

本資料は2014年11月1日付で技術諮問委員会より提出された報告書を参考までに原子力リスク研究センターにて仮訳したものです。正式な報告書は英文版の原文のみとなりますのでご注意ください。

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

2014年11月1日

ジョージ・アポストラキス氏  
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：伊方サイトの PRA に用いるモデルの適切性

ジョージ・アポストラキス殿

2014年10月27日から31日に実施された原子力リスク研究センター（NRRC）の技術諮問委員会の初回会議で、四国電力および同電力の受注業者である三菱重工業株式会社の代表と会い、伊方発電所3号機の確率論的リスク評価（PRA）モデルのレビューを行った。レビューの目的は、NRRCが伊方発電所に対して予定しているPRAのベースとして利用できるモデルの適性を判断することであった。

スケジュールの都合上、諮問委員会側からは3名のみが本議題に関する会議に出席した。本報告書は、アフザリ委員（Amir Afzali）、チョクシ委員（Nilesh Chokshi）、ステットカー委員長（John Stetkar）の合意に基づく結論と提言を提供するものである。本議題の審議には委員会メンバーの過半数が参加しておらず、我々の結論と提言には過半数の同意が得られていないため、本報告書は、全委員会メンバーの熟慮を経ていない、少数意見として扱われるべきである。

## 結論と提言

1. 伊方発電所3号機の運転再開計画を支援するために策定された事故シーケンスモデルは、「as-built、as-operated」のプラント状況を反映したものではなかった。このため、このモデルから3号機の現実的なリスク評価を得ることはできず、また、リスクに寄与する要因を特定することもできない。これらのモデルはフルスコープのPRAの拠り所として利用するには、技術的に適さない。NRRCプロジェクトには使用するべきではない。
2. 伊方発電所3号機の定期安全レビュー（PSR）プロセスを支援するために策定された事故シーケンスモデルは、フルスコープのレベル2PRAを最終的に策定していくための技術

的な拠り所として使用するべきである。

3. 既存の PSR PRA 事故シーケンスモデルの技術的な範囲と深さを十分確認するため、NRRC のプロジェクトチームは、以下の点を含めて、各イベントツリーを徹底的にレビューすべきである。

- 事故シーケンスの分岐ロジック
- 各トップイベントの成功基準、およびその技術的妥当性 (Technical justification)
- 各トップイベントの系統モデルの範囲
- モデル化された起因事象後のヒューマンアクションの定義とシナリオの状況
- 全モデルの仮定と簡略化

4. NRRC のプロジェクトチームは、伊方発電所 2 号機と 3 号機の設計、通常時のシステム構成および運転実績の違いを検証すべきである。プロジェクトチームは、2 号機の事故シーケンスモデル、起因事象およびシステムモデルが 3 号機と同程度の技術的な範囲と深さを備えて策定されているか確認し、2 号機、3 号機のプラント固有の特徴がそれぞれ正確に反映されているかを確認しなければならない。

5. 限られた時間での「PSR PRA モデル」のレビュー結果をふまえ、我々は、さらに配慮すべき点として以下の項目を抽出した。

- 内的な起因事象のリストは、単独または複数の AC 母線また DC 母線の電源喪失、冷却水系統の部分喪失、計装用空気の喪失、換気空調機能の喪失といった、プラントごとのサポート設備の故障に関する完全な情報を含んでいない。それぞれの号機で全ての系統を体系的、徹底的に評価し、プラントの自動停止を引き起こす故障や、迅速な手動停止が必要になる故障を特定すべきである。
- 起因事象の頻度、機器故障率および設備保守による非待機割合 (unavailability) には、伊方発電所特有の運転経験が一貫して反映されるべきである。
- 伊方発電所の要員は PRA モデルの開発とレビューに積極的に関与すべきである。具体的には次のような関与が求められる。
  - 経験豊富な上級の有資格運転員は、想定されるプラントの挙動が事故シーケンスモデルに正確に反映されていること、また、各運転員の行動が現状のプラント固有の手順ガイド、教育訓練、実際の実行可能性をふまえたものになっていることを確認すべきである。
  - 伊方発電所のリスク解析者は、主要な技術的タスクにすべて参加するべきである。それを通じて、彼らが、手法やモデル、解析技術に精通し、プラント組織全体での

