

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

■ 2022年9月9日(金) 13:00 ~ 14:30 | 会場 E1棟3F 32番教室

[3G_PL] リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

座長：山本 章夫 (名大)

[3G_PL01] リスク情報活用にかかる標準への知見反映

*成宮 祥介¹ (1. 標準委員会)

[3G_PL02] 規制活動のためのレベル1PRAの研究

*濱口 義兼¹ (1. 規制庁)

[3G_PL03] NRRCにおける研究成果と標準等への反映等の関わり

*古田 泰¹ (1. 電中研)

[3G_PL04] 討論

*山本 章夫¹、成宮 祥介²、濱口 義兼³、古田 泰⁴、高田 毅士⁵、倉本 孝弘⁶ (1. 名大、2. 標準委員会、3. 規制庁、4. 電中研、5. JAEA、6. 原子力エンジ)

標準委員会セッション

リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

(1) リスク情報活用にかかる標準への知見反映

(1) Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities

*成宮祥介¹

¹標準委員会

1. はじめに

標準委員会では、いままでリスク情報活用に用いる標準や技術レポートを多数発行し、常に新知見やユーザーの経験を取り込み、改定を行ってきた。そして講習会やシンポジウム、原子力学会年会・大会の企画セッションなどを通じて、標準・技術レポートの内容を伝えるとともに、その活用の支援を行ってきた。これらのリスク情報活用に用いる標準・技術レポートの制改定のための知見は、電中研 NRRC での PRA (Probabilistic Risk Assessment、確率論的リスク評価) 研究と産業界における PRA の実炉適用からの経験、さらに海外の PRA 規格 (IAEA、ASME/ANS) や文献などをベースにしている。

本企画セッションでは、PRA 標準[1]への知見の反映に焦点を当てて、電中研や規制庁の PRA 関係の研究開発状況を踏まえて、意見交換を行う。本稿では、標準委員会における知見の扱い、PRA 標準に対する知見の収集と反映、そして今後のリスク情報活用の活性化に向けた PRA 新知見反映の重要ポイントを説明する。

2. リスク情報活用関連の標準・技術レポート

2-1. 策定の目的

標準委員会は、発足した 1999 年以来、リスク情報活用に資する標準・技術レポートを多数策定してきた。PRA 標準の第 1 号として停止時 PRA の標準を発行し、以降、PRA のレベル (L1PRA、L2PRA、L3PRA、以下、固有名詞を除いてたとえば「レベル 1」を「L1」と記載する)、PRA 範囲 (内的事象、外的事象)、プラント状態・種類 (原子炉施設の運転中と停止時、核燃料施設)、PRA の共通事項 (パラメータ、品質確保、共通用語) へと、PRA 標準の適用範囲を順次、拡張してきた。「標準委員会の活動にかかる基本方針 (2022 年 6 月改定)」[2]に、上位の目的として「原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保すること」を掲げられ、リスク専門部会の活動の位置づけとしては「リスク情報活用のための考え方、各原子力施設における PRA の手法及びそれから得られるリスク情報を各分野において活用するための具体的方法を中心に標準の整備を行う」と記されている。

以上のことから、PRA 標準を策定する目的は、PRA から得られるリスク情報を活用して原子力施設の安全性を効果的かつ効率的に確保すること、と要約できる。

2-2. 策定の現状と計画

リスク情報活用のために 2022 年 4 月時点で発行されている標準・技術レポートのリストを表 1 に示す。15 の標準と 3 つの標準英語版、そして 2 つの技術レポートである。標準委員会では、専門部会における標準・技術レポートの制改定計画、講習会や国内外学会発表予定などを「標準策定 5 か年計画」に書き込んで標準委員会ホームページに公開している。

