

企画セッション | 部会・連絡会セッション：リスク部会

📅 2021年9月9日(木) 13:00 ~ 14:30 | 🏢 G会場

[2G_PL] 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について

座長：丸山 結 (JAEA)

[2G_PL01] ASRAM2020の動向報告

*成宮 祥介¹ (1. 原安進)

[2G_PL02] PSAM15の動向報告

*張 承賢¹ (1. 東大)

[2G_PL03] 研究専門委員会の提案(1)

*牟田 仁¹ (1. 東京都市大)

[2G_PL04] 研究専門委員会の提案(2)

*當房 拓朗¹ (1. 東芝ESS)

[2G_PL05] 国内研究機関の研究動向(1)

*玉置 等史¹ (1. JAEA)

[2G_PL06] 国内研究機関の研究動向(2)

*氏田 博士¹ (1. アドバンスソフト)

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために

-リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

(1) ASRAM2020 の動向報告

(1) Report on ASRAM2020

*成宮 祥介¹¹原子力安全推進協会

1. はじめに

リスク評価・管理に関するアジアシンポジウム(ASRAM: Asian Symposium on Risk Assessment and Management)は、中国、韓国、日本、そしてアジアの原子力新興国からの参加者を得たアジア地域のシンポジウムである。ASRAM2020は、オンライン開催であったが127名の参加を得て議論が展開された。3か国の原子力にかかる状況は異なるが、原子力安全向上のためにリスク情報活用、PRA手法の高度化に向けた研究、実適用の活動について、研究発表がなされた。本稿では、その研究発表からアジア地域における最近のPRAの取り組み動向を分析する。

2. ASRAMの概観

2-1. 経緯

2017年に横浜(ASRAM2017)、2018年に中国廈門(ASRAM2018)、2019年に韓国慶州(ASRAM2019)と毎年開催を重ねてきており、2020年は二巡目として、日本で開催することがASRAM2019にて決定された。国内では、原子力学会が主催となり担当部会がリスク部会となった。当初は会議場での開催を予定していたが、COVID-19の感染拡大から、オンライン開催に変更した。

2-2. 会議の概要

会期は、2020年11月30日、12月1日、2日の2日半で、WebexによるWebinarとした。参加者は総数127名となり、国別の内訳は、日本78名、韓国36名、中国10名、タイ3名であった。学生セッションを設けたので学生参加者は26名にも及んだ。

論文発表は49件で、うち学生セッションは7件であった。内訳は、日本21件(うち学生5件)、韓国18件(うち学生1件)、中国7件(うち学生1件)、タイ3件であった。また招待講演が1件、キーノート講演が3件、行われた。

2-3. プログラム

(1) 招待講演

第一日目(11月30日)の午前に、リテラジャパンの西澤氏から「科学者・技術者のためのリスクコミュニケーション」と題した招待講演があった。これは我が国のリスク情報活用においてリスクコミュニケーションの重要性が増していることからお願いした。数字を並べて説明するよりもイメージを伝えることが重要である、との意見は我が国におけるリスクコミュニケーションの発展に重要なことであった。

(2) キーノート講演

第二日目(12月1日)の午前に3件の講演が行われた。いずれもリスク情報活用に関する講演であった。

- ・ JAEA 高田毅士氏「New Initiative of Risk-informed Applications in JAEA」
- ・ 韓国 KAERI Joon-Eon Yang 氏「A Way toward RIDM: Korean Experiences and Future Plan」
- ・ 中国 Nuclear Power Engineering Company Deng 氏「Some Practices and Considerations in Risk-informed application in China」

2021年秋の大会

日中韓とも PRA 手法開発を経てその成果を活用する時代に入っていることがうかがえる。

表1 ASRAM2020 プログラム

Day	Time	Room1	Room2	Room3
Nov.30 (Mon.)	09:00~09:30	Opening Remark		
	09:30~10:15	Invited Lecture		
	10:15~10:30	Break		
	10:30~12:00	Advanced PRA Technologies 1	Severe Accidents	Emergency Preparedness & Response and Resilience
	12:00~13:00	Lunch		
	13:00~15:00	Advanced PRA Technologies 2	Risk Assessment for External Events	Risk Management and Risk-informed Decision Making
	15:00~15:15	Break		
	15:15~16:45	Advanced PRA Technologies 3	Offsite Consequence Analysis	Risk Assessment for Nuclear Fuel Facilities & Risk Communication
Dec.1 (Tue.)	09:15~10:00	Keynote Lecture 1		
	10:00~10:45	Keynote Lecture 2		
	10:45~11:00	Break		
	11:00~11:45	Keynote Lecture 3		
	11:45~13:00	Lunch		
	13:00~14:50	Student Session 1		
	14:50~15:00	Break		
	15:00~16:50	Student Session 2		
Dec.2 (Wed.)	09:00~11:00	Risk Assessment for Internal Events	PRA Applications and Insights	Human Reliability Analysis & Human and Organizational Factors
	11:00~11:10	Break		
	11:10~12:00	Closing Remark		

(3) 一般セッション

第一日目の午前、午後と第三日目（最終日）の午前に3つのバーチャルルームに分かれて並行セッションで、合計12のセッションが行われた。セッションテーマは、改良PRA技術、RIDM、SA（シビアアクシデント）、内的事象、外的事象、人間信頼性解析などで、各テーマの主な発表論文の特徴は次のとおりである。

- ・改良PRA技術：新しい方法の開発にかかる発表がなされた。L2PRAとL3PRAのデータインターフェイス開発、連続マルコフ過程モンテカルロ・ベイジアンネットワークを用いたマルチサイト/ユニットリスク評価法の開発、連続マルコフ過程モンテカルロ法と簡易プラント応答評価モデルを使い、SFP（使用済み燃料プール）を含む2ユニットシステムについて、環境変化による影響を考慮したリスク評価に関する発表、サロゲートモデルを用いた計算負荷低減手法に関する研究、ユニットの状態（単独ユニット事故、両ユニット事故、両ユニット健全）における支配的な起因事象の可視化手法に関するマルチユニットPRA研究などが発表された。

- ・シビアアクシデントに関しては、SA 時の事前水張り戦略の効果・不確かさ評価や、ISLOCA（インターフェイス冷却材喪失事故）時の環境影響抑制のための SA 対策案の定量的な比較評価といった実務への活用に応じた研究が発表された。
- ・外的事象に関しては、地震 PRA における人前信頼性解析、サイバーテロのリスク評価、自然条件を考慮した FLEX（Diverse and Flexible Coping Strategies, 多様性かつ柔軟性を有する影響緩和戦略）の効果、などが発表された。
- ・エネルギーレジリエンスに関する発表、デジタル I&C（計装制御）のリスク評価として人的過誤も含めた STPA（System-theoretic process analysis）に関する発表があった。
- ・RIDM（リスク情報を活用した意思決定）に関しては、PRA からの情報を積極的に実務に活用する研究が紹介された。より合理的な方法を模索している研究として、RISMC (Risk Informed Safety Margin Characterization、PRA と BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty) を融合したもの)と PRA との比較研究が発表された。

(4) 学生セッション

発表のテーマとしては、事故時のオフサイト活動にかかる研究評価が 3 件、外的事象のリスク評価が 2 件、停止中プラントの PRA における人的過誤の影響評価が 1 件、再処理施設リスク評価が 1 件、と多様であった。