意思決定を支援するツールとしてPRAを使いこなせることを確認すべきである。

## 背景

重要なNRRCの目的は、複数ユニットの発電所のためのプラント固有のレベル2PRAの策定を支援することである。このレベル2PRAは、まずは、発電所の出力運転中の、内的な起因事象、地震および津波からのリスクを評価する。最終的なゴールは、PRAをフルスコープのレベル3PRA評価にまで拡充していくことである。このレベル3PRAは、発電所の全号機の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発電所内の主要な放射線源から全てのリスクを評価する。PRAモデルおよび関連する解析は、PRA手法、モデルおよび技術品質の面で、国際的に用いられている最新事例に従って開発される。

四国電力は、伊方発電所でこのPRAを実施することに合意し、このプロジェクトのパートナーとしてNRRCに協力している。PRAの範囲は、現在は2号機と3号機に焦点が当てられている。

技術諮問委員会はPRAにおける全ての技術的タスク、関連する解析および結果を定期的にレビューし、その結果と提言をNRRCのプロジェクトチームに報告する予定になっている。効率性を高め、利用可能なリソースを最大限生かすためには、本プロジェクトの出発点として、技術的に適すと考えられる範囲において、既存の伊方モデルと解析を利用することが有利である。本報告書は、利用できる伊方3号機のPRAモデルのイベントツリー、起因事象およびいくつかの成功基準について、ごく限られた時間でレビューを行って得られた観察結果、結論および提言を示すものである。レビューの意図は、これらのモデルが最初のNRRCプロジェクトタスクに対する適切な拠り所となるかを決定することである。

## 議論

我々は、伊方3号機には現在2セットのモデルが存在するという説明を受けた。1セット目は内的起因事象のためのレベル2PRAモデルで、これは数年前に策定され、PSRプロセスをサポートするため必要に応じて更新され、維持されている。2セット目のモデル（これ以後「運転再開モデル」と呼ぶ）は、伊方発電所の運転再開計画のための規制要求に適合するという特別な目的のために策定されたもので、より最近になって策定されている。

### 「運転再開モデル」

このモデルの意図は、「設計拡張事象 (design extension scenarios)」を特定すること、という説明を受けた (NRRC注記: ここでは「設計基準を超えた対応が必要となる事故シナリオ」という意味で「設計拡張事象」という用語を使用している)。伊方で許認可を受けた設計基準事故解析で明示的に与えられている系統と機能のみが対象になっている。「アクシデントマネジメント」

対策、福島事故の教訓として整備された設計強化策やその他緊急時対応策は含まれていない。このモデルは、フルスコープの PRA に対する拠り所としては技術的に適していない。意図的な制約条件と、適用されている仮定をふまえると、このモデルでは、伊方 3 号機で発生するリスク、リスクに寄与する要因、または想定されるシビアアクシデント管理機能の有効性や、関連する要員の行動の有効性に対する総合的な評価について、現実的な評価ができない。こうした結論に至った根拠は具体的には以下のような点である。

- このモデルには、システム全体のリスクや個別の起因事象の寄与度に重要な影響を与えるような、要員の行動や機能が含まれていない。例えば、フィードアンドブリード冷却、積極的な二次系からの冷却、原子炉冷却系の積極的な減圧、代替的な長期的炉心冷却のための系統構成などが含まれていない。これらの行動や機能は、既存のプラント設備を使用し、プラントの緊急時操作手順書（EOP）に盛り込まれ、現在の運転員の教育訓練プログラムで網羅されている。しかし妙なことに、こうした行動や機能は「アクシデントマネジメント対策」として位置付けられており、そのためにこのモデルから除外されている。この解釈はアクシデントマネジメント対策に関する国際的な共通理解とは相いれないものである。こうした制約条件から、「運転再開モデル」は、炉心損傷や潜在的な所外への放射能放出に寄与する実際の要因を適切に捉えることができない。そのため、リスク低減のために追加的に提案されている設備や要員の行動について、本当の有効性を適切に評価することができない。
- 出力運転中に発生する過渡事象に伴う起因事象に対する事故シーケンスモデルが簡略化され過ぎており、「as-built、as-operated」のプラント構成を反映したものになっていない。
- プラント停止モード中に発生するほぼすべての事象に対する事故シーケンスモデルでは、利用可能な事故防止機能や、緩和機能が一切評価されていない。