表 1 リスク情報活用関連の標準・技術レポート

名称	
標準	
1	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 1PRA 編) : 2013 (AESJ SC P008:2013)
2	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 2PRA 編) : 2021 (AESJ SC P009:2021)
3	原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 3 PRA 編) : 2018(AESJ SC P010:2018)
4	原子力発電所の停止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) : 2019 (AESJ SC P001:2019)
5	原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準 : 2015 (AESJ SC RK001:2015)
6	原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2015 (AESJ SC P006:2015)
6E	A STANDARD FOR PROCEDURE OF SEISMIC PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT FOR NUCLEAR POWER PLANTS:2015 (AESJ SC P006E:2015)
7	原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2016 (AESJ SC RK004:2016)
7E	IMPLEMENTATION STANDARD CONCERNING THE TSUNAMI PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS:2011 (AESJ SC RK004E:2011)
8	原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2014 (AESJ SC RK007:2014)
9	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)
10	原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2021(AESJSC RK009:2021)
11	外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準 : 2014 (AESJ SRK008: 2014)
12	核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準 : 2018 (AESJ SC P011:2018)
13	原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義 : 2018 (AESJ SC RK003:2018)
13E	TERMS AND DEFINITIONS SHARED BY THE RISK ASSESSMENT STANDARDS FOR NUCLEAR FACILITIES: 2018 (AESJ SC RK003E:2018)
14	原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013 (AESJ SC RK006:2013)
15	原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準 : 2019 (AESJ SC S012:2019)
技術レポート	
1	リスク評価の理解のために : 2020 (AESJ SC TR011:2020)
2	原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準の評価適用事例集 : 2012 (AESJ SC TR006:2012)

出典 : 原子力学会標準委員会「標準目録 (2022 年 4 月)」[3]より抜粋)

3. 標準の策定と知見の反映

3.1 PRA 標準の策定手順

PRA 標準策定の方法について、過去の検討状況を振り返ってみる。PRA 手法の導入当初は、当時の原研、プラントメーカ、事業者などが米国の PRA 手法を研究し、試行を繰り返していた。その後、90 年代前半において PSR (Periodic Safety Review、定期安全レビュー) のために L1PRA と停止時 PRA を実施した際には、国内事業者と産業界により、国内研究成果や手順などを基にしていた。その後、1999 年に原子力学会に標準委員会ができ、順次、PRA 標準を整備してきた。当初は PRA の標準的な手順を基に、ASME/ANS の PRA スタンダード[4]、IAEA の PRA ガイドラインなどを参考にして標準化に取り組んだ。福島第一原子力

発電所事故以降は、規制審査対応や安全性向上評価届け出などにおいて PRA が数多く実施されていることから、研究報告書だけでなく実炉評価結果も踏まえた PRA 標準策定も行われている。

PRA 標準策定の手順は大枠として次の a~i になる。なお、たとえば国内で未研究の PRA であれば「a」はなく、海外の研究事例や報告書などを情報源とするので、必ずしもすべての PRA 標準がこの手順に則っているわけではないことに留意されたい。

- a. 国内での PRA 実施の手順を調査する
- b. 海外（特に米国）の PRA 規格、ガイドライン、PRA 報告書などを調査する
- c. 共通的基本的な PRA 実施要件（評価フローと各ステップの評価事項）を a、b の調査結果から抽出する
- d. 標準の構成に当てはめて本文規定の骨子案を作成する
- e. 新知見として、国内外の PRA 研究論文や講演会などの情報を調査
- f. 調査結果を分析し、d の案を修正し標準本文規定に仕上げる
- g. 標準本文規定の説明、例示として適切なものを附属書参考とする
- h. 制定の目的、経緯、関連動向などを解説に記載する
- i. PRA 標準案として専門部会と標準委員会へ報告し、審議を進める

3.2 標準委員会の新知見の扱い

標準委員会は、「標準策定 5 か年計画の更新ガイドライン」[5]において、新知見の優先度判定などを規定している。更新ガイドラインで示されている新知見の 4 つの情報源は、次のとおり。

- ①各委員から提案された事案
- ②標準委員会 WEB の問合せ欄に寄せられた事案
- ③学会員へのアンケートより得られた事案
- ④意見交換会（有識者、学会内の部会、電事連）の開催に伴い提案された事案

この①については次のような情報源を例示している。

- ・ 標準の使用実績（活用の実績、不具合・不適合などの実績、標準に対する有用な指摘事項など）
- ・ 国内外の法律・規則類、民間の規格・基準類
- ・ 新設の施設、設備、装置等の設計／既存の施設、設備、装置等の改造
- ・ 国内外の施設、設備、装置等の運転経験（トラブル事例など）
- ・ 国内外の自然災害事例
- ・ 国内外の安全研究成果
- ・ 国内外の技術開発成果（公開の自社研、電共研など）