オフサイト関係では、支援センターの能力向上・拡大に向けた対策提言を、活動のバランス、ハードと手順の適切な組み合わせから SA（シビアアクシデント）管理能力向上につながる研究、オフサイトからの人的支援が格納容器破損確率低下に寄与することから外部支援の様々なアプローチのモデル改善を示した研究、そして 3 つ目は、地震発生時の原子力発電所の緊急時対応の性能向上を目的とし、地震動の位相特性、振幅、遅延時間により、局所的な地震動の分類を示した研究であった。

外的事象に関しては、地震事象と火山活動の組み合わせについてモンテカルロシミュレーションを用いた DQFM(Direct Quantification of Fault Tree using Monte Carlo Simulation)により、様々な故障シナリオの不確かさへの対応を可能にした研究、2 つ目は、地震 PRA における部分相関に関する研究であった。

PWR の停止時 PRA における POS5（前半のミッドループ運転）の成功基準の解析結果から、停止時リスクとマルチユニットリスクの両方において、ヒューマンファクターが重要であることを示した研究、使用済燃料再処理施設に確率的リスク評価と決定論的安全評価の組み合わせた合理的なアプローチを行った研究発表があった。

3. ASRAM2020 の発表傾向

日中韓の 3 か国においては、PRA の手法開発、実務適用がこの 20 年あまりで進んでおり、ASRAM2020 においても、従来手法の実プラント適用に留まる発表ではなく、今後の課題解決を目指した研究が目立った。マルチユニット PRA のための手法の改良、決定論的手法との組み合わせ、発電炉以外の原子力施設のリスク評価などに及んでいる。サイトに複数のプラントが設置されている韓国ではマルチユニット PRA が、多くの新規プラントが運転を開始している中国では新しい方法論の開発、外的事象によるリスクが支配的な日本では地震 PRA の改良など、各国の事情も反映されている傾向がみられた。

4. おわりに

初めての WEB 会議で質疑が活発とは残念ながら言えなかったが、最新のアプローチの研究が多く、将来に向けたリスク評価手法の高度化、リスク情報活用の拡大に期待が持てた。ASRAM は前身の日韓 PSA ワークショップの精神を受け継いで、新規の挑戦的な研究、若手の研究を歓迎する国際会議に育っている。2021 年 10 月 24 日～27 日に、オンラインによる ASRAM2021 が中国主催で開催される。多くの参加者が集い活発な意見交換が行われることを期待したい。

*Yoshiyuki Narumiya¹

¹Japan Nuclear Safety Institute

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために

- リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk Application and research trend in future -

(2) PSAM15 の動向報告

(2) Report on PSAM15

*張 承賢

東京大学

本稿では、2020 年 11 月 2-5 日に開催した第 15 回目 Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM15) における確率論的リスク評価分野の研究動向について紹介する。

キーワード： Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM)、最新の研究動向

1. PSAM15-ESREL2020 の概要

Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM)は確率論的リスク評価分野において 30 年にわたる長い歴史を持ち、最大の規模を誇る学会であり、2 年ごとに開かれる。

今回の PSAM は第 15 回目として、2020 年 11 月 2-5 日イタリアベニスでの開催予定でしたが、Covid-19 による感染拡大のためオンライン開催になった。PSAM は、8 年ごとに欧州で開催されるが、欧州での開催になる場合は、ESREL (European Safety and Reliability Conference) と共同開催の形になる。今回は 4 度目の ESREL との共催になった。そのため正式な名称は ESREL2020 PSAM15 であった。ESREL と共同開催になる場合は、原子力分野のみならず、船舶、鉄道、石油など他産業分野における確率論的リスク評価に関連する研究の紹介が多くなる特徴がある。

今回の PSAM では、55 のトピック、31 の応用分野から計 728 件の論文の投稿があった。前回の PSAM14 では 39 のトピックから論文投稿があったことに比較すると、より多くの分野からの研究発表があったことが確認できる。

また 10 のプレナリーレクチャー、5 つのパネルセッション、11 のスペシャルセッションが開かれ、オンライン開催のため世界中の 20 を超えるタイムゾーンから 763 名が参加した。

2. PSAM15 のプログラム構成**2-1 プレナリーレクチャーおよびスペシャルセッション**

プレナリーレクチャーでは、Covid-19 や New normal 時代の社会リスクマネジメントや、船舶、石油・ガス産業プロジェクトにおけるリスクマネジメント、Industry 4.0 や 5G システム、Machine Learning など多様な分野におけるリスク評価及びマネジメントについて紹介があった。プレナリーレクチャーのテーマは次の通りである。

- Hybrid Threats and Disaster Risk Management: Changing Paradigm in Security
- Risk Mitigation - A Shared Responsibility in the 5G Ecosystem
- Living Out Zero Harm Under the New Normal
- Decision Programming for Optimizing Multi-Stage Decision Problems under Uncertainty
- People, Infrastructure, Stakeholders: Sustainable Risk Mitigation in Power Grids
- Risk management in the Covid-19 era
- Realtime Damage Decision Support System for ship recovery

- Maintenance in an Industry 4.0 World Transforming Maintenance through Data Science
- Industrial risk management in oil and gas construction and drilling project - Saipem experience
- Overcoming Regulatory Barriers to the Application of Machine Learning in Safety and Security Critical Applications

また、11 のスペシャルセッションでは、人間信頼性評価、原子力システムの受動的安全系の信頼性といった原子力関連のテーマや、AI、機械学習、ベイジアンネットワーク関連技術のリスクマネジメント分野における活用などのテーマが扱われた。スペシャルセッションのテーマを以下に示す。

- Reinforcement Learning For Industry 4.0
- Advanced Diagnosis and Prognosis in Bio-medical Engineering
- Human Reliability Analysis today: data and other challenges
- Text Mining applied to Risk Analysis, Maintenance and Safety
- Reliability of Passive Systems in Nuclear Power Plants Perspectives and Challenges
- Human Performance in Resilience, Risk and Safety Assessments
- Natural Language Processing, Knowledge Graphs and Ontologies
- Artificial Intelligence for Maintenance Decision Support
- Bayesian Network Modeling for Risk Assessment in the Oil&Gas Industry
- Fault-Tolerant and Attack-Resilient Cyber-Physical Systems
- Life Cycle-Based Resilience Assessment and Management of Structural and Infrastructural Assets

2-2. 原子力分野における研究動向

原子力分野に関するテーマとして、発表件数が多かったのは、Human Factor and Human Reliability (29 件)、Dynamic Reliability/Risk Assessment (24 件)、Nuclear Industry (21 件)、Risk-Based Decision Making (19 件) 等であり、External Hazards Risk Assessment (9 件)、Computational Reliability/Risk Assessment (8 件) に関連する発表も多く見られた。一方、近年リスク分野の学会で発表が多かった Multi-Unit (Multi-source を含む) リスク評価関連の研究は、6 件と少ない状況であった。

また、Machine Learning For Reliability, Maintenance and Safety (19 件) というセッションでは、機械学習や深層学習技術を用いた比較的に新しいテーマの研究発表が多かったのも特徴であった。原子力分野のセッション名を以下に示す。

