

事業者のPRAモデルの適切性確認の 現状と規制側の期待

2024年11月12日

原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課
検査評価室 上席検査監視官 米林 賢二



1. はじめに
2. 原子力規制検査におけるPRAの活用
3. 事業者のPRAモデルの使用を決定した経緯
4. 適切性確認の実績
5. 産業界*1と議論すべき中長期的改善箇所
6. 適切性確認作業における課題
7. 規制側の期待
8. PRAが広く信頼を得るには
9. おわりに

* 1 : 本資料では、電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）及び原子力エネルギー協議会（ATENA）を意味する。



- 原子力規制検査では、PRAから得られるリスク情報を活用している。
- 原子力規制庁は、事業者との議論を踏まえ、事業者が有するPRAモデルの内容を確認した上で、原子力規制検査に活用することとした。
- 2017年4月より開始した伊方3号機のレベル1PRAモデルの適切性確認を起点に、現在まで、12基の加圧水型軽水炉(PWR)及び1基の改良型沸騰水型軽水炉(ABWR)のモデルを確認した。
- 本日は、これまでの経験を踏まえ、適切性確認の現状や課題及び規制側の期待について共有する。



2. 原子力規制検査におけるPRAの活用

- 原子力規制検査は、米国のROP制度をほぼそのまま導入しているため、緑を超える可能性のある検査指摘事項の定量的な重要度評価に活用している。
- レベル1PRAで得られる各設備のリスク重要度(FV,RAW)を以下で活用することとしている。
 - ・日常検査でのウォークダウン対象設備の選定
 - ・定期事業者検査の監督で検査対象とする定期事業者検査の選定
 - ・エンジニアリング検査(CETI)で検査対象とする設備の選定
- CETIではリスク上重要な事故シーケンスを対象とする検査も検討中



3. 事業者のPRAモデルの使用を決定した経緯

- 規制側と事業者がそれぞれPRAモデルを持つと、モデルの違いにより検査指摘事項の重要度評価結果に差異が生じる可能性があり、その場合、重要度評価の議論に進めない。
- 規制側は、運転操作や設備に係る最新で詳細な情報をタイムリーに入手できないことから、多数の個別プラントのPRAモデルを作成、維持することは難しい。



○新検査制度の導入に係る事業者との議論の中で、PRAモデルの提供の提案が事業者よりあった。

同一のPRAモデルで評価することで事業者と同じ尺度で議論できることから受諾し、規制側でモデルの適切性を確認することとなった。

○原子力規制庁は、米国のASME/ANS基準^{*1}及び日本原子力学会のPRA標準^{*2}を参考に、事業者のレベル1及びレベル1.5^{*3}PRAモデルの適切性を確認するためのガイドを作成し、運用している。

*1 : 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 : 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月及び日本原子力学会「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

*3 : 格納容器機能喪失頻度までの評価



4. 適切性確認の実績

○新規制基準に適合したプラントのレベル1PRAを優先的に確認している。確認を通じて得られた課題は、中長期的改善箇所としてまとめている。

プラント	レベル1 (委員会報告年月)	レベル1.5 (委員会報告年月)
伊方発電所3号機 (PWR)	済(令和2年3月)	済(令和3年7月)
大飯発電所3 / 4号機 (PWR)	済(令和3年2月)	確認中
玄海原子力発電所3 / 4号機 (PWR)	済(令和3年2月)	確認中
高浜発電所3 / 4号機 (PWR)	済(令和4年7月)	確認中
川内原子力発電所1 / 2号機 (PWR)	済(令和4年7月)	確認中
高浜発電所1 / 2号機 (PWR)	済(令和5年12月)	今後確認予定
美浜発電所3号機 (PWR)	済(令和5年12月)	今後確認予定
柏崎刈羽原子力発電所7号機 (BWR)	済(令和6年9月)	今後確認予定
女川原子力発電所2号機 (BWR)	確認中	今後確認予定



5. 産業界と議論すべき中長期的改善箇所

中長期的改善箇所と原子力規制庁の今後の予定*1は以下のとおり。

No	中長期的改善箇所	具体的内容	原子力規制庁の今後の予定
1	国内機器故障データ (議論に着手済み)	<p>①柏崎刈羽7号機では、一般社団法人原子力安全推進協会が2016年に整備したデータを利用している。</p> <p>②事業者は、最新データ*2 (NRRRCが令和3年9月に公表) を使用するとしている。</p> <p>産業界における改善状況は以下のとおり。</p> <p>①原子力規制庁は、NRRRCが令和5年5月に公開したデータ収集ガイドの内容を確認し、10項目*3の気付き事項をNRRRCに提示した。</p> <p>②NRRRCは上記①を踏まえ、データ収集ガイドの改訂に着手している。</p> <p>③令和6年6月20日のATENA及びNRRRCとの面談*4で、原子力規制庁の気付き事項及びNRRRCの技術諮問委員会の指摘等に対し、3年をかけてデータ収集ガイドを逐次改訂し、それを産業界でレビューすることで、運用も含めて改善に取り組むとの報告があった。改訂が完了したガイドによるデータ収集は2027年度以降を予定。</p>	NRRRC及びATENAの検討状況を確認する。