こうした制約条件と型にはめられた前提条件は、リスクやそれに寄与する要因について体系的かつ総合的に評価しようとする科学原則や技術的な厳格さとは根本的に反するものである。そのため、このモデルは「確率論的リスク評価」と表現されるべきではない。NRRC プロジェクトでは使用するべきではない。

### 「PSR PRA モデル」

伊方 3 号機の PSR プロセスをサポートするために策定されたこのモデルは、上述の「運転再開モデル」に比べると、機能、系統、要員の行動の範囲や、事故シーケンスの記載レベルといった点で、ずっと国際的な PRA の実例と整合のとれたものである。「PSR PRA モデル」には、一次系・二次系の代替冷却系、原子炉冷却系の圧力制御の代替手段、原子炉冷却系の補給水の代替手段が含まれており、これらは、設置されているプラント機器お

よび緊急時操作手順書にある要員ガイダンスに沿ったものである。具体的には、蒸気発生器の主給水と補助給水の補給、フィードアンドブリード冷却、積極的な二次系による冷却と一次系の減圧、LOCA シナリオ時における高圧注入系・低圧注入系および再循環の可能性に対する評価、さらに格納容器ファンクラーによる代替的な長期除熱などが含まれている。さらには、外部電源喪失、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却水系機能喪失、インターフェースシステム LOCA、ATWS のシナリオも含まれている。低出力または停止モデルには、原子炉容器への給水と崩壊熱除去に関する複数の選択肢が含まれている。このレベル 2PRA モデルでは格納容器隔離、熱除去、圧力制御の評価を行っており、格納容器内外の事故進展に関連する主要な挙動について評価している。このモデルを、NRRC プロジェクトの技術的な拠り所として使用するべきである。

我々はこのモデルをごく短い期間であったがレビューし、いくつかのイベントツリーのロジックの詳細について、成功基準や仮定における矛盾の可能性について、また、複数の事故シナリオにおいて安定した長期間の炉心冷却状態が確保される前に事故シナリオを終結させてしまっている可能性について、などいくつかの質問を提起した。今回の会議では、こうした課題を適切に検証する時間や、各イベントツリーの体系的なレビューを行う時間が十分になかった。そのため、これら事故シーケンスモデルの技術的な範囲や深さを十分確認するために、NRRC のプロジェクトチームは、我々の提言にある項目に留意しながら、各イベントツリーを徹底的にレビューすべきである。

今回の会議では、事故シーケンスモデルは伊方 3 号機に該当するものとして提示された。伊方 2 号機に該当するモデルは検証する機会がなかった。2 号機と 3 号機は異なる設計をしており、定格出力も異なる。さらに建設された時期も 14 年間離れている。その点を考えると、2 号機の PRA モデルと成功基準の複数の要素は 3 号機とは異なる可能性が高い。そのため、両号機に対する現実的なモデルを使った発電所レベルの PRA を推し進めるために、NRRC プロジェクトチームは伊方 2 号機と 3 号機の設計上の違い、両号機の通常時の系統構成および運転実績を検証するべきである。プロジェクトチームは、2 号機の事故シーケンスモデル、起因事象および系統モデルが 3 号機と同程度の技術的な範囲と深さを備えて策定されていること、また、各号機のプラント固有の特徴がそれぞれ正確に反映されていることを確認しなければならない。

NRRC プロジェクトチームは、既存のベースラインの事故シーケンスモデルをレビュー・改善した後で、最新のフルスコープ PRA で評価されている 2 次的故障 (consequential failures) および関連シナリオを系統的に含めたモデルへと拡大・向上することを検討すべきである。この際、過渡事象に伴って引き起こされる外部電源喪失、二次系の蒸気放出ルートの開固着による過剰な冷却、原子炉冷却ポンプのシール不良に対する整合的な評価、

