

原子力リスク研究センター 技術諮問委員会  
一般財団法人 電力中央研究所  
〒100-8126 東京都千代田区大手町1-6-1

2015年11月15日

ジョージ・アポストラキス博士  
一般財団法人 電力中央研究所  
原子力リスク研究センター所長  
〒100-8126 東京都千代田区大手町1-6-1

件名： 伊方確率論的リスク評価モデルの現状および推奨される研究

アポストラキス博士

2015年10月26日～30日に開かれた原子力リスク研究センター（NRRC）技術諮問委員会（TAC）の第4回会議で、四国電力株式会社（四電）および同社の受注企業である三菱重工業株式会社（MHI）の代表者と会い、伊方発電所3号機の確率論的リスク評価（PRA）モデルの現状に関する説明を受けた。

四電は、プラント固有のレベル2 PRAの開発に向けてNRRCの支援と指導を集中的に振り向ける対象として、自ら進んで伊方3号機を加圧水型原子炉（PWR）の代表プラントとしており、そのPRAではまず出力運転中の内的事象の起因事象、地震、津波によるリスクの評価を行うこととしている。最終目標は、このPRAを拡張し、PRA手法、モデル、技術品質に関する現状の国際的な先行事例（state-of-practice）に比肩するレベルで、全運転モードにおけるあらゆる内的事象、外的ハザードおよび主要放射線源によるリスクを評価するフルスコープ評価へと発展させることである。

## 結論と提言

1. 伊方3号機PRAのイベントシーケンスモデル、起因事象、システムフォールトツリー、内的事象の起因事象を分析するためのプラント固有データは、その範囲、詳細レベル、技術的品質において、1年前に確認したモデルから大幅に進歩した。PRAチームは、内的事象を評価するため、先行事例（state-of-practice）と肩を並べるPRAの開発に向けて着実な進展を遂げている。さらに、これらのモデルは、内部溢水、火災、外部事象など、他のハザードに関するPRAモデルの強固な基礎も提供する。
2. 日本の原子力産業界と協力して、関連するすべてのPRAモデルにおいて以下の現象への対処を改善するための研究、方法論、ガイダンスを策定することをNRRC

に推奨する。これらの項目は、伊方3号機または同号機のPRAだけに関連するものではない。

- 特定のシビアアクシデントのシナリオ中に起こる蒸気発生器伝熱管の誘因破損
- 蒸気発生器1基の複数本の伝熱管破損による起因事象
- 原子炉冷却系の圧力にさらされる隔離弁および低圧系統からの漏えい率
- プラント固有の起因事象頻度を定量化するモデルにおける共通原因故障の取扱い
- 外部電源喪失の原因、頻度、継続時間に関する全国レベル、地域単位、サイト単位でのデータの取扱い

## 背景

2014年11月1日付のTAC報告書『伊方サイトのPRAに用いるモデルの適切性』は、伊方3号機の定期安全レビューのプロセス支援のために策定されたイベントシーケンスモデルが、今後の拡張や最終的なフルスコープのレベル2 PRAの策定にとって良好な技術基盤を提供すると結論づけた。また、PRAの技術的タスクならびに関連する解析および結果を定期的にレビューし、我々の結論と提言をNRRCプロジェクトチームに報告すると述べた。

これまで1年間にわたり、1月および5月の技術諮問委員会全体会議での説明を含め、伊方PRAチームと広範かつ非常に詳細な技術的やりとりを実施した。これらのやりとりの対象となったトピックスには、レベル1 PRAイベントツリー、プラント共通およびプラント固有の起因事象の選定、フロントライン系とサポート系の一例を対象としたフォールトツリーモデル、ならびにプラント固有データの集計が含まれる。本報告書では、伊方PRAの現状を簡潔にまとめるとともに、他のプラントのPRA拡充に役立つように、重点的な研究活動の提言を行う。

