

本資料は2022年11月27日付で技術諮問委員会より提出された報告書を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 (NRRC)  
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

2022年11月27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: 2023年度NRRC研究計画案

アポストラキス博士殿:

2022年11月14～18日に行われた第17回原子力リスク研究センター (NRRC) 技術諮問委員会 (TAC) では、NRRCスタッフと対面で会合を行い2023年度NRRC研究計画案のレビューを実施した。このレビューの目的は、研究計画にメリットをもたらす技術項目、および、NRRCが現在のミッションを果たす上でのその計画の妥当性について、見解を述べることである。

### 結論と提言

1. 2023年度における研究の全体的な範囲および、主要研究領域における個々のプロジェクトの技術的な目的は、NRRCの短期的、中期的および長期的目標と合致している。
2. レビューにおいて、TACは2023年度以降の計画で注意を払うべき研究活動をいくつか特定した。それらの活動に関する提言については、本報の「議論」のセクションでその要点を示す。

### 背景

研究計画の最も重要な目的の1つは、研究ニーズの技術的文脈を示すこと、たとえば、研究の優先度や範囲を決める根拠、知識の現状、NRRCの目標に対して研究が持ちうる寄与度や重要度などを示すことである。研究計画に対して特に焦点を当ててレビューした内容は、各研究プロジェクトの目的と、その中で行われるタスク、それらの活動の間の技術的な関係や相対的な優先度、および、特に必要となる追加研究について、である。個々の研究活動の詳細事項や完了までのマイルストーンはレビューしていないが、研究活動が計画全体を通してどのように統合されているかを知

るのに必要な場合はその限りではない。個々の研究プロジェクトの技術的要素については、それらプロジェクトについて今後詳細なレビューをする際に個別にコメントする予定である。

## 議論

今回のレビューの中で説明を受けた内容は、各研究領域で進行中の、または計画された全プロジェクト、各プロジェクトの主要な技術的タスク、各タスクの現状、既知または潜在的な問題点、および、各タスクの完了予定スケジュールについてである。2023年度における研究の全体的な範囲、および、主要研究領域における個々のプロジェクトの技術的な目的は、NRRCの短期的、中期的および長期的目標と合致している。

研究計画のレビューおよび研究チームとの議論に基づき、3つの研究活動についてさらなる評価を行うよう、以下のように提言する。また、計画済みの研究を拡張し、2つの新規プロジェクトを追加することを提言する。それらの新規プロジェクトは、2023年度研究プログラム全体および2024年度以降の計画に取り入れるべきである。

## 研究評価

以下は、研究活動計画3件を再検討するための提言をまとめたものである。

### (1) レベル2 PRAモデルプラント研究

研究活動計画のひとつに、レベル2確率論的リスク評価（PRA）研究がある。これは、浜岡4号機の仕様特性をベースとするモデルプラントを対象に、内的起因事象から進展した事故を扱ったものである。

伊方3号機および柏崎刈羽7号機パイロットプラントPRAのスコープの中では、全出力運転時の内的起因事象について、炉心損傷（レベル1 PRA）、シビアアクシデントの進展、および、格納容器損傷（レベル1.5 PRA）を統合した評価が行われている。これらの研究は、高度な開発段階にあり、その技術的品質は国際的なPRA専門家チームによる継続的レビューに負うところが極めて大きい。電力会社は、これらの研究から得た経験を国際的慣行に比肩する高品質の手法例として活用し、現行のPRAのアップデートや高度化に役立てている。

柏崎刈羽7号機は改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）であり、浜岡4号機はMark-I改良型格納容器を備えた沸騰水型軽水炉（BWR-5）である。個々の事象シナリオの進展や、重大事故現象、および格納容器破損モードの詳細は、こうしたBWR設計によって異なる。津波起因のシビアアクシデントに対するレベル1・レベル2 PRAを統合した評価としては、浜岡4号機をベースとするモデルプラント研究が完了している。2022年6月3日付レター報告「浜岡モデルプラントレベル2 津波PRAプロジェクトの成果」において、浜岡モデルプラント研究に関するTACのコメント、結論、提言を示した。2023年度には、同研究の独立したピアレビューが計画されている。同研究