- Human Factors and Human Reliability (発表論文数:29件)
- Dynamic Reliability / Risk Assessment (24件)
- Nuclear Industry (21件)
- Machine Learning For Reliability, Maintenance and Safety (19件)
- Risk-Based Decision Making (19件)
- External Hazards Risk Assessment (9件)
- Computational Reliability/Risk Assessment (8件)
- Risk Informed Applications (5件)
- Multi-Unit Nuclear Plant PSA (4件)
- Site Level Multi-unit Multi-Source Risk Assessment (2件)

今回の PSAM では Human Reliability、Dynamic Risk Assessment Risk-Based Decision といった最近注目される研究分野の発表が多く見られた。前回の PSAM14 ではスペシャルセッションで扱われるほど、近年注目される研究分野である Multi-unit リスク評価については、論文発表件数は少なかったものの、アメリカ、フラン

ス、韓国など多様な国からの最新の研究成果が報告された。また Machine Learning、Deep Learning の様な最新技術の活用も紹介されるなど、関連技術の原子力分野での発展を期待できる

3. PSAM16 について

次回の PSAM16 は 2022 年 6 月 26 日から 7 月 1 日の間、米国ハワイホノルルで開催する予定である。また ESREL2021 は、2021 年 9 月 19 日から 23 日の間フランスの Angers の開催予定である。

*Sunghyon Jang

The University of Tokyo

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために
-リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

研究専門委員会の提案 (1) (2)

Suggestions from Research Committee (1) (2)

* 牟田 仁¹，* 當房 拓朗²

¹ 東京都市大学，² 東芝エネルギーシステムズ

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降，重要な活動の一つとして，「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている．確率論的リスク評価（PRA）は原子力施設の設計から廃止措置に至る各段階において多岐にわたる応用が可能な技術であり，1990年代以降，評価手法の研究が行われ，更にはアクシデントマネジメント，新しい原子力安全規制の考え方，リスク情報を活用した検査に適用されてきた．

PRAによる知見の実務への応用には，適切なデータやパラメータの設定，目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築，不確かさの評価等，幅広い科学・技術分野の知識が必要であり，多くの研究者，技術者がこれらを共有している必要がある．また，最新知見を適時に評価・応用し，得られた情報をPRAの研究・開発・実務を行う主体で共有することは，効果的・効率的なPRA手法の発展に向けた重要なステップとなる．

以上の観点に鑑み，現在から将来においてリスク情報の活用参照されるPRAに必要となる技術開発の方針の策定に資すること，並びにPRAに携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし，令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した．

本委員会では，検討領域をレベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析以外の領域），レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析），レベル2および3 PRAの3つのグループに分類し，議論を進めた．特にレベル1 PRAは，近年の論文数が比較的多かった人間信頼性解析（HRA），従属故障，動的解析等を重要トピックとして取り扱い，その他の領域とは別個に取り扱った．この結果，各分野の現状の認識から，①今後の展開と提言，②人材育成方針の2つの観点から提言をまとめた．

1. PRAの各分野の今後の展開と提言

1-1. レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）に関する提言

内的事象レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の技術は，一般的に出力運転時と停止時の運転状態を区別してPRAが分類されているものの，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因して，評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては，技術的にほとんど成熟していると考えられる．

また，資源に乏しい我が国では，資源を有効活用する観点で，原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して，燃料として加工し，もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり，潜在的なリスク（公衆や環境への影響の頻度と大きさ）が大きい原子力発電所のPRA技術の研究開発が優先されるべきではあるが，再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対するPRA技術の研究開発も重要である．

国内外での内的事象レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の近年の研究開発に係る動向を踏まえると活用する目的を踏まえて取り組むことの重要性を確認した．しかしながら，リスク情報活用の拡充のためには，安全目標の議論が未完，未制定である現状では活用の道筋が見えていない．

これらの課題を解決していくことが必須であると考えられる。

レベル1～3の各区分でPRA評価がなされてきたが、このような区分を取り払って、STEP1：何が起こるのか、STEP2：どう対策するか、STEP3：どう活かしていくか、の3段階でPRA評価が実施されることが重要である。例えば、地震ハザード評価を担当するエンジニアとフラジリティ評価を担当するエンジニアが交流し、お互いが専門性を有する分野の理解促進などを進めるべきである。また、リスク情報の設計への活用の観点からは、リスク評価を担当するエンジニアと設計を担当するエンジニアの交流も進めるべきである。

1-2. レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析）に関する提言

人間信頼性解析の分野では、現状の解析評価技術の拡張、データ収集或いはデータベース構築、簡易手法の開発、外部事象への適用といった課題がある。福島第一、福島第二、女川、東海第二のいずれの発電所においてもレジリエンスな対応の好例が多く見られたことから、人間の緊急時の認知メカニズムやレジリエンス能力を考慮したモデルの開発と実プラントにおける対応データの収集の必要性を指摘したい。IDHEAS-ECA（Event & Condition Assessment）を用いた評価により米国でのFLEXの有効性を示した例もあり、日本においても、Phased Approachなど緊急時においてレジリエンス能力による現場力の有効性を定量的に示し、緊急時対応を安全評価においてヒューマンクレジットとして認められる努力が重要であると考えられるが、評価の枠組みは依然課題が多い。

マルチユニットのリスク評価は手法の研究開発段階であり、安全目標の議論に資するPRAモデルの開発が求められる。また、リスク情報活用の観点から、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価のニーズは何か、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価することのメリットは何か、といった議論も必要である。リスク情報活用の観点での評価のメリットを示すことで、産業界における研究予算の確保や人材育成の動きを活発化させることも求められる。外的事象（特に地震）のマルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルの構築においては、関連のモデル化が重要となるため、地盤や建物、構築物に係る土木建築系の専門家、及び機器、設備の損傷の評価に係る専門家の更なる関与が求められる。

共通原因故障（CCF）に関しては、実機プラントからのCCFデータ拡充は殆ど見込めないため、実データ不足を補完する可能性のあるシミュレーション技術開発は重要である。但し、検証データが少ないことから、詳細評価を狙うよりも、保守性を取り込んだ簡易評価モデルを志向すべきと考える。また外的事象の相関性についても重要な課題と考えられるが、合理的な範囲での詳細さを探っていく必要があろう。

動的PRAの課題としては、過大な計算コスト、成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充、及び人的過誤モデルの妥当性検討にあると考える。計算コストの低減には、より革新的な動的PRA手法開発、もしくは、合理的な簡素化PRAモデル開発が重要になると考える。国内外において動的PRA手法開発が精力的に行われているにも関わらず、実機適用が思うように進まない背景には、計算コストへの強い懸念があると推測される。現在のPRAはより多くのSSCを取り込む事で詳細化の一途を辿っており、リスク定量化に要する時間は内的事象で数時間/プラントとなることもある。そのため、数万ケースの解析を流す必要のあるCMMCのような手法を高度化するだけでは、実用に足る評価ツールの構築は困難と考える。一方、PRAモデル自体を合理的に簡素化することで1ケースあたりのリスク評価時間を低減する方法は、計算コスト低減に有効であると考えられる。しかしながら、PRAモデルを簡素化する際には、動的PRAの評価結果（リスク）の使用目的を明確にしておく必要があると考える。