## 議論

### 伊方3号機PRAモデルの現状

レベル1 PRAイベントツリーの範囲および詳細レベルは、現在の先行事例（state-of-practice）におけるイベントシーケンスモデルに肩を並べるレベルになっている。プラント過渡事象、外部電源喪失、サポート系の故障、冷却材喪失事故（LOCA）、蒸気発生器伝熱管破損、格納容器をバイパスするインターフェイスシステムLOCA、といった事象を原因として発生するすべての範囲の起因事象について、イベントツリーが作成された。モデルは、原子炉トリップ機能の失敗（ATWS）やタービントリップ機能の失敗、電源系に付随して起こる故障、過冷却過渡事象、一次冷却材ポンプシールの故障、加圧器逃し弁によるLOCA、一次冷却系の充填流量と抽出流量の不一致などの状態を明示的に考慮している。事故シーケンスの進展と格納容器の挙動を記述するレベル2 PRAモデルについては、我々はまだ精査していない。それでも、先に述べた通りレベル1イベントツリーはそれらのモデルに直接インターフェ

イスを持つよう構成されている。現状のレベル1のイベントシーケンスモデルは、福島第一の事故に対応して伊方に実装された追加設備および強化された事故緩和機能に限定的にしか期待しない部分を含んでいる。今後はプラント固有の最確評価（best-estimate）による熱水力解析に基づき、いくつかの詳細な技術的問題を十分に精査し、一部の事象シーケンスにおける事象発生タイミングと成功基準を精緻化するために、作業が続けられていく。PRAチームとのやりとりは続いているが、今後重大な技術的問題は生じないものと予想している。

PRAチームは、プラント固有の起回事象を漏れなく抽出するため、詳細な故障モード影響解析（FMEA）を実施している。この取り組みは、機器冷却水系統、計装用空気系統、換気空調系統、高圧および低圧AC電源、DC電源などのサポート系の故障を考慮する上で特に重要である。この作業は現在も進行中である。FMEAの範囲および詳細レベルは、国際的な先行事例（state-of-practice）で用いられている方法と同等のレベルとなっている。チームは、FMEAを使用して、伊方3号機のプラント設計、系統構成、運転管理方法などの固有の特徴に応じて発生しうる起回事象を抽出する。FMEAが完了し、最終的な起回事象グループが作成されるのに合わせて、我々はこれらの解析の結果を引き続きレビューしていく。

システムフォールトツリーモデルの確認においては、代表的なフロントライン系のフォールトツリーを対象として、深く掘り下げた詳細なレビューを行っている。この確認には、関連するサポート系（AC電源、DC電源、作動信号、冷却水、換気空調など）のモデルの確認が含まれ、それらの系統と依存性がどのようにPRAに統合されているのかを確認している。このレベルのレビューは、包括的であることを意図したものではないが、モデルの作成方法と重要となる前提条件をよく理解する上で役に立つ。この分野におけるPRAチームとの技術的やりとりが進行中である。フォールトツリーモデル、それらの詳細化の度合い、故障モード、およびいくつかの課題の取扱い、例えば試験や保守に伴う機器のアンアベイラビリティ（unavailability、NRRC注記：稼働すべき期間中に稼働できない状態がどれくらいであるかを確率で示すもの）、それらの作業における人的過誤、共通原因故障などの取扱いに関して、重大な懸念はひとつも見つかっていない。我々の議論では、リスク情報に基づく将来的な応用を促進するため、常時稼働系統のモデルの拡充の可能性も取り上げた。それらの拡充は、平均的なプラントリスクを定量化するという現行モデルの機能に直接影響を及ぼさないが、統合プラントリスク管理のためのエンジニアリングツールとして、モデルを活用していく際に有用となる。フォールトツリーモデルは、プラント固有のサポート系の故障によって生じる起回事象の頻度の定量化もできるように作成される。このアプローチは、国際的な先行事例（state-of-practice）で用いられているガイダンスや方法論と同等である。

PRAチームは、伊方3号機の設備保守情報データベース（EAM）を使用して、設備の故障データや、保守に伴うアンアベイラビリティ（unavailability）などの詳細なプラント固有のデータを算出している。あらゆるプラント系統および機器の運転経験の約7年分のデータが利用可能となっている。EAMでは直接入手できない機器の起動要求回数、運転時間、待機期間に関するデータは、プラントの運転・試験記録などの他の情報源から得られている。この取り組みが進められていることは非常に心強い。これは最新のPRAの良好事例に比肩する。データベースが作成され、より