は、浜岡のプラント設計に対するレベル2PRAを行い、シビアアクシデント進展評価手法および格納容器性能評価手法についての知見や理解の向上をもたらしてきた。

内的起因事象に関する2つのパイロットプラントPRAおよびモデルプラント津波PRA研究から、多くの経験が得られている。国内全体においてプラント固有のレベル2 PRA実施時に活用できる手法やガイダンスを開発するというのがNRRCの目標であるが、今回追加で計画されているモデルプラント研究を実施したとしても、NRRCの目標達成に必要な、重要でさらに進んだ技術的知識やモデル化の実用的知見が得られるかどうかは不明である。そのため、NRRCに対して、追加モデルプラント研究の必要性について再検討するよう提言する。

## (2) 地震PRAモデルプラント研究

NRRC研究チームは、柏崎刈羽6号機（ABWR）の仕様特性をベースとするモデルプラントに対し、全出力運転時に発生する地震事象に対するリスクについてレベル1 PRA研究のフェーズ1を完了させた。同プロジェクトにより、地震ハザードとその結果生じる構造・設備の破損とをPRAモデルのなかで統合するという重要な経験が得られた。また、このプロジェクトは、基礎地盤の変形や隣接する斜面の崩壊など、サイト固有の特性を評価するための、実用的知見と技法の向上にも役立った。同研究のフェーズ2は2022年度に開始され、2024年度まで継続される。フェーズ1で特定した課題の解析に改善したモデル化技法を適用して精緻化を図る予定である。

TACとの議論において、研究チームから、地震事象リスク評価の一般的手法およびガイダンスを開発する前に、加圧水型炉（PWR）モデルプラントを対象とした研究も実施する必要があるという意見を述べていた。この研究はまだ開始されておらず、2023年度研究計画にも含まれていない。

PWRモデルプラント研究を実施したとしても、「地震事象リスクのプラント固有解析に使える手法とガイダンス開発」というNRRCの目標達成に必要な、重要な追加知見や実用的経験が得られるかどうかは不明である。海外で行われた多くのPRAの経験と進行中のNRRC研究による経験から、地震事象リスクはサイト固有の特性や当該サイトの各原子炉の詳細な設計によって大きく異なることが判明している。そうした観点からすると、PWRの設計に特有の性質というものではなく、現行の研究で適用されたものと比較して根本的に異なる地震ハザード解析手法やPRAモデル化技法がPWRで必要となるわけではない。もちろん、サイト固有の地震ハザード、局所的な基礎基盤や斜面、事象で損傷する恐れのあるプラント固有の構造や設備に違いはある。しかし、こうした細かな違いは、国内のどのサイトでもあるものであり、サイトにある炉型がBWRかPWRかには関係がない。NRRCが提供する手法およびガイダンスは、どのサイトに同じように適用してもクオリティの高い地震リスク評価が可能な実用的解析技法を示すものであり、実務において直面する様々なサイト固有・プラント固有の相違に対応できる必要がある。

そこでTACは、地震事象リスクの評価に活用できる一般的手法およびガイダンスを開発する前に、PWRモデルプラントを対象としたさらなる地震PRA研究が必要なのかどうか、再検討するようNRRCに提言する。

### (3) 構造損傷モードの詳細解析

研究計画の中には、原子炉建屋の地震脆弱性を評価するための、水平荷重と垂直荷重の両方をカバーした3次元非線形有限要素解析の使用に関する研究活動がある。研究チームは、これらの解析の目的は、炉心損傷の条件付き確率に影響をもたらす明確な損傷モードとして、構造の「一部損傷 (partial damage)」と「完全崩壊 (total collapse)」を区別することである、としている

まず、「一部損傷」という表現は、損傷の状態を示すものとしては意味が曖昧で、本来の意図とは異なる見方を相手に与えてしまう恐れがある。PRAにおいては、変形、局所的な耐荷重力、およびその結果として生じる機能面の影響が最重要検討事項である。詳細かつ現実的な解析を行い、進行性構造崩壊への理解を深め、様々な中間荷重レベルで生じる損傷の影響についても検討し、リスクへの影響度に関する理解を深める必要がある。