1-3. レベル2及び3 PRAに関する提言

軽水炉のレベル2 PRA 研究は現行の枠組みで今後も継続していくことが期待される。OECD/NEAの下で行われた福島第一原子力発電所の事故解析に関するベンチマーク解析（BSAF）国際研究プロジェクトの経験を通じ、熔融燃料のリロケーションモデル、ヨウ素化学挙動モデル、また、格納容器へ影響を与えるMCCIや水素爆発等の解析モデルに不確かさが残る現象として当該プロジェクトの報告書において指摘されている。さらに1F事故のような長期間の事故を解析する場合、一旦沈着、沈降したFPが再度浮遊して格納容器内及び建屋内を移動する現象をとらえることが必要であると指摘しているが、現状のシビアアクシデント総合解

析コードではこのメカニズムを考慮していない．このため今後検討を進める分野であると考えられる．

軽水炉を対象としたレベル3 PRA 研究では、大気拡散・沈着解析において各国開発を進めているが、近年これらコード間の比較や実測データとの比較はあまり報告されていない．このためこのような比較計算等は今後行うべき課題である．また、複合災害を考慮した場合には予定していた避難経路を利用できない場合も考えられ、そのような場合の避難時間推計の結果をレベル3 PRA に反映させる方法など、検討すべき課題が残っている．健康影響評価についても同様、近年の最新知見を取り込んだ評価を行う必要がある．

高速炉を対象としたレベル2 PRA 研究では、ソースターム評価手法開発がリスク情報活用の観点から重要視されている．しかしながら基礎的な試験データが不足しておりかつ実験実施が容易ではない．このためこの分野へのリソースの投入が必要と考えられる．また、国際協力による効率的な研究開発を通じて、試験データや解析モデルのデータベース化を進めていくことも重要である．炉型横断的なリスク情報活用アプローチを国内に取り入れるためのステークホルダー間の交流が必要である．

高温ガス炉を対象とした PRA 研究では、より現実的なリスク評価に向けた評価手法改良や不確実さ低減に向けた研究、多目的利用に向けた研究、リスク情報の活用に係る研究等が重要である．具体的には、異常状態における被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動評価手法、水素製造施設の異常を起因とする高温ガス炉のリスク評価手法、及びリスク情報を活用した安全重要度分類や耐震設計上の重要度分類、防護措置範囲の適正化手法の研究である．

核燃料施設を対象としたレベル2 PRA 研究では、すでに簡易的なソースターム評価を行う手法及びデータは整備されているが、リスク情報活用や重大事故等対処設備の有効性評価を行うためには対象事象ごとに詳細な解析モデルを構築する必要がある．特に重大事故として取り上げられている高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故では、高レベル廃液が蒸発及び乾固する過程で放出される Ru の建屋内移行挙動は雰囲気依存する．このため Ru の放出挙動に係る実験及び解析モデル化は進めるべき研究の一つと考える．

2. PRA に関する人材育成方針

本研究専門委員会の設置目的である“PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成に寄与すること”のため、各委員の知見や調査結果をもとに、PRA の関連分野で活躍する人材育成方針に関する提言をまとめた．

2-1. PRA に関する全般的な人材育成方針

PRA 人材の育成にあたっては、属性と責任または関心に応じた教育の提供がなされる必要がある．新人エンジニアの育成では、ポイントを押さえた講習が有効である．原子炉施設のリスクマネジメントを行うマネージャー以上の育成では、深層防護の観点で説明できるマネージャーを育成し、実務メンバーに説明できるよう促すことを理想として、教育内容に含めることが重要である．リスク情報活用の観点では、意思決定のための情報とプロセスを文章化し、実際に適用した事例を収集及び蓄積してリスク情報活用集とすることで広く共有することが有意義である．

2-2. レベル1 PRA に関する人材育成方針

本節では人間信頼性解析、従属故障、故障データ、動的解析等の分野に関する人材育成方針を述べる．人間信頼性解析（HRA）に関しては、プラント、PRA、ヒューマンファクターの3つの知識をバランスよく習得する必要がある．このような人材は不足していることから、HRA 研究のロードマップや HRA 専門家へのキャリアパスを提示し、若手研究者の参画を促すこと、大学での講義・研究を促進すること、HRA の原子力以外への他分野展開を促進し、研究開発及び人材確保を継続して行う環境を整備する必要がある．マルチユニットに関しては、今後主流となるテーマであり、多数の人材がこの分野に入ってくることが望ましい．安全目標等の社会性の議論もあり、社会系を専門とする人材の参加も求められる．従属故障（内的事象）に関しては、現状採用されている米国モデルが成熟しており、開発に携える人材育成は不要と考える．CCF モデルに関しては、不断の検証努力が粛々と必要で、場合によっては新たなモデル構築が必要となる可能性が残る．従属故障（外的事象）に関しては、主要な外的事象（地震・津波）を起因とする CCF は地震 PRA や津波 PRA の一部に限定され、外的事象 CCF 専門の人材育成は不要と考える．一方、外的事象 PRA には、リスク評価

に係る知識以外に、構造力学系の専門知識が必要となる。そのため、HRA 同様に、専門家へのキャリアパスの提示が重要である。故障データ分析に関しては、統計の専門家を継続的に育成する必要がある。動的解析（動的 PRA）に関しては、静的 PRA に必要となる幅広い知識に加えて、動的 PRA に係る広範な知識を習得する必要がある、あらゆる知識を有する 1 人の専門家を育成するのではなく、各分野の専門家が集まり、議論できる環境も重要である。

2-3. レベル 2 及びレベル 3 PRA に関する人材育成方針

レベル 2 及びレベル 3 PRA に関しては、物理・化学等の現象解析の部分があることから、大学での教育・育成に期待する。また、シビアアクシデント研究においては、個々の事象についての深い知識とともに事象全体を把握できる人材を育成する必要がある。加えて、レベル 1 及びレベル 2、レベル 2 及びレベル 3 と境界を超えてシームレスに事象進展を把握するような教育も必要である。我が国においては、高速炉及び高温ガス炉はともに、研究開発段階であり、安全研究に関わる人材は非常に限定されるものの両炉の PRA にも軽水炉の評価手法や知見を適用可能である。このため、大学での講義を通じて、両炉の認知度の向上や基礎知識の習得、公募事業を活用して大学や研究機関の研究への参画の促進が必要と考える。

2-4. 若手技術者からの提言

若手技術者が、PRA 評価を習得するためには、大きく 3 つの習得が必要であると考えます。1 つ目は、プラント・現象に対する理解である。評価対象のプラントと機器、設備に生じる現象を正しく把握することで、リスク評価のシナリオ設定が正確なものとなる。2 つ目は、PRA 技術の習得である。PRA の概念や決定論との違い、PRA 分野毎の評価方法等の習得が必要となる。3 つ目は、PRA 評価ツールの習得である。PRA 評価を実際に行う PRA 評価ツールの操作方法等の習得を行うことで実際に PRA 評価が可能となる。

上記 1 つ目のプラント・現象に対する理解は、様々な図書を参考にすることで、習得可能と考えられる。2 つ目の PRA 技術の習得は、現状 PRA 技術に関して基礎から習得することが可能な教科書が少ない。練習問題等を含む教科書を広く公開、共有することで、若手技術者だけではなく、学生等にも広く PRA 技術の習得を促進することができるのではないかと考える。3 つ目の PRA 評価ツールの習得は、各社において OJT 等で行われているものと想像されるが、早期の人材育成の観点では、学会が中心となり、若手技術者等に対して演習を含む講習会を開催することで、効率的な人材育成が可能となると考えられる。

*Hitoshi Muta¹ and *Takuro Tobo²

¹Tokyo City Univ., ² Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために
-リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