*1: 2024年9月18日に原子力規制委員会に報告した柏崎刈羽原子力発電所7号機のレベル1 PRAモデルの適切性確認結果から抜粋し、一部加筆、修正した。

*2: 国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定 研究報告:NR21002 2021年9月 電力中央研究所

*3: **故障モードのデータ収集の範囲**、人的過誤の扱い、対象となる期間、起動失敗の扱い、外的要因の扱い、露出データの収集方法、機器故障に関する事例要約、機器のグループ化、附録Dの故障モード選定事例、その他

*4: <https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100003431?contents=NRA100003431-002-002#pdf=NRA100003431-002-002>



5. 産業界と議論すべき中長期的改善箇所

No	中長期的改善箇所	具体的内容	原子力規制庁の今後の予定
2	外部電源喪失の発生頻度と復旧失敗確率の見直し (議論に着手済み)	<p>①柏崎刈羽7号機では、外部電源喪失頻度をPWRの運転実績も含めて評価すべきところ、BWRの運転実績だけで評価している。</p> <p>②柏崎刈羽7号機では、外部電源喪失復旧失敗確率の評価方法がPWRと使用データ及び評価手法に相違があるため、24時間までの復旧失敗確率には1オーダーの差がある。</p> <p>③事業者は、現在実施しているモデルのアップデートにおいてNRRCにより整備されたデータを使用している。</p> <p>産業界における改善状況は以下のとおり。</p> <p>①NRRCは、国内のPWR及びBWRの外部電源喪失実績から発生頻度を算出した報告書を本年3月に作成したが、外部送電線が全喪失しても、所内単独運転に成功すれば、外部電源喪失としないと聞いており、その場合、所内単独運転を設計に反映していない発電所にとっては、低めに計算される。</p> <p>②外部電源の復旧失敗確率の評価手法は、NRRCが整備中である。</p>	<p>①所内単独運転の可否を考慮した頻度の算出案を今後検討し、議論する。</p> <p>②NRRCの検討状況を確認する。</p>



5. 産業界と議論すべき中長期的改善箇所

No	中長期的改善箇所	具体的内容	原子力規制庁の今後の予定
3	国内機器故障データの運用に係る改善 (考え方の整理)	<p>①柏崎刈羽7号機では、機器故障率データに無い設備の故障率は構造や構成が類似している他の設備の故障率で代替している。例えば空冷式ガスタービン発電機の故障率は、非常用ディーゼル発電機のを流用している。</p> <p>②デジタル安全保護系等のベーシックソフトウェア及びアプリケーションソフトウェアの共通要因故障の算出方法並びにデジタル機器の故障データの出典が、PWRとBWRで異なる。</p> <p>③独立した系統の間における共通要因故障のグループ化に際しては、試験・保守の共通性を踏まえて設定されているが、保守作業者は、装置の種類毎に選定される場合もあれば、系統毎に選定される場合もあるので、その相違を踏まえた共通要因故障グループの設定が望まれる。</p> <p>④設備の起動失敗確率に関し、PWRではデマンド故障確率を使うが、BWRでは時間故障率を使うため差異がある。</p>	<p>産業界に以下の対応を求め、状況を適宜、確認する。</p> <p>①環境条件や保守管理等も考慮した信頼性の観点から、他の設備で代替する際の考え方を整理し、明文化する。</p> <p>②PWRとBWRで差異があるので、考え方を整理する。</p> <p>③上記②の中で整理する。</p> <p>④PWRとBWRで差異があるので、考え方を整理する。</p>