原子炉建屋構造の一部損傷は、その物理的特性や場所次第で、炉心損傷の防止やオフサイト放出軽減に必要なシステムの利用可能性に重大な機能的影響をもたらす恐れがある。例えば、重要な配管系、電力ケーブル、計装・制御ケーブルが通る建屋の貫通部は、がれきの落下によりズレや損傷が生じる可能性がある。がれきは、原子炉建屋内部や、建屋外部に近接する他の設備に損傷をもたらす場合もある。そうした損傷による複合的な機能的影響は、炉心損傷に直接つながる可能性や、残りの緩和システムの機能不全により炉心損傷が発生する条件付き確率を大幅に高める場合がある。したがって、一部損傷と完全崩壊という名目上の区別をしたとしても、構造的損傷状況から生じる様々なリスクを評価する上で、理解向上やモデル改善が促進されるかは不明である。

PRAモデルにおいて、様々な「一部損傷」状況から発生し得る機能的影響をもっと適切に考慮しなければ、この研究で行う有限要素解析が実際のプラントの地震損傷によるリスクの包括的・現実的評価にどの程度資するかは不明である。大規模な有限要素モデルの開発および詳細な解析を実行する前に、一部損傷とその影響に関する評価が実際のPRAでどのように使われるのかを確認するよう提言する。

#### **研究の拡張**

以下の事項は、2023年度より始まる2つのNRRC研究プログラムを拡張するための提言の要点である。

#### (1) 使用済燃料リスク評価

2023年度の使用済燃料リスク研究計画では、現時点で2022年度計画と同様の主要な活動、技術的タスクおよびスケジュールとなっている。昨年の研究計画に対するレター報告では、この研究を拡張して、使用済燃料損傷への寄与因子をより広範囲に評価することが重要である理由を説明した。また、貯蔵された使用済燃料が損傷するリスクを統合して評価することはフルスコープPRAの中でも重要かつ困難が予想

される要素である理由についても説明した。特に、この使用済み燃料のPRAは、原子炉容器内の燃料の冷却と貯蔵された使用済燃料の冷却が同時に損なわれるような状況をもたらす複合的影響を、原子炉および使用済燃料プールの運転モードのあらゆる組み合わせにおいて一貫性をもって評価できるものでなければならない。

こうした複雑な事象シナリオの進行に影響を与える物理的、機能的および人的な依存関係を適切にカバーできるように統合されたPRAモデルの開発は、重大な技術的課題になる可能性がある。また、そのような課題を扱った経験は国際的にも非常に限られており、この問題が実際にどのように解決されたか参考例になるPRAもわずかである。

2023年度研究計画は、使用済燃料のリスク解析を全出力運転／低出力運転／停止モードのPRAモデルと統合することをめざし、そのために使用する手法の開発やモデル化に向けた明確な活動を含めるように拡張すべきである。この取り組みで目標とするのは炉心および使用済燃料のリスクの統合評価に向けたNRRCガイダンスの開発であり、その内容は実際のPRAで実証を経たものとすべきである。

## (2) リスク統合

NRRCの基本目標のひとつは、全ての原子力発電所における高品質フルスコープPRAの開発を支援することである。これらのPRAは、すべての発電所の運転モード（全出力、低出力および停止モード）に対して炉心および貯蔵した使用済燃料の損傷頻度（レベル1リスク）および放射性物質のオフサイト放出頻度（レベル2リスク）を評価すべきである。また、幅広い情報源からのリスク寄与因子を体系的に検討すべきである。

- 内部事象（プラント過渡事象、冷却材喪失事故、外部電源喪失、サポート系機能喪失）
- 内部ハザード（火災、溢水、タービンミサイル、有毒化学物質）
- 外部自然事象（地震、津波、強風、火山噴火、冷却水の取水口閉塞、その他サイト固有ハザード）
- 外部人為的ハザード（航空機墜落、近隣産業施設事故、パイプライン爆発、船舶事故、鉄道事故、高速道路事故、その他サイト固有ハザード）