個々の標準の新知見の扱いについては、①に関係する情報源が中心になり、上述したように、国内の研究機関における手法開発研究や事業者の実炉モデルやその使用経験、海外規格のうち主に米国の PRA スタンダードとなる。さらに後述するように、④の学会内部会からの情報を基にすることもある。

3.3 PRA 標準策定における新知見

PRA 標準についても、3.2 の標準委員会のルールに従い新しい知見を調査し分析し、品質向上、理解促進に資するものと判断する場合に取り込んでいる。ここで改めて PRA 標準における「新知見」は、既存の PRA 標準の制定後に得られたものを指すことが一般的である。3.1 のプロセスでは、新しい「a」と「b」、そして「e」の論文や講演要旨などにおいて調査される。

PRA 標準への反映には、大きく 2 つのパターンがある。一つは、PRA 標準の本文規定に取り込むものである。ASME/ANS の PRA スタンダード[4]の HLRs (High Level Requirements)と SRs (Supporting Requirements)を参照して、HLR からは PRA の基本的な要求事項として追加すべきかどうかを検討し、SR

からは PRA 実施にあたり方法や考慮すべき事項を検討する。標準委員会リスク専門部会では 2016 年から PRA 標準の階層化の検討を開始し、現時点で L1PRA 標準を「基準」と「指針」に分けて発行している。これは基本的要件を「基準」に規定し、「指針」には方法論を展開するとともに、今後新しい方法の導入を容易にすることを狙ったものである。これは PRA 標準の構造に新知見を取り入れた例である。もう一つは、参考文献あるいは附属書参考に掲載する知見である。たとえば、L2PRA 標準では格納容器機能喪失に至るシビアアクシデント時の物理現象を規定し、その現象の発生有無（たとえば、水素燃焼が発生するかしらないか）を CET（Containment Event Tree、格納容器イベントツリー）の分岐に設定し、解析コードによるシミュレーションを行う。原子力学会をはじめ国内外の会議に投稿される論文や研究機関の研究報告書などから、新しい知見を附属書参考や解析に記載し解析者に考慮を促している。たとえば表 1 の No.2「L2PRA 標準」は内的事象に加え地震 L2 を対象にしたものであるが、欧州の ASAMPSA-E の報告書[6]で「外的事象、マルチュユニットでの L2PRA における人源信頼性解析の検討ポイントとして「サイト外からの支援が受けられない地域全体の事象か」「対応準備が間に合わない突然発生する事象か」などが示され、さらに所員の対応時間が長期にわたることにより人的過誤が増加する可能性も挙げられている。これらは 2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故からも重要な事項である。

原子力学会の技術部会からの情報も重要な新知見となる。2016 年の L2PRA 標準の改定は、内的事象 L2 にかかる規定内容の更新が中心であった。この改定では原子力学会熱流動部会の「熱水ロードマップ」などをもとにシビアアクシデント研究について調査・分析し、最新知見の反映も行っている。

地震 PRA 標準の改定に際しては、分科会の委員および所属組織で地震 PRA 標準を用いて地震リスク評価を行っている人に、標準への批判、疑問、要望を聞き、改定の参考にしている。50 ほどの意見があり改定に反映することで作業中である。一部を示す。

- ・性能規定化し例示は別冊にするなど、大部の標準を使いやすくする。
- ・認識論的不確実さ評価の扱いを取り入れる。
- ・マルチュユニット・サイトのリスクへの影響評価手順を記載する。
- ・規定本文の中の説明文を分離する。

さらに、地震 PRA 英語版は ASME/ANS の 2020 年 2 月の JCNRM 会合に説明し、半年後に意見をもらっている。その数は約 70 に及び米国の著名な地震リスク評価の専門家からの詳細かつ真摯な意見や疑問であった。おおよそ、標準の在り方、位置づけ、構成にかかる意見、ASME/ANS スタンドアードの要件に詳細に照らした意見、専門的経験からの意見、などに分かれる。これらの意見は、標準使用者からの意見と同様の扱いとして地震 PRA 標準の改定には参考にすることを JCNRM には伝えている。コメントの対応としては、日本の耐震設計と地震 PRA とを踏まえて改定への反映の是非を検討するものや、方法論開発やデータ蓄積を今後の取り組みとするものもある。