5. 産業界と議論すべき中長期的改善箇所

No.	中長期的改善箇所	具体的内容	原子力規制庁の今後の予定
4	<p>内的事象PRAと内部溢水PRAの評価範囲の明確化</p> <p>(考え方の整理)</p>	<p>日本原子力学会の内部溢水PRA標準^{*1}は、高エネルギー配管破損による蒸気噴出を溢水モードの一例として挙げている。これに対し、PWRの内的事象PRAでは、内部溢水PRAで確認することを前提に、蒸気噴出による他機器への影響を評価していない。一方、柏崎刈羽7号機のレベル1PRAモデルでは、主蒸気管等の高エネルギー配管の破損に際し、蒸気噴出による他機器への影響を評価している。</p>	<p>蒸気噴出の他機器への影響をどのPRAで評価するかは、炉型に係わらない一般的な考え方なので、産業界に考え方の整理を求める。</p>
5	<p>アンアベイラビリティの定義とモデル化範囲の検討</p> <p>(考え方の整理)</p>	<p>アンアベイラビリティの定義は、2022年の日本原子力学会の内的事象PRA基準^{*2}では「評価対象期間にわたって、あるSSCsが故障以外の要因によって機能を果たすことが出来ない状態となる確率」と定義している。</p> <p>柏崎刈羽7号機のレベル1PRAモデルでは、2018年の日本原子力学会のリスク評価に係る用語の定義^{*3}を踏まえ、故障をアンアベイラビリティに含めている。さらに保安規定に基づく停止操作中の起因事象の発生を新たに考慮している。</p> <p>このため、最新の基準と不整合であり、かつ、モデル化範囲も拡大している。</p>	<p>柏崎刈羽7号機のアンアベイラビリティの定義は最新の学会標準と不整合であるほか、モデル化範囲も拡大していることから、これらを学会で議論するよう産業界に求める。</p>

*1: 原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 2012 (AESJ-SC-RK005:2012)

*2: 原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準(レベル1PRA編): 2022 (AESJ-SC-RK010:2022)

*3: 原子力施設のリスク評価標準で共通的に使用される用語の定義: 2018 (AESJ-SC-RK003:2018)。この標準ではアンアベイラビリティを「評価対象期間にわたって、あるSSCsが機能を果たすことが出来ない状態となる確率。注記 機器故障確率を含む場合と含まない場合がある。」としている。



5. 産業界と議論すべき中長期的改善箇所

No	中長期的改善箇所	具体的内容	原子力規制庁の今後の予定
6	タッチパネル方式の制御盤の人的過誤の評価手法の整備 (今後議論する)	柏崎刈羽7号機では、タッチパネル方式の制御盤の人的過誤確率に既存のアナログ制御盤の値を流用している。タッチパネル方式の制御盤を用いた運転員データを蓄積及び分析し、その人的過誤確率を評価できるようにすることが望まれる。	美浜3号機及び高浜1/2号機のレベル1 PRAモデルの適切性確認でも中長期的改善箇所とした。 NRRC及びATENAと議論して、共通理解を得つつ、優先度の高いものから順次、対応を求める。
7	日本の運転員の訓練データを活用した人的過誤確率の整備 (今後議論する)	事業者が人的過誤の評価に使っているHRA Calculatorは、米国の運転員等のデータ基に人的過誤確率を算出している。 日本と米国とでは文化の違いにより、運転員の人的過誤確率が違う可能性がある。このため、日本の運転員データを蓄積及び分析し、HRA Calculatorの適用性を確認した上で、必要に応じ、日本人運転員のデータ整備等の対応が望まれる。	NRRC及びATENAと議論して、共通理解を得つつ、優先度の高いものから順次、対応を求める。



5. 産業界と議論すべき中長期的改善箇所

No	中長期的改善箇所	具体的内容	原子力規制庁の今後の予定
8	使命時間内に操作を継続する場合の人的過誤評価手法の整備 (今後議論する)	バックアップとしてポンプの起動停止や弁の開閉を手動操作する場合について、例えばポンプの起動と停止を繰り返す必要がある操作に対する人的過誤確率の評価の方法が確立していないことから、このような繰り返し操作に対する人的過誤確率を評価できるようにすることが望まれる。	NRRC及びATENAと議論して、共通理解を得つつ、優先度の高いものから順次、対応を求める。
9	保守作業に関するパラメータの整備 (今後議論する)	柏崎刈羽7号機における保守作業による待機除外確率は、米国の知見を踏まえ、故障率の10倍に平均待機除外時間を乗じているが、実作業時間を踏まえた確率値の整備が望まれる。	
10	間欠的に動作する機器の故障確率評価方法の整備 (今後議論する)	主蒸気逃し安全弁の自動減圧のように、間欠的に動作する機器の故障確率評価方法の整備が望まれる。デマンド故障確率を使うと動作回数が多いと故障確率が增大し、時間故障率を使うと最初の1回目以降は時間間隔が短く、無視できるため、故障確率が小さくなりすぎるという課題がある。	



(1) 確認に要する作業量

PWRで最初に確認した伊方3号機の面談回数は15回であるが、その後は確認済みプラントとの相違点を中心に確認することで、効率化を図ってきた。PWRで至近に確認した美浜3号機及び高浜1/2号機での面談は4回である。

一方、個別プラントの確認作業の中で、機器故障率や外部電源喪失頻度等、産業界全体での検討が必要な項目の議論が増えてきており、適切性確認全体としての作業量は減っていない。