研究専門委員会の提案 (1) (2)

Suggestions from Research Committee (1) (2)

* 牟田 仁¹，* 當房 拓朗²

¹ 東京都市大学，² 東芝エネルギーシステムズ

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降，重要な活動の一つとして，「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている．確率論的リスク評価（PRA）は原子力施設の設計から廃止措置に至る各段階において多岐にわたる応用が可能な技術であり，1990年代以降，評価手法の研究が行われ，更にはアクシデントマネジメント，新しい原子力安全規制の考え方，リスク情報を活用した検査に適用されてきた．

PRAによる知見の実務への応用には，適切なデータやパラメータの設定，目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築，不確かさの評価等，幅広い科学・技術分野の知識が必要であり，多くの研究者，技術者がこれらを共有している必要がある．また，最新知見を適時に評価・応用し，得られた情報をPRAの研究・開発・実務を行う主体で共有することは，効果的・効率的なPRA手法の発展に向けた重要なステップとなる．

以上の観点に鑑み，現在から将来においてリスク情報の活用参照されるPRAに必要となる技術開発の方針の策定に資すること，並びにPRAに携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし，令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した．

本委員会では，検討領域をレベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析以外の領域），レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析），レベル2および3 PRAの3つのグループに分類し，議論を進めた．特にレベル1 PRAは，近年の論文数が比較的多かった人間信頼性解析（HRA），従属故障，動的解析等を重要トピックとして取り扱い，その他の領域とは別個に取り扱った．この結果，各分野の現状の認識から，①今後の展開と提言，②人材育成方針の2つの観点から提言をまとめた．

1. PRAの各分野の今後の展開と提言

1-1. レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）に関する提言

内的事象レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の技術は，一般的に出力運転時と停止時の運転状態を区別してPRAが分類されているものの，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因して，評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては，技術的にほとんど成熟していると考えられる．

また，資源に乏しい我が国では，資源を有効活用する観点で，原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して，燃料として加工し，もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり，潜在的なリスク（公衆や環境への影響の頻度と大きさ）が大きい原子力発電所のPRA技術の研究開発が優先されるべきではあるが，再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対するPRA技術の研究開発も重要である．

国内外での内的事象レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の近年の研究開発に係る動向を踏まえると活用する目的を踏まえて取り組むことの重要性を確認した．しかしながら，リスク情報活用の拡充のためには，安全目標の議論が未完，未制定である現状では活用の道筋が見えていない．

これらの課題を解決していくことが必須であると考えられる。

レベル1～3の各区分でPRA評価がなされてきたが、このような区分を取り払って、STEP1：何が起こるのか、STEP2：どう対策するか、STEP3：どう活かしていくか、の3段階でPRA評価が実施されることが重要である。例えば、地震ハザード評価を担当するエンジニアとフラジリティ評価を担当するエンジニアが交流し、お互いが専門性を有する分野の理解促進などを進めるべきである。また、リスク情報の設計への活用の観点からは、リスク評価を担当するエンジニアと設計を担当するエンジニアの交流も進めるべきである。

1-2. レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析）に関する提言

人間信頼性解析の分野では、現状の解析評価技術の拡張、データ収集或いはデータベース構築、簡易手法の開発、外部事象への適用といった課題がある。福島第一、福島第二、女川、東海第二のいずれの発電所においてもレジリエンスな対応の好例が多く見られたことから、人間の緊急時の認知メカニズムやレジリエンス能力を考慮したモデルの開発と実プラントにおける対応データの収集の必要性を指摘したい。IDHEAS-ECA（Event & Condition Assessment）を用いた評価により米国でのFLEXの有効性を示した例もあり、日本においても、Phased Approachなど緊急時においてレジリエンス能力による現場力の有効性を定量的に示し、緊急時対応を安全評価においてヒューマンクレジットとして認められる努力が重要であると考えられるが、評価の枠組みは依然課題が多い。

マルチユニットのリスク評価は手法の研究開発段階であり、安全目標の議論に資するPRAモデルの開発が求められる。また、リスク情報活用の観点から、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価のニーズは何か、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価することのメリットは何か、といった議論も必要である。リスク情報活用の観点での評価のメリットを示すことで、産業界における研究予算の確保や人材育成の動きを活発化させることも求められる。外的事象（特に地震）のマルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルの構築においては、関連のモデル化が重要となるため、地盤や建物、構築物に係る土木建築系の専門家、及び機器、設備の損傷の評価に係る専門家の更なる関与が求められる。

共通原因故障（CCF）に関しては、実機プラントからのCCFデータ拡充は殆ど見込めないため、実データ不足を補完する可能性のあるシミュレーション技術開発は重要である。但し、検証データが少ないことから、詳細評価を狙うよりも、保守性を取り込んだ簡易評価モデルを志向すべきと考える。また外的事象の相関性についても重要な課題と考えられるが、合理的な範囲での詳細さを探っていく必要があろう。

動的PRAの課題としては、過大な計算コスト、成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充、及び人的過誤モデルの妥当性検討にあると考える。計算コストの低減には、より革新的な動的PRA手法開発、もしくは、合理的な簡素化PRAモデル開発が重要になると考える。国内外において動的PRA手法開発が精力的に行われているにも関わらず、実機適用が思うように進まない背景には、計算コストへの強い懸念があると推測される。現在のPRAはより多くのSSCを取り込む事で詳細化の一途を辿っており、リスク定量化に要する時間は内的事象で数時間/プラントとなることもある。そのため、数万ケースの解析を流す必要のあるCMMCのような手法を高度化するだけでは、実用に足る評価ツールの構築は困難と考える。一方、PRAモデル自体を合理的に簡素化することで1ケースあたりのリスク評価時間を低減する方法は、計算コスト低減に有効であると考えられる。しかしながら、PRAモデルを簡素化する際には、動的PRAの評価結果（リスク）の使用目的を明確にしておく必要があると考える。

1-3. レベル2及び3 PRAに関する提言

軽水炉のレベル2 PRA 研究は現行の枠組みで今後も継続していくことが期待される。OECD/NEAの下で行われた福島第一原子力発電所の事故解析に関するベンチマーク解析（BSAF）国際研究プロジェクトの経験を通じ、熔融燃料のリロケーションモデル、ヨウ素化学挙動モデル、また、格納容器へ影響を与えるMCCIや水素爆発等の解析モデルに不確かさが残る現象として当該プロジェクトの報告書において指摘されている。さらに1F事故のような長期間の事故を解析する場合、一旦沈着、沈降したFPが再度浮遊して格納容器内及び建屋内を移動する現象をとらえることが必要であると指摘しているが、現状のシビアアクシデント総合解

析コードではこのメカニズムを考慮していない．このため今後検討を進める分野であると考えられる．

軽水炉を対象としたレベル3 PRA 研究では、大気拡散・沈着解析において各国開発を進めているが、近年これらコード間の比較や実測データとの比較はあまり報告されていない．このためこのような比較計算等は今後行うべき課題である．また、複合災害を考慮した場合には予定していた避難経路を利用できない場合も考えられ、そのような場合の避難時間推計の結果をレベル3 PRA に反映させる方法など、検討すべき課題が残っている．健康影響評価についても同様、近年の最新知見を取り込んだ評価を行う必要がある．