複数基立地サイトのPRAには、サイト内の複数基に同時に影響をもたらす得る事象のリスクも考慮に入れるべきである。

最後に、PRAは、リスク全体とその寄与因子が持つ不確かさを明確に定量化しなければならない。たとえば、内部事象によるリスクの不確かさは、たいていの場合、極稀な重大外部事象によるリスクの不確かさよりもはるかに小さいことが経験から示されている。同じく経験の示すところでは、こうした不確かさの程度と要因は、プラントリスク全体へ寄与する特定の因子を最も効果的に管理する方法を電力会社が決定する際に大きな影響を与える可能性がある。

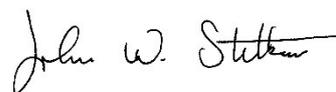
2014年の設立以来、NRRCは、多くの種類の内部・外部事象によるリスクを評価するための手法とPRAモデルの開発・実証に多大な貢献をしてきた。ただし、その研究が焦点を当てているのは、主に、個々のハザードとそれに関連する技術的課題の詳細な分析であって、単独ハザードのPRAモデルを考えている。それら個々のハザード評価の結果を総合して、プラント全体のリスクを包括的に定量化し、かつ各寄与因子をバランスよく理解するには、単純に足し算をすればよいというものではない。たとえば、フルスコープPRAの結果に不適切な保守性やバイアスが入り込まないようにするためには、モデルを組み合わせる際に、同じリスク寄与因子を重複して計算に入れてしまうようなことは避けなければならない。さらに、統合評価に必要なモデルは論理的に構成して、リスクに寄与するハザードと事故シナリオをすべて考慮した完全な評価とする必要がある。解析した各ハザードには一貫したスクリーニング基準を使用して、定量化したリスク寄与因子の範囲をわかりやすくかつ十分に理解できるようにするとともに、特定のカテゴリーに属する事象だけが意図せず評価から抜け落ちることがないようにしなければならない。また、統合評価に必要な各解析における不確かさの源を定量化するために、一貫した方法を用いなければならない。

国際的経験から、これらのリスク統合の問題は体系的かつ包括的に扱うことが重要であることが示されており、これを後回しにしてはならない。統合評価に必要な解析とモデルの各要素を開発していく中で、それぞれの要素開発においては、プラント全体のリスクの統合評価を行う必要がある、という基本的視点を失わないようにすべきである。また、電力会社経営層、規制当局及び日本の一般公衆は、全体的なリスク評価結果やリスクへの寄与因子、およびそれらの根底にある不確かさを理解する必要があり、上記の統合評価は、そのような考え方を促進するようなものとするべきである。

NRRCは、統合評価に必要なすべてのPRAモデルと結果を統合するための方法と実用的ガイダンスを開発する研究活動を開始して、プラントリスク全体とその寄与因子のフルスコープ評価を提供すべきである。係るガイダンスでは、リスク評価結果の中にある様々な幅を持つ不確かさについて、その解釈や対応の手法についても説明する必要がある。この活動は、2023年度に開始すべきである。

TACは、引き続きNRRC研究チームと協働して、研究プログラム全体および個々の研究プロジェクトのレビューを行い、NRRCおよび日本の原子力産業界がリスク情報活用した総合的意思決定という目標を達成するための一助となれることを期待している。

敬具



ジョン W.ステットカー  
委員長

## REFERENCES

1. "NRRC Overview: Research Program for FY2023, RIDM Promotion," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, November 14, 2022, Proprietary.
2. "NRRC Overview: Research Program for FY2023, Risk Assessment," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, November 14, 2022, Proprietary.
3. "NRRC Overview: Research Program for FY2023, External Natural Events," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, November 14, 2022, Proprietary.
4. Technical Advisory Committee of the Nuclear Risk Research Center, "Outcome of Hamaoka Model Plant Level 2 Tsunami PRA Project," June 3, 2022.
5. Technical Advisory Committee of the Nuclear Risk Research Center, "Proposed NRRC Research Plan for Fiscal Year 2022," December 30, 2021.