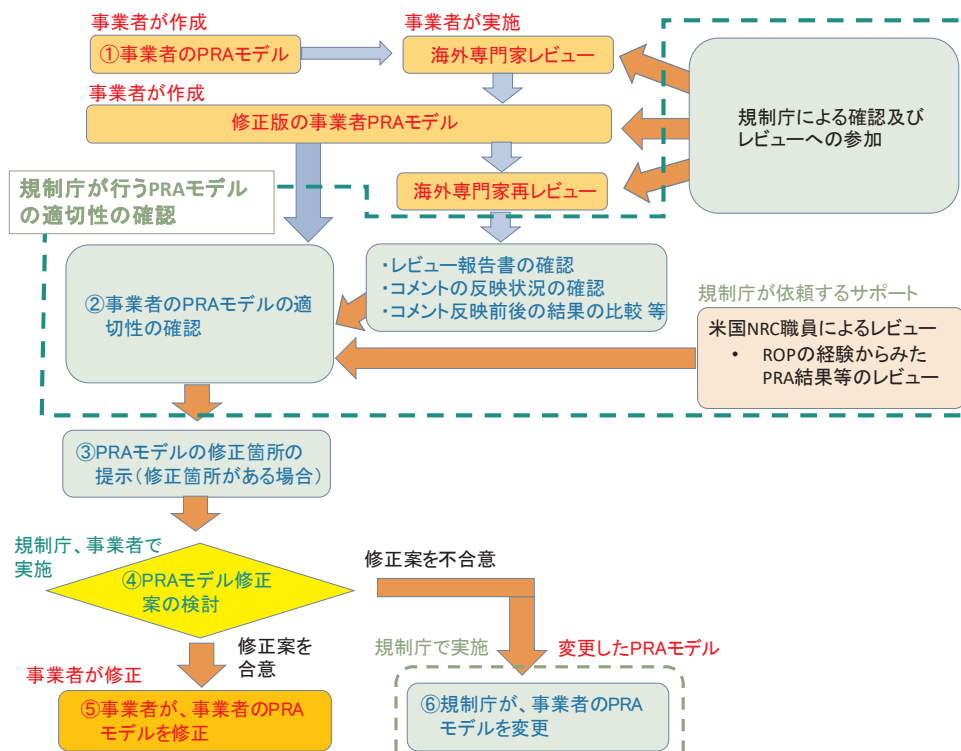


図 1. 原子力規制検査で使用する P R A モデルの確認フロー

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。