このように、国内外の専門家、使用者からの意見を構成から詳細技術に至るまで入手し、方法論研究や PRA 経験による基盤的な改定案へ、反映することを行っている。

4. PRA 標準への新知見反映の重要点

1) 新知見の意義

国内外での PRA 研究は、実炉のモデル開発に留まらず、基にする現象の実験や解析コード開発にも及んでいる。それらの成果は論文などになり公開される。国内の PRA は、そこから得られるリスク情報を活用して規制活動や事業者安全性向上活動に適用することが活発化している。新知見は PRA 標準、ひいては PRA 手法を改善させていくものであり、新知見反映の意義はそこにあると考える。しかし、新しいだけで PRA の知見を機械的に反映することについては、慎重に判断する必要がある。PRA の研究成果の中には計算に時間がかかることで実用には改善の余地があるものもある。また日本の設計・運用の視点からみると、PRA で考慮する必要がないものもある。一方、いままでの PRA 標準では陽には記載していなかったが、海外の先行例や規格を参照して取り入れたものもある。新知見は PRA 標準、PRA 手法の進展に役立つが、その反映には PRA の実態を慎重に分析することが、意義のある新知見反映につながる。

2) 新知見の入手

リスク情報活用に必要な PRA は、国内外の新知見を反映して改善されてきた。新知見の情報源には、電中研 NRRC の研究報告書や事業者の研究報告書も含めたものに移っている。仕上がった報告書だけでなく分科会合で執筆者に説明をしてもらったこともある。一方的な情報入手ではなく研究における今後の課題や時間をかけた点などを教えてもらうことで、PRA 標準における規定の検討にも役立つ。また地震 PRA 標準英語版について米国地震 PRA の専門家からのコメントは、メールではあったが質問の意味や日米での耐震設計の違いなど、コメントの背景についても聞き取っている。このように入手に際しては、新知見の真意を十分に獲得するために報告書に加えて意見交換を十分に行うことも必要である。

3) 新知見の反映

いままで見てきたように新知見には、PRA のモデルや成功基準解析などに反映する方法論的な知見もあれば、事故シナリオの考察で考慮すべき点の知見もある。PRA 標準では、それらを分類し規定として要求するものと、参照することで解析者が PRA の目的に応じて応用するものに分類し、標準に盛り込んでいる。このように新知見を PRA 使用者に正しく使ってもらうように工夫することで、安全性向上につながるようになっている。さらに、新知見につながる多くの情報があることから、それらから、原子力施設の安全性向上に有効なものを選別する必要がある。このために、新知見が PRA の品質向上、効率向上にどれだけ効果があるかを検討することも怠ってはいけない。PRA 標準を策定する標準委員会の分科会では、多くの情報をリスト化し、一つ一つを吟味している。その際、実行性も考慮すべき点であるが、効果とのバランスで判断する必要があることは、客観的な検討に基づくものであるべきである。

5. まとめ

今回の企画セッションは、PRA にかかる研究成果や実例が PRA 標準へ反映されていることに着目した。国内の PRA 研究は NRRC、NRA で進められていて、実炉への適用は事業者、プラントメーカ、エンジニアリング会社により実施されている。その成果は PRA 手法、ひいては PRA 標準、IRIDM 標準へ反映されている。今後の PRA 標準及び PRA 手法の改善は、リスク情報を活用することに適した新知見の反映を進めていくことが期待される。

標準委員会と PRA 手法に関係する組織（規制庁、電中研 NRRC、事業者、プラントメーカ、エンジニアリング会社）、原子力学会技術部会、さらに海外の組織との意見交換、情報交換は、PRA 標準・PRA 手法の改善に有効であることから、研究報告書・論文の分析に加えて活発な PRA に関する組織間のコミュニケーションを、より一層、進めていくことも提言したい。

参考文献

- [1] 日本原子力学会 標準委員会 たとえば“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1 PRA 編）：2022”，AESJ-SC-RK010:2022
- [2] 日本原子力学会 標準委員会 “標準委員会の活動にかかる基本方針（細則）” 2022 年 6 月
- [3] 日本原子力学会 標準委員会 “原子力学会標準目録” 2022 年 4 月
- [4] ASME/ANS たとえば “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, 2013
- [5] 日本原子力学会 標準委員会 “標準策定5か年計画の更新ガイドライン” 2020 年 12 月改定
- [6] Technical report ASAMPSA_E, たとえば “List of external hazards to be considered in ASAMPSA_E,” 2017.
http://asamposa.eu/wp-content/uploads/2014/10/ASAMPSA_E-D21.2_External_Hazard_List.pdf