詳細な情報を入手できるようになるのに合わせ、我々はチームの進捗状況を引き続きフォローしていく。

## **重点的な研究、方法論、ガイダンス、データの必要性**

伊方PRAチームとの議論や技術的やりとりを通じて、重点的な研究、方法論、ガイダンス、データの観点から取り組む必要のある事項として以下の項目が抽出された。これらの項目は、伊方3号機あるいは同号機のPRAだけに関連するものではない。そのため、これらの項目が、関連するすべてのPRAモデルにおいて統一的に取扱われるように、日本の原子力産業界と協力して、必要な情報を集め、ガイダンスを策定することをNRRRCに推奨する。

### **蒸気発生器伝熱管の誘因破損**

米国原子力規制委員会（NRC）原子力規制研究局が実施した研究により、特定のシビアアクシデントシナリオにおいて、蒸気発生器伝熱管が熱的影響により破損する可能性が高まるような条件が生じることが明らかになった。そのような場合、これらの破損が格納容器バイパス事象となって環境中への核分裂生成物放出につながる可能性がある。主な事故シナリオとして注目すべきものは、原子炉圧力の上昇、蒸気発生器の2次側の水喪失、蒸気発生器2次側圧力の低下（いわゆる「high-dry-low」条件）により炉心損傷に至るシナリオである。

これらの条件は非常に限られたシビアアクシデントシナリオの結果であり、炉心損傷の頻度には影響を及ぼさない。しかし、レベル2 PRA解析で詳細な評価を行うために、これらのシナリオを一貫して特定し定量化するようレベル1 PRAモデルを作成しなければならないことから、レベル1 PRAモデルの範囲とロジック構造に影響する。

米国NRCの解析および結論を、日本の原子力発電所の蒸気発生器の設計、製造、材質をふまえて適用できるかどうか検討する必要がある。必要に応じてプラントごとに、この問題が一貫して評価されるよう、統合レベル1およびレベル2 PRAモデルを作成するためのガイダンスも必要である。

### **蒸気発生器伝熱管の複数本破損による起因事象**

国際的に見ると最近のPRAでは、1基の蒸気発生器の複数本の伝熱管の破損を伴う起因事象によるリスクが評価されているものもある。それらの事象のモデルは、ロジック面や機能面において、伝熱管1本の破損のモデルに非常に類似している。しかし、詳細な成功基準および運転員が事象を緩和するために使用できる時間枠は、通常は一層厳しいものとなる。

これらの伝熱管複数本破損事象の頻度には、相当な不確実性がある。ここ数年間に各国で実施された研究から、その推定値を入手することができる。日本の蒸気発生器の設計、運転管理方法、検査計画に適用できるかどうか判定するには、国際的な

文献調査や、裏付けとなる技術解析、入手可能なデータの調査を実施する必要がある。

### インターフェイスシステムLOCA事象のための拡張モデル

インターフェイスシステムLOCA事象は、通常、炉心損傷頻度に対する重要な寄与要因にならない。しかし、多くのPRAの経験から、敷地外放出に対して非常に重要な寄与要因になりうるということが明らかになっている。これらの事象の結果を効果的に緩和するために使用できる設備および運転員の対策は、LOCAのサイズと発生部位によって異なる。

高い差圧にさらされたときの各種の隔離弁の漏えいや破損の可能性を調べるための限られた研究が実施されている。また、設計圧力を超える圧力にさらされたときに、低圧配管、溶接部、機器、シール部などが漏えいや破損を起こすかどうかといった脆弱性を評価する研究も、限定的に実施されている。この研究は、インターフェイスシステムLOCA事象の頻度とサイズ、低圧システムの損傷部位、それによって起こる一次冷却材漏えい率の間の数値的相関を明らかにするため、最新の先行事例の（state-of-practice）PRAで使用されてきた。これらの相関は、炉心損傷を防止し、敷地外放出を緩和するための運転員の操作に反映することのできる機能的な成功基準と時間枠を設定するために使用される。