高速炉を対象としたレベル2 PRA 研究では、ソースターム評価手法開発がリスク情報活用の観点から重要視されている．しかしながら基礎的な試験データが不足しておりかつ実験実施が容易ではない．このためこの分野へのリソースの投入が必要と考えられる．また、国際協力による効率的な研究開発を通じて、試験データや解析モデルのデータベース化を進めていくことも重要である．炉型横断的なリスク情報活用アプローチを国内に取り入れるためのステークホルダー間の交流が必要である．

高温ガス炉を対象とした PRA 研究では、より現実的なリスク評価に向けた評価手法改良や不確実さ低減に向けた研究、多目的利用に向けた研究、リスク情報の活用に係る研究等が重要である．具体的には、異常状態における被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動評価手法、水素製造施設の異常を起因とする高温ガス炉のリスク評価手法、及びリスク情報を活用した安全重要度分類や耐震設計上の重要度分類、防護措置範囲の適正化手法の研究である．

核燃料施設を対象としたレベル2 PRA 研究では、すでに簡易的なソースターム評価を行う手法及びデータは整備されているが、リスク情報活用や重大事故等対処設備の有効性評価を行うためには対象事象ごとに詳細な解析モデルを構築する必要がある．特に重大事故として取り上げられている高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故では、高レベル廃液が蒸発及び乾固する過程で放出される Ru の建屋内移行挙動は雰囲気依存する．このため Ru の放出挙動に係る実験及び解析モデル化は進めるべき研究の一つと考える．

2. PRA に関する人材育成方針

本研究専門委員会の設置目的である“PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成に寄与すること”のため、各委員の知見や調査結果をもとに、PRA の関連分野で活躍する人材育成方針に関する提言をまとめた．

2-1. PRA に関する全般的な人材育成方針

PRA 人材の育成にあたっては、属性と責任または関心に応じた教育の提供がなされる必要がある．新人エンジニアの育成では、ポイントを押さえた講習が有効である．原子炉施設のリスクマネジメントを行うマネージャー以上の育成では、深層防護の観点で説明できるマネージャーを育成し、実務メンバーに説明できるよう促すことを理想として、教育内容に含めることが重要である．リスク情報活用の観点では、意思決定のための情報とプロセスを文章化し、実際に適用した事例を収集及び蓄積してリスク情報活用集とすることで広く共有することが有意義である．

2-2. レベル1 PRA に関する人材育成方針

本節では人間信頼性解析、従属故障、故障データ、動的解析等の分野に関する人材育成方針を述べる．人間信頼性解析（HRA）に関しては、プラント、PRA、ヒューマンファクターの3つの知識をバランスよく習得する必要がある．このような人材は不足していることから、HRA 研究のロードマップや HRA 専門家へのキャリアパスを提示し、若手研究者の参画を促すこと、大学での講義・研究を促進すること、HRA の原子力以外への他分野展開を促進し、研究開発及び人材確保を継続して行う環境を整備する必要がある．マルチユニットに関しては、今後主流となるテーマであり、多数の人材がこの分野に入ってくることが望ましい．安全目標等の社会性の議論もあり、社会系を専門とする人材の参加も求められる．従属故障（内的事象）に関しては、現状採用されている米国モデルが成熟しており、開発に携える人材育成は不要と考える．CCF モデルに関しては、不断の検証努力が粛々と必要で、場合によっては新たなモデル構築が必要となる可能性が残る．従属故障（外的事象）に関しては、主要な外的事象（地震・津波）を起因とする CCF は地震 PRA や津波 PRA の一部に限定され、外的事象 CCF 専門の人材育成は不要と考える．一方、外的事象 PRA には、リスク評価

に係る知識以外に、構造力学系の専門知識が必要となる。そのため、HRA 同様に、専門家へのキャリアパスの提示が重要である。故障データ分析に関しては、統計の専門家を継続的に育成する必要がある。動的解析（動的 PRA）に関しては、静的 PRA に必要となる幅広い知識に加えて、動的 PRA に係る広範な知識を習得する必要がある、あらゆる知識を有する 1 人の専門家を育成するのではなく、各分野の専門家が集まり、議論できる環境も重要である。

2-3. レベル 2 及びレベル 3 PRA に関する人材育成方針

レベル 2 及びレベル 3 PRA に関しては、物理・化学等の現象解析の部分があることから、大学での教育・育成に期待する。また、シビアアクシデント研究においては、個々の事象についての深い知識とともに事象全体を把握できる人材を育成する必要がある。加えて、レベル 1 及びレベル 2、レベル 2 及びレベル 3 と境界を超えてシームレスに事象進展を把握するような教育も必要である。我が国においては、高速炉及び高温ガス炉はともに、研究開発段階であり、安全研究に関わる人材は非常に限定されるものの両炉の PRA にも軽水炉の評価手法や知見を適用可能である。このため、大学での講義を通じて、両炉の認知度の向上や基礎知識の習得、公募事業を活用して大学や研究機関の研究への参画の促進が必要と考える。

2-4. 若手技術者からの提言

若手技術者が、PRA 評価を習得するためには、大きく 3 つの習得が必要であると考え。1 つ目は、プラント・現象に対する理解である。評価対象のプラントと機器、設備に生じる現象を正しく把握することで、リスク評価のシナリオ設定が正確なものとなる。2 つ目は、PRA 技術の習得である。PRA の概念や決定論との違い、PRA 分野毎の評価方法等の習得が必要となる。3 つ目は、PRA 評価ツールの習得である。PRA 評価を実際に行う PRA 評価ツールの操作方法等の習得を行うことで実際に PRA 評価が可能となる。

上記 1 つ目のプラント・現象に対する理解は、様々な図書を参考にすることで、習得可能と考えられる。2 つ目の PRA 技術の習得は、現状 PRA 技術に関して基礎から習得することが可能な教科書が少ない。練習問題等を含む教科書を広く公開、共有することで、若手技術者だけではなく、学生等にも広く PRA 技術の習得を促進することができるのではないかと考える。3 つ目の PRA 評価ツールの習得は、各社において OJT 等で行われているものと想像されるが、早期の人材育成の観点では、学会が中心となり、若手技術者等に対して演習を含む講習会を開催することで、効率的な人材育成が可能となると考えられる。

*Hitoshi Muta¹ and *Takuro Tobo²

¹Tokyo City Univ., ² Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために
-リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

国内研究機関の研究動向 (1)

Status of domestic research bodies' activities (1)

*玉置 等史¹

¹ 日本原子力研究開発機構

1. 諸言

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、重要な活動の一つとして、「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。PRAによる知見の実務への応用には、適切なデータやパラメータの設定、目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築、不確かさの評価等、幅広い科学・技術分野の知識が必要であり、多くの研究者、技術者がこれらを共有している必要がある。

以上の観点に鑑み、現在から将来においてリスク情報の活用参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

レベル 2 及びレベル 3PRA 研究の現状の動向を把握するにあたり、本研究専門委員会では、研究の歴史が長い軽水炉における事故進展をベースに各々の施設で想定される事象における評価すべき項目、データや研究の実施状況を整理した。本稿では、軽水炉をはじめ高速炉、高温ガス炉及び核燃料サイクル施設と多岐にわたる施設を対象としたレベル 2 及びレベル 3PRA の現状の研究動向を調査した結果の概要について述べる。