*Yoshiyuki Narumiya¹

¹Standards Committee

標準委員会セッション

リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

(2) 規制活動のためのレベル 1PRA の研究

(2) Research on the level1 PRA for the regulatory activities

*濱口 義兼¹¹原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制庁（以下「規制庁」という。）は、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）の総合規制評価サービス（以下「IRRS」という。）の勧告[1]等を踏まえて、令和 2 年 4 月から新たな原子力規制検査を開始する等、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）から得られるリスク情報を活用した規制活動を実施している。本稿では、PRA のうち起因事象の発生から炉心損傷までのリスクを評価する PRA（以下「レベル 1PRA」という。）を対象に、リスク情報を活用した規制活動及び今後実施するレベル 1PRA に係る安全研究の計画を紹介する。

2. リスク情報を活用した規制活動とレベル 1PRA に係る安全研究の活用

2-1. リスク情報を活用した規制活動

リスク情報を活用した原子力規制検査では、PRA から得られるリスク情報を日常検査において機器を選定する際に活用することになっている[2]。さらに、検査において発見された指摘事項については、リスク情報を用いて重要度を定めることになっている[3]。

また、新規規制基準では重大事故対策の規制が一つの柱となっており、重大事故対策の有効性を評価する際の事故シーケンスグループの選定のために PRA が活用されている[4]。さらに、原子炉施設の安全性の向上のための評価において、事業者は PRA を実施し、この結果を届出、公表し、原子力規制委員会は事業者が行った PRA 手法及びそれらの技術的根拠を確認することとしている。実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド[5]では、PRA 手法の成熟状況に応じて、PRA の評価範囲を段階的に拡張していくとしており、拡張していく例として内部火災 PRA、内部溢水 PRA 等の実施を挙げている。

このように、PRA を規制活動に活用する機会が増えてきており、活用する PRA の精度向上や地震、津波等の対象範囲の拡張が求められ[6]、規制庁では PRA に係る安全研究を進めている[7]。

2-2. レベル 1PRA に係る安全研究の活用例

規制庁では、PRA を規制活動に活用するため、検査ガイド等を作成している。これまでに規制庁で実施したレベル 1PRA に係る安全研究で得た知見[7]を基に、一般社団法人原子力学会の実施基準等[8][9]を参考として、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」[6]を作成した。また、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」[3]を作成し、検査指摘事項の重要度評価に活用している。特に「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の附属書である「火災防護に関する重要度評価ガイド」[10]では、これまでの安全研究[7]において妥当性を確認してきた火災進展解析コード FDS[11]を用いた詳細な火災伝播解析による火災リスク評価の方法と、適切性確認をした事業者 PRA モデルを組み合わせた評価方法を導入している。

2-3. レベル 1PRA に係る課題

規制庁で実施した安全研究の成果は、上記のように原子力規制検査のガイド等に反映されている。これまでに活用した実績では主に施設内にある機器故障等を起因とした内部事象 PRA の範囲に限られており、地震、津波等の外部事象における PRA の安全研究成果の活用までには至っていない。そのような研究成果の活用に至らない要因として、以下にいくつかの課題を例示する。

例えば、PRA の評価の中において、事故の進展が進み、複数の重大事故等対処設備が使用される状況にな

ると、運転員操作の環境悪化や運転員操作の複雑化を考慮する必要があるが、従来の一般的な人間信頼性解析手法（THERP 等）ではこのような状況を考慮することができていない。地震等の外部事象を起因とした場合、一般的な内部事象と比べると原子炉施設内の複数箇所で大不具合が出る点で運転員操作の環境悪化等の影響は顕著になると考えられ、より人間信頼性解析手法の性能が重要になる。