充てん／抽出流量間の不均衡によって引き起こされる LOCA（例：加圧逃し弁または隔離されていない抽出ラインから）といった事象も含める。

### その他の課題

伊方 3 号機の PRA で現在定量化されている内的な起因事象のリストは挙げられている数が少なく、一般的な内容である。原子炉補機冷却機能喪失／海水系機能喪失に一般的に相当するカテゴリーを除けば、3 号機のリストには、プラント固有のサポート系統の部分故障または全故障によって引き起こされる起因事象が一切含まれていない。事実、原子炉補機冷却機能喪失／海水系機能喪失のカテゴリーにおいてすら、潜在的に重要な 2 つの起因事象を異なる他の機能的影響と不適切に混同する可能性がある。現在の膨大な PRA の経験からは、サポート系統の故障はプラント全体のリスクにとって重要となりうることを示されている。実施されている最新の PRA の事例では、こうした系統に関して、起因事象を引き起こす可能性のある系統故障、事故緩和設備の機能を無効にする可能性のある系統故障、要員のパフォーマンスに影響を及ぼす可能性のある系統故障が、広範囲かつ体系的に調べられている。具体例には、単独または複数の AC 母線または DC 母線の電源喪失、冷却水系統機能の部分喪失、計装用空気の喪失、換気空調機能の喪失などの故障である。これら事象の特定、頻度の定量化、さらに、事象による機能的影響の見極めは、個々のプラント設計とプラントの運転構成といった特徴に大きく依存するため、一般的な起因事象を示す一覧表を参照しただけでは、現実的な評価を行うことができない。このような起因事象が網羅されていないのは、全体的な PRA のスコープと技術的品质の面で重大な欠陥となる可能性がある。各号機で全てのサポート系統の体系的な評価を徹底的に実施するべきである。

起因事象の頻度と機器故障率は主に、日本の業界の運転経験から得た汎用データを用いて定量化されており、米国の運転経験や調査報告書をいくつかピックアップして用いているケースもある。ベイズ法のような最新の事例で用いられている手法を使用し、伊方 2 号機・3 号機のプラント固有の運転経験データを一般的な推定と組み合わせて、各号機でのパフォーマンスをより現実的に定量化するべきである。プラント固有のデータを利用することは、計画的保守や事後保守、その他の、機器を供用から外す必要があるような状況に伴う機器の非待機割合（unavailability）を評価するうえで特に重要である。例えば、検査、異音のトラブルシュート、機能向上・改良（upgrade and modification）、周辺作業における要員のけが防止、その他機能故障には直接関連しない数々の理由によって、機器は供用から外されることがある。世界中のプラントから集められた実際の運転経験データに照らし合わせてみると、機器の故障率と保安規定の許容待機除外時間を掛け合わせる伊方の PRA 事例は、実際の機器の非待機状態（unavailability）を大幅に過小評価する可能性がある結論づけることができる。そのため、NRRC のチームは、データ収集の際、非待機割合（unavailability）の原因を「保守」という狭義な解釈で限定せずに、機器の非待機割合

(unavailability) の全ての原因を考慮できるように伊方のプラント固有データを収集すべきである。

PRA の技術品質、現実性、実践的な利用は、PRA の策定・維持・適用の段階で発電所員が積極的に参加するか否かによって大きく左右されることが国際的な経験から分かっている。リスク情報を活用した意思決定（リスクインフォームド・ディシジョンメイキング）を効果的に行うための PRA の利用は、発電所員が作業に関する技術を直接理解し、かつ個人がリスクモデルやデータ、解析手法に責任意識を持つことによってはじめて最大の達成結果を得られる。こうしたことで、「as-built、as-operated」の施設を正確に反映した PRA が確保される。さらに、規制当局や公衆との間でプラント固有のリスクに関する知見や情報についてコミュニケーションをとる際には、プラントのエンジニアリング、運転、保守について基本的な知識を持ち、リスクモデルの「オーナー」である事業者が行うのが最も効果的である。そのため、PRA モデルと解析の拡張・改良を進めるにあたり、伊方の発電所員が積極的に PRA の策定・レビューに関与することが不可欠である。

「PSR PRA モデル」の拡充をする際、発電所員が具体的に関与すべき点として、次のような内容が挙げられる。

- 経験豊富な上級の有資格運転員は、想定されるプラントの挙動が事故シーケンスモデルに正確に反映されていること、また、各運転員の行動が現状のプラント固有の手順ガイド、教育訓練、実際の実行可能性をふまえたものになっていることを確認すべきである。
- 伊方発電所のリスク解析者は、主要な技術的タスクにすべて参加し、手法やモデル、解析技術に精通すべきである。

我々は、ベンチマークとなるこの NRRC プロジェクトを最新事例のフルスコープ PRA へと発展させていくため、今後もこのプロジェクトと主な技術的タスクを継続的にレビューしていく所存である。

敬具

ジョン・ステットカー（本人署名）  
委員長

参考資料：  
記載略