日本の系統設計に適用できるかどうか判定するために、国際的な文献調査や、裏付けとなる技術解析、入手可能なデータの調査のための研究が必要である。この研究では、対象となる機器と系統材料特性データを再点検することや、従来の推定値を精緻化し、数値の持つ不確実性を一層明らかにするような確率モデルの開発も求められる。

### プラント固有の起回事象における共通原因故障の取扱い

すでに述べたように、フォールトツリーモデルは、プラント固有のサポート系の故障によって生じる起回事象の頻度を定量化するために作成されつつある。それらのフォールトツリーは、起回事象ごとのプラント挙動に対応する事象シーケンスモデルと統合される。このアプローチによって、起回事象を引き起こす機器の故障と、事象緩和モデルに含まれる機器のアンアベイラビリティ（unavailability）を正確に見積もることができる。また、起回事象の一因となるヒューマンエラーと、原子炉トリップ発生後の運転員のパフォーマンスの潜在的な依存性も考慮できる。この統合的なアプローチは、最新の先行事例の（state-of-practice）ガイダンスおよび方法論に沿ったものである。

経験から、統合モデルにおける共通原因故障の取扱いと定量化は、起回事象頻度とトリップ後の事象緩和に必要な類似の機器の条件付き故障確率にきわめて重大な影響を及ぼしうるということが分かっている。この問題は、ポンプ、空調用チラー、空気圧縮機、ファンなど、常時稼動機器において特に重要である。これは、すべてのPRAに共通する課題である。

最近のPRAは、これらの共通原因故障を定量化するために、さまざまな異なる手法、データおよび仮定を適用している。これらの故障について日本のすべてのPRAで一貫してモデル化され、定量化されるよう、ガイダンスが必要である。

### 外部電源喪失事象の頻度と継続時間に関するデータ

外部電源喪失事象は通常、プラントリスク全体の重要な寄与要因となる。国際的な運転経験から、電源喪失の原因、頻度、継続時間は、多くの場合、国、地域、サイト周辺の状況に大きく影響されることが分かっている。たとえば、電源喪失の原因における一般的な分類としては、送電網に関連する事象、天候に関連する事象、開閉所に関連する事象がある<sup>1</sup>。外部電源喪失の頻度と継続時間は、これらの原因との相関を示すことが多く、また、サイトごとに大きく異なったものになる。したがって、それぞれのPRAにおいては、特定サイトでの外部電源の喪失および復旧の評価に影響を及ぼすような、入手可能なあらゆる運転経験、設計情報およびデータを一貫して考慮する必要がある。

日本全国のサイト固有のPRAで一貫して使用できる外部電源喪失の原因、頻度、継続時間の包括的なデータベースを構築するには、研究と、連携のとれたデータ収集が必要である。そのプロセスの第一段階として、外部電源喪失起因事象の各分類において、原因の範囲と解析の境界条件を明確に定義する必要がある。

これらの解析に用いるデータは、各原子力発電所またはそれを運転している電力会社が容易に入手できるようになっていない可能性がある。たとえば、全国送電網の信頼性調査報告書、地域電力系統の稼動データ、各原子力発電所サイト近辺の大口の一般需要家または工業需要家が有する経験などの情報源から、関連情報を入手することができる。したがって、そのようなデータは、日本の産業界全体の活動としてまとめる必要がある。

最新の先行事例に比肩する（state-of-practice）フルスコープのPRAに発展させることを目指して、我々はこの画期的なNRRCプロジェクトおよび主要な技術タスクのレビューを継続したいと考えている。

敬具

ジョン・W・ステットカー（本人署名）  
委員長

### 参考資料

記載略

---

<sup>1</sup>一部のデータベースでは、「プラント内で発生する」事象の頻度も挙げる。しかし、経験から、これらの事象の頻度と結果は、プラント固有の電力系統の設計（変圧器、稼動および待機母線の構成、自動母線切替など）にきわめて強く影響されることが分かっている。そのため、最新の先行事例の（state-of-practice）PRAでは、他のサポート系の故障による起因事象と同様に、これらのプラント内事象の頻度を定量化するためのプラント固有モデルを作成することが多い。