また、外部事象レベル 1PRA では、地震等の外部からの共通する力による炉心損傷を防止する種々の対処設備の故障（機器脆弱性）の関係性については、複数の機器が同じ条件で損傷する等の保守的な評価を実施している。さらに、地震時に津波が発生する場合には原子炉施設に影響する外部からの力の到達時間が異なるなど、対象とする外部事象に応じて原子炉施設に及ぼす影響が複雑となるが、現状、複数の事象が重畳するような災害を対象とする適切な評価の方法が確立されていない。

これらに加えて、PRA の結果が持つ不確かさを特定した上で検査指摘事項の重要度評価等の活動に適切に考慮していく必要がある[12]ものの、これまでのところ明確な考え方や方法論の確立には至っていない。このようなことから外部事象の PRA は、依然としてリスク要因の考慮不足など種々の不確実な要素を含むために、原子力規制検査への活用には課題が多い。したがって、地震、津波等により発生する事故及びトラブルを対象にした PRA に対する安全研究の促進と知見の獲得は、依然として重要性が高い。

3. 今後のレベル 1PRA に係る安全研究の計画

3-1. 安全研究計画の流れ

レベル 1PRA の種々の課題を解決するため、規制庁では、令和 4 年度～令和 8 年度の 5 ヶ年計画で安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」[13]を進めている。

この安全研究プロジェクトにおいては、図 1 に示すように、内部事象レベル 1PRA 及び外部事象レベル 1PRA の高度化及び手法開発を行い、原子力規制検査へこれらの研究成果を導入していく研究を実施していく。

3-2. 今後開発していく PRA 手法

外部事象 PRA の手法開発については、特に、地震時に発生する可能性のある津波、地震時に発生する可能性のある火災、地震時に発生する可能性のある溢水等の複数の事象が発生した場合の外部事象レベル 1PRA の手法を開発する。

人間信頼性解析については、米国で開発されている運転員の認知に焦点を当てた人間信頼性解析[14]に加え、本研究では運転員による複数の操作間の失敗に係る依存関係を解析手法に組み込んでいく。また、ダイナミック PRA については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が開発したダイナミック PRA 及び米国で開発されている運転員の認知に焦点を当てた人間信頼性解析を基に、本研究では新しくダイナミック PRA と人間信頼性解析を統合させて、刻一刻と変化するプラント状況と運転員との関係を解析できるようにする。これらの研究に加え、レベル 1PRA が持つ不確かさを特定し分類することで、不確かさを明確にして、低減できる不確かさについては低減していく。

3-3. レベル 1PRA の原子力規制検査への導入

原子力規制検査で活用するリスク情報は、内部事象のリスク情報に加え、段階的に外部事象のリスク情報へ拡張することとしている。安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で得られた成果は、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」や「原子力

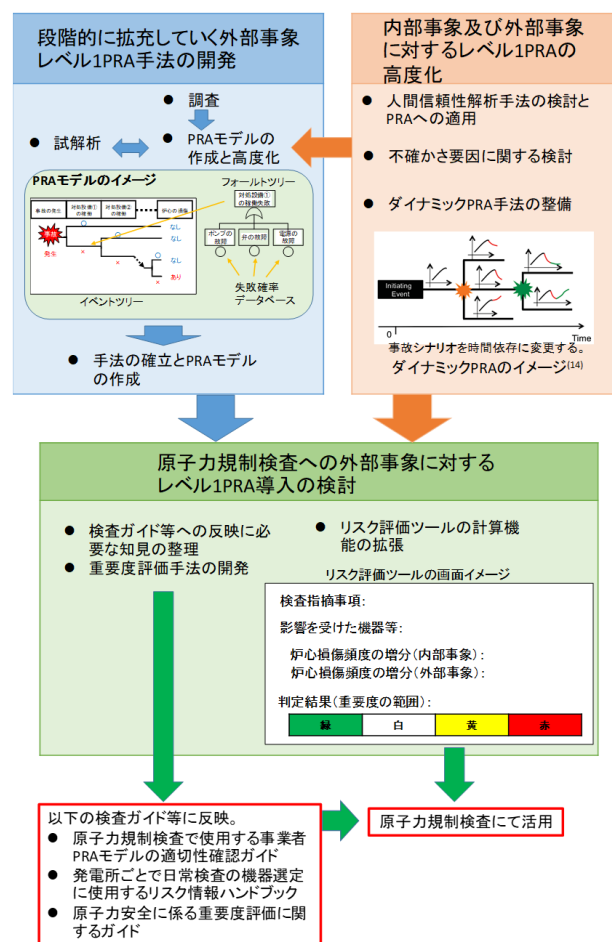


図 1 安全研究計画の概要[13]