2. 各分野における研究動向

2-1. 軽水炉を対象としたレベル 2PRA

軽水炉の事故時ソースタームの評価では、原子炉容器内熱水力、燃料挙動、また、損傷した燃料からの FP 放出、さらには放出された FP が環境に至るまでの移行挙動等の解析を行う。これら現象は解析モデル化され、例えば米国の MELCOR 等、シビアアクシデント総合解析コードに反映されており、一通りの一貫した解析が可能となっている。一方で熔融燃料とコンクリートとの相互作用 (MCCI) や水素爆発などそれぞれの現象を詳細に解析するためのコード開発も行われ、これらは評価の目的に応じて選択、もしくは組み合わせて利用されている。

近年の研究開発状況は、原子力学会シビアアクシデント熱流動現象評価やレベル 2 標準などから得ることができるが、ここではこれら活動の中から特徴的な例を取り上げて記載する。

1) 熔融燃料のリロケーション

福島第一原子力発電所(1F)の事故を経験し、熔融燃料の流出経路やその途中での固化により冷却水（もしくは蒸気）の流路面積の減少や閉塞により燃料損傷挙動に影響が出ることが想定されている。従来の熔融モデルより詳細な金属の固体から液体、液体から固体の相変化を模擬できる解析コードの検討及びそのコードのシビアアクシデント解析コードへの取込みが行われている。

2) FP やヨウ素の化学変化

燃料から放出された FP の化学変化は、シビアアクシデント総合解析コードでは平衡モデルを使う場合が多い。しかしながら、比較的低温となる格納容器内では、速い反応や遅い反応が混在することから反応速度に基づき解析する必要がある。これを実現するため実験や文献から反応速度データを取得し解析コー

ドへの反映が行われている。

3) 格納容器との相互作用

水素爆発や水蒸気爆発、また、格納容器への高圧溶融物放出や格納容器内におけるデブリの冷却性などそれぞれの現象の解析の試みは行われている。これら現象と格納容器との相互作用については格納容器イベントツリー解析に必要な情報となる。

2-2. 軽水炉を対象としたレベル 3PRA

1F 事故でオフサイトでの事故影響が現実となったことでレベル 3PRA の重要性が一段と増している。ここでは、1F 事故の経験に加えて、その後の国際的な最新知見も踏まえながら、レベル 3PRA の評価ステップに応じて研究開発の近況を記載する。なお、全体的な方向に係る項目として、近年原子力防災においてもオールハザードアプローチが強調されており、他の自然災害や人為災害での経験を踏まえつつ、資機材や対応の枠組みを共有して効率的な防災体制の構築が国際的に進められているところである。

1) 大気拡散・沈着解析

大気拡散・沈着解析においては、すでに、ガウスプルームモデル、パフモデル及び粒子法という方法が用いられ、1990 年代の初めに国際間でのレベル 3PRA コードの国際間比較計算が行われてきた。我が国においてもレベル 3PRA コード OSCAAR の開発を進め現在公開に至っている。

2) 被ばく線量評価

被ばく線量評価においては、1F 事故後の経験として、原子力学会のレベル 3PRA 標準にも記載されているように、いくつかの被ばく経路が新しく検討すべき項目として列挙されている。

3) 防護対策による被ばく低減解析

防護対策による被ばく低減解析については、1F 事故後、いくつかの措置についてモデルの開発および改良が進められている。除染については従来、我が国の住環境等に適用した研究が存在していなかったが、1F 事故の経験を踏まえてモデルの開発が進められている。また、屋内退避についても従来、欧米の研究に基づいて低減効果が評価されてきたが、近年の日本家屋における換気率を考慮した新しいモデルの開発が進められている。

4) 影響評価

健康影響評価については、原爆被爆者の寿命調査集団の死亡状況に関する最新報告（2012 年の第 14 報）が出版されており、その結果に基づいて定期的な見直しが期待される。また、経済影響については、原子力学会のレベル 3PRA 標準において、(i) 放射線による健康影響の費用、(ii) 線量を低減するための防護対策の費用、そして (iii) 放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失を対象として取り扱っている。これらのうち特に (ii) については、1F 事故後の経験を基に、除染費用、長期的な人々の移動に関する費用等防護措置費用に関する評価モデルの開発が行われている。

2-3. 高速炉を対象としたレベル 2PRA

高速炉を対象としたレベル 2PRA のために、主に日本、米国、フランスで炉心溶融後の現象解析のためのデータ取得が行われてきた。高速炉では燃料要素の違いにより事象推移が変わるため、これらのデータの取得は盛んにおこなわれ解析モデル化を進めている。燃料再配置挙動やデブリ/冷却材相互作用に関してはスケール効果やデータ取得領域の問題から今後もデータ取得を継続する。

2-4. 高温ガス炉を対象としたレベル 2 及びレベル 3PRA

高温ガス炉のレベル 2 及びレベル 3PRA に関して、軽水炉と共通する領域（大気中に放出された放射性物質の環境中移行、それに続く公衆の被ばく線量、防護措置による被ばく低減、被ばく集団の健康影響評価など）については、軽水炉の評価手法（評価手順や評価ツール）を使用可能である。しかしながら高温ガス炉の特徴的な事象（被覆燃料粒子からの FP 放出及び沈着 FP の水侵入時の離脱現象）については試験データの不足から援用及び保守的な仮定に基づいて行われた経緯がある。

2-5. 核燃料施設を対象としたレベル 2PRA

核燃料施設、特に再処理施設では火災、爆発、臨界など様々な事故による FP 放出が想定される。想定される事象に対し、核物質質量、事象により影響を受ける割合、事象によりエアロゾル化する割合、エアロゾル化したもののうち肺に取り込まれ得る割合、環境へ漏洩する割合といった 5 つの要素の積算で表す 5 因子法を用いて簡易的にソースタームを得ることが可能である。これら現状は再処理部会の核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究 WG 報告書や核燃料施設を対象としたリスク評価標準にその詳細が記載されている。

3. 結言

本研究専門委員会では、レベル 2 及びレベル 3PRA 研究の現状の動向を把握するにあたり、研究の歴史が長い軽水炉における事故進展をベースに各々の施設で想定される事象における評価すべき項目、データや研究の実施状況を調査し、整理を行ってきた。本稿では、軽水炉をはじめ高速炉、高温ガス炉及び核燃料サイクル施設と多岐にわたる施設を対象としたレベル 2 及びレベル 3PRA の現状の研究動向を調査した結果の概要について述べており、今後の課題となる点の指摘を行なっている。

現状、新型炉や核燃料サイクル施設は研究開発段階或いは実用化段階にあるが、実運用への移行に際し軽水炉と同様なリスク情報の活用に基づく規制や運用が求められていくと考えられる。このため、ここで述べたような研究動向や課題を踏まえ今後の研究開発が行われることを期待する。

*Hitoshi Tamaki¹

¹Japan Atomic Energy Agency

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために
-リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

国内研究機関の研究動向 (2)

Status of domestic research bodies' activities (2)

*氏田 博士¹

¹環境安全学研究所

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、重要な活動の一つとして、「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。PRAによる知見の実務への応用には、対象システムの深い理解に基づき、適切なデータやパラメータの設定、目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築、不確かさの評価等、幅広い科学・技術分野の知識が必要であり、多くの研究者、技術者がこれらを共有している必要がある。また、最新知見を適時に評価・応用し、得られた情報を PRA の研究・開発者と実務を行う主体で共有することは、効果的・効率的な PRA 手法の発展に向けた重要なステップとなる。