(2) モデルの精細さの相場観の相違

CDFへの影響が小さいという理由で、正確でなくても修正しない一方で、CDFへの影響が小さくても必要と判断したものは、モデル化するとしており、モデル化の対象範囲の考え方が論点になっている。事業者と規制側で、何を尺度にどこまでモデル化すべきかの相場観に相違がある。



(3) PWRとBWRでのプラクティスの相違

高エネルギー配管破損による蒸気噴出の影響評価を内部事象PRAと内部溢水PRAのいずれで行うかで相違があるなど、炉型に係わらない一般的な決め事は統一したルール化が必要。

(4) 事業者が適宜更新するPRAモデルのキャッチアップ

特重施設や潤滑水不要の海水ポンプへの取替等、PRAモデルに影響する設備が新設、改造された場合、適宜PRAモデルを変更していると聞いているが、規制側として、そのモデル変更をタイムリーかつ効率的に確認する仕組みがない。

(5) PRA技術者の不足

ベテラン職員の退職、再任用が継続する一方で若手職員への技術伝承は円滑に進んでいない。特にレベル1.5は完全に人員不足。



(1)PRA結果の現場での更なる活用の推進 (見せるPRAから使うPRAへ)

審査段階では影響等のある事故シーケンスグループの抽出にPRAが使われた。

運用段階では、設備のリスク重要度やリスク上重要な事故シーケンスをプラントの保守、運転員訓練プログラム等へ反映するなど、PRA結果を発電所の現場の改善に積極的に活用することで、リスク情報に対する感受性の涵養が期待される。

さらに、現場への適用によって得られた経験をPRAモデルにフィードバックすることで、より実効的なモデルへの改善が期待される。



(2)事業者として自主的にモデルを継続的に改善する仕組みの構築

海外専門家レビュー(フォローアップレビュー含む)や現場への適用によって得られた経験を活用した継続的改善により、自主的なモデルの改善やデータの品質を確保できるプロセスの構築が期待される。

さらに、原子力規制庁による適切性確認においては、海外専門家によるフォローアップレビュー済みのモデルの提示が望まれる。



(3) 課題解決に向けたNRRCの積極的な関与

個別プラントの海外専門家レビュー結果も活用して、NRRCが中心となって、原子力規制庁と事業者間の論点を3者で議論する場が必要ではないか。これにより、PRAモデルの精細さの相場観の共有や論点の解決が図られるのではないか。

さらに学会に産業界と規制側の情報を共有し、学会において議論がなされることで、課題に向けた解決やPRAの活用が円滑に進むのではないか。



(4) 共通的な課題の解決に向けた積極的な活動

機器故障率は、産業界でレビューしつつデータ収集ガイドを改訂するなど、抜本的な改善がなされている。

さらに、人的過誤確率は一般に機器故障確率よりも大きいことから、今後は、デジタル中央制御盤のタッチパネル等の人的過誤確率の整備が望まれる。



PRAにおける種々の仮定を知っているのは関係者限りとなっている。その仮定に基づく限界が広く認知されない限り、信頼を得るのは困難ではないか。

さらに、原子力規制庁におけるリスク情報の活用については、PRA技術者が極めて少ないという課題に直面している。(特にレベル1.5)

○仮定（限界）も含めた説明。

現状のPRAは結果(炉心損傷頻度等)しか示さないため、評価上の仮定の説明が無く、ブラックボックス化している。まずはPRAの利用者に対し、用途に応じた限界(仮定)の説明が望まれる。

○原子力規制庁におけるPRA技術者の育成

PRA担当職員を増員し、メーカー出身のベテラン職員によるOJTを実施中。また、伊方3号機のレベル1.5PRAの適切性確認の主担当職員からの技術伝承を実施中。



- リスク情報を活用した検査を実施するためには品質が確保されたPRA情報が必要である。
- 事業者が海外専門家レビューで適合性を確認している性能カテゴリーⅡは、米国規制委員会のRG1.200*¹では、大部分の申請に対し、容認できる詳細さとしている。
- モデルのアップデートも含め、事業者が自主的に品質の継続的改善に取り組むことにより、原子力規制庁は、そのプロセスの実施状況を確認した上で、個別の項目に焦点を絞ることで、適合性確認を効率的に行っていきたい。
- 中長期的改善箇所については、産業界及び学会とともに、解決に向けた取り組みを行っていきたい。

*1:ACCETABILITY OF PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT RESULTS FOR RISK-INFORMED ACTIVITIESのC.2.1には、一般論として、NRCスタッフは、性能カテゴリーⅡが大部分の申請に対し、容認できる詳細さであると予想する、との記載がある。