安全に係る重要度評価に関するガイド」に反映するとともに、日常検査の機器選定等に使用するリスク情報ハンドブックに得られた知見を追加していく。

4. まとめ

本稿では、リスク情報を活用した規制活動及び今後実施するレベル 1PRA に係る安全研究の計画を示した。今後も原子力規制検査等の規制活動の中で PRA が活用され、同活動がさらに合理的で透明性のある活動になるように、レベル 1PRA に係る安全研究を続けていく。

参考文献

- [1] International atomic energy agency, "Integrated regulatory review service (IRRS) mission to Japan," IAEA-NS-IRRS-2016, January 2016.
- [2] 原子力規制庁、「原子力規制検査等実施要領」、令和元年 12 月、<https://www2.nsr.go.jp/data/000361161.pdf>
- [3] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド、
<https://www2.nsr.go.jp/data/000360584.pdf>
- [4] 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、原規技発第 1306193 号、平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定
- [5] 「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原規規発第 17032914 号、平成 29 年 3 月 29 日原子力規制委員会決定
- [6] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」、<https://www2.nsr.go.jp/data/000360587.pdf>
- [7] 原子力規制庁 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門、「安全研究成果報告書 規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究」、令和 4 年 5 月、<https://www.nsr.go.jp/data/000392321.pdf>
- [8] 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
- [9] “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
- [10] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド」、<https://www2.nsr.go.jp/data/000360576.pdf>
- [11] K. McGrattan, et al., "Fire Dynamics Simulator User's Guide," NIST Special Publication 1019
- [12] 濱口義兼、「確率論的リスク評価（PRA）モデルの現状と課題 内部事象レベル 1PRA」、研究報告会資料、原子力規制委員会原子力規制庁、令和 3 年 5 月、<https://www.nsr.go.jp/data/000353595.pdf>
- [13] 「令和 4 年度安全研究計画」、原子力規制庁、<https://www.nsr.go.jp/data/000398336.pdf>
- [14] The B. John Garrick Institute for the Risk Science, “Human reliability analysis for nuclear power plants using the extended PHOENIX methodology”, GIRS-2019-02, University of California, Los Angeles

*HAMAGUCHI, Yoshikane¹

¹ Nuclear Regulation Authority, Japan

標準委員会セッション

リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

(3) NRRC における研究成果と標準等への反映等の関わり

(3) NRRC research results and their reflection in AESJ standards

*古田 泰¹, 桐本 順広¹, 橋本 和典¹, 桜本 一夫¹

¹原子力リスク研究センター (NRRC), 電力中央研究所 (CRIEPI)

1. はじめに

原子力リスク研究センター (NRRC) は、2014 年 10 月、各原子力事業者が、リスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組が必要との認識のもと、大地震・大津波などの低頻度事象に伴うリスクの低減にかかる技術課題解決や、安全性向上活動への PRA 活用手法の確立のための一元的研究開発体制を構築すべく (一財) 電力中央研究所 (以下、「電中研」) 内に設置された。爾来、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用して、継続的安全性向上の取り組みに貢献してきた。研究成果は、論文投稿など公知化を進めるとともに、電中研あるいは NRRC のウェブサイトでは報告書の形で公表し、得られた成果の実務への適用支援も行うことで継続的安全性向上の取り組みに活用している。

本セッションでは、原子力学会標準の内、PRA に係る標準について、電中研 NRRC からの人的、研究成果的貢献の実績・見込みについて、事例を交えながらご紹介し、最後に、これまでの電中研 NRRC の取り組みを振り返り、標準活用のための方策について考えを示す。