以上の観点に鑑み、現在から将来においてリスク情報の活用参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

本稿では、同研究専門委員会で整理した国内の研究機関での PRA の研究動向のうち、レベル 1PRA にかかるものをまとめる。

1. レベル 1PRA にかかる研究の現状認識

レベル 1PRA の技術は、評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては、技術的にほとんど成熟している。しかしながら、PRA の結果等のリスク情報や知見を原子力安全規制や原子力プラントの運用に活用していくためには、より適切な PRA モデルの開発、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチュユニット・動的解析が今後の研究開発要素であると考えられる。

このためには、国内外でのレベル 1PRA、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチュユニット・動的解析に関する近年の研究開発に係る動向について調査・確認し、技術的な研究開発を行うことが必要であり、更にはリスク情報を活用する目的を踏まえて、今後の研究に取り組むことの重要性を確認した。

以下、人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチュユニット・動的解析の各項目につき、研究開発動向を述べる。

2. レベル 1PRA にかかる研究開発の動向

2-1. 人間信頼性解析

人間信頼性解析の分野では、現状の解析評価技術の拡張、データ収集或いはデータベース構築、簡易手法の開発、外部事象への適用といった課題があると考えられる。

運転員の判断や操作等のタスクを見る THERP 等の第 1 世代、状況（コンテキスト、これまでの経緯や周囲の環境条件等）を見る ATHEANA 等の第 2 世代の評価手法はほぼ確立している。加えて、最近、第 2 世代の考え方を取り入れた簡易手法として IDHEAS 等の第 1.5 世代の手法も開発されている。しかし、人間の認知メカニズム(対応の成否は認知のうち意思決定の要素に強く関係する)や状況(コンテキスト、これまでの経緯

や周囲の環境条件等)の依存性が、人間行動の成否を決定つけることが認識されてきており、タスク分析手法の確立が課題であり、これとリンクする形でのデータ収集も重要である、との指摘がある。

また、これまでの適用範囲（内的事象）に加えて、外的事象等（地震、津波、火災、マルチユニット PRA（MUPRA）、デジタル中央制御室（MCR））への適用先拡大も検討されており、手法の拡張が進んでいる。

今後とも国外新手法の調査を継続し国内適用を検討することが望まれる。但し、国外新手法の国内適用時には、国内の各サイトで訓練データを収集し、収集した国内データを用いることで精度向上を目指す必要がある。

2-2. 従属故障の扱い

(1) 内的事象

内的事象に関しては共通原因故障(CCF)確率の推定に関するデータに課題がある。特に、冗長系の機器数が増えると複数同時故障回数の実データが少なくなり、CCF 発生確率評価時の不確かさが増加する。これを解決するためのシミュレーションによる CCF 発生確率の定量化研究が散見される。シミュレーション技術の向上は、実機からの故障データ拡充が期待できない CCF 分野においては、実データ（故障データ）不足を補完できる可能性を有する。また、機器の個性（設計・製造過程や使用環境の相違）をある程度考慮した非対称機器の CCF の取り扱いが可能な、より詳細な CCF モデル化手法も検討されている。

デジタル I&C 及び動的 PRA 向けの CCF モデル開発、マルチユニット PRA 向けのユニット間 CCF モデル開発等の研究も行われている。マルチユニット PRA 向けの CCF に関しては、ユニット内 CCF (Intra-Unit CCF) モデルの考え方を拡張する評価手法が電中研より提案されており、試評価による実機適用性検討等の課題は残るものの、評価モデルの基礎は確立されている。

電中研ロードマップ(2019/2)に、「国内 CCF 事象の収集・分析」「CCF パラメータ推定手法の構築」「サポート系起因事象の CCF モデル化手法構築」の3項目が実施事項として記載されており、各々電中研より研究成果が公開されている。Staggered 試験の数学的妥当性検証研究（電中研）のような理論研究や、実データ（故障データ）等による検証研究を粛々と継続していく必要があると考える。

(2) 外的事象

外的事象、特に地震 PRA では、複数の機器が同時に地震動を受けて故障する事象（共通原因故障）を考慮する必要があるが、機器間の応答相関や耐力相関を、相関係数等を用いて評価する手法は既に整備されており、レベル 1PRA までの手法的な研究課題は概ね解決済みと考えられる。近年、入力地震動の応答係数の改善及び機器フラジリティ評価における建屋非線形応答特性の考慮の観点でのフラジリティ手法高度化研究、簡便な評価方法に代わる応答相関計算方法の研究、DQFM（Direct Quantification of Fault Tree Using the Monte Carlo Simulation）法への実装に適した相関係数導出法の研究、耐震機器と免震機器の併用時の機器間周期相関性の研究等、手法高度化や、より複雑な場合に対応できるように手法を拡張する研究等が精力的に行われている。

2-3. 故障データ

機器の信頼性データに関連して、デジタル機器、静的機器、可搬設備などの信頼性データの論文発表がなされている。これらは使用できるデータが少数であることが課題であるが、データ分析手法としては従来から用いられているベイズ更新を用いており、手法自体の研究発表事例はない。論文分析結果からは、データに関して研究開発によるブレークスルーが必要な状況ではない。各種機器のデータ収集の継続が望まれる。

2-4. マルチユニット・動的解析

近年、各機関にてマルチユニット、マルチサイトのリスク評価に関する研究が活発に実施されている。技術的な研究としてユニット間の相関のモデル化に関するものが多い一方、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価におけるリスク指標や安全目標、リスク情報活用といったリスク評価の方向性に関するテーマ

の研究も活発に行われている。マルチユニット、マルチサイトのリスク評価手法は、検討の途上であるため課題が多い。特に、外的事象（地震）の PRA における相関性のモデル化については、大きなテーマとなっている。

また、シングルユニットのリスク評価モデルと比較して、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルは大規模になるため、合理的なモデルの構築が重要である。実用的なマルチユニット、マルチサイトのリスク評価の実現のために、安全目標の議論への利用だけでなく、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価のご利益は何か、といったリスク評価の方向性に係る議論も重要である。

動的解析或いは PRA の研究に関しては、現状、米国アイダホ国立研究所（INL）の RAVEN（Risk Analysis Virtual ENvironment）コードに代表される種々の動的 PRA コードが世界で開発されているものの、残る動的 PRA の主要な研究課題は以下の 3 つに集約されるものと考えられる。

- 過大な計算コストへの対応
- 環境に依存した機能喪失確率評価式の拡充
- 連続関数で評価できる人間信頼性解析手法の開発

3. まとめ

研究専門委員会での議論より、国内外でのレベル 1PRA、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析に関する近年の研究開発に係る動向について調査・確認し、技術的な研究開発を行うことが必要であり、更にはリスク情報を活用する目的を踏まえて、今後の研究に取り組むことの重要性を確認した。この方針に従い、本稿では、人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析の各項目につき、研究開発動向を述べた。

また、資源に乏しい我が国では、資源を有効活用する観点で、原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して、燃料として加工し、もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり、潜在的なリスク（公衆や環境への影響の大きさとその頻度）が大きい原子力発電所の PRA 技術の研究開発が優先されるべきではあるが、再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対する PRA 技術の研究開発についても重要であると考えられ、今後の研究開発が望まれる。

*Hiroshi Ujita¹

¹Institute for Environmental and Safety Studies