2. NRRC におけるリスク研究開発

2-1. 安全性向上を支えるリスク研究開発

NRRC は、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用して、継続的安全性向上の取り組みに貢献してきた。安全性向上を支えるリスク研究開発の概要を図 1 に示す。NRRC は、低頻度だが大きな被害をもたらす事象のさらなる解明と対策立案のために、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用している。研究開発項目は、事象評価研究、リスク評価技術、リスクコミュニケーションの 3 つに大別される。事象評価研究は、シビアアクシデントのほか、地震にかかわるハザード・フラジリティ関係(活断層、地震動、断層変位、地盤・斜面・土木構造物耐震、建屋・機器耐震)、津波、火山、強風等の極端気象、また、内部火災・内部溢水に及んでいる。リスク評価技術はこういった内的・外的事象に対する PRA 手法の開発に加え、プラントリスクで重要な要素である人間信頼性、そして、環境放出時影響について研究を進めている。リスクコミュニケーションに関する研究では、このような研究のアウトプットとして生まれる原子力プラントのリスク評価の結果について、事業者内部から公衆に至るまで、広いステークホルダーと意思疎通を図ることが必要と考えられ、その効果的な方策についてフィールドワークも含めて実践的な取り組みも含めた形で進めている。

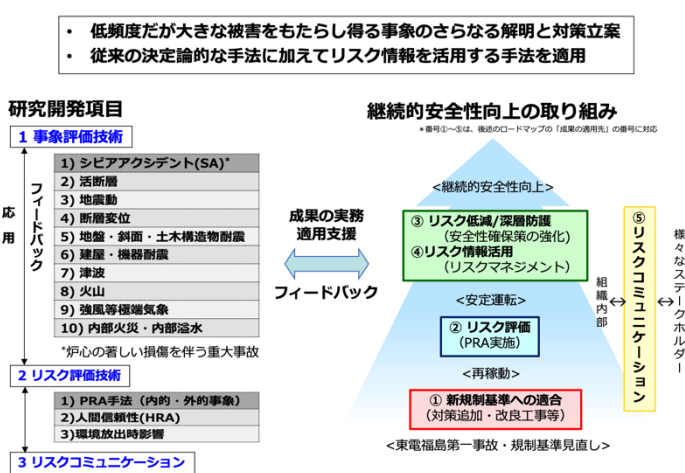


図1 安全性向上を支えるリスク研究開発

断層、地震動、断層変位、地盤・斜面・土木構造物耐震、建屋・機器耐震)、津波、火山、強風等の極端気象、また、内部火災・内部溢水に及んでいる。リスク評価技術はこういった内的・外的事象に対する PRA 手法の開発に加え、プラントリスクで重要な要素である人間信頼性、そして、環境放出時影響について研究を進めている。リスクコミュニケーションに関する研究では、このような研究のアウトプットとして生まれる原子力プラントのリスク評価の結果について、事業者内部から公衆に至るまで、広いステークホルダーと意思疎通を図ることが必要と考えられ、その効果的な方策についてフィールドワークも含めて実践的な取り組みも含めた形で進めている。

このような研究成果を、原子力プラントへ適用することで、継続的安全性向上の取組みに寄与するうえで、NRRC は、自らの研究成果が、事業者の取り組んでいる新規制基準への適合において活用されたり、再稼働後に事業者がおこなう安全性向上評価におけるリスク評価に生かされることで貢献を果たしていると考えている。そのような研究成果の活用が定着する中で、事業者においては、リスク低減／深層防護の観点で安全性確保策の強化を図るが、その際、PRA 評価も参照して実機へのリスク情報の活用が行われる。リスクマネジメントとは、規制基準への適合状態をプラント供用期間中に維持する中で、プラント運用中に生じる多様な状況においてリスクをより低く保ちながら原子力施設としての機能を十全に発揮できるように、リスクの評価とその評価から得られた情報を活用して、安全性の維持・向上を図るものである。そして、リスクコミュニケーションは、PRA 評価そのものの結果よりはむしろ、安全性向上に取り組む事業者の活動も含めた多様な情報を元に、立地自治体、周辺自治体、広く公衆までも念頭に置いて実施される。

2-2. NRRC における PRA 技術開発

前節で述べた NRRC 研究開発の事象評価研究、リスク評価技術、リスクコミュニケーションの内、前二者を整理すると図 2 のようになる。左側に、プラントに外乱を与える要因を内的事業と外的事象に大別し、それぞれに含まれる、PRA 評価手法を挙げた。PRA は、リスクを評価する段階に応じてレベル 1（炉心損傷）、レベル 2（格納容器機能喪失、ソースターム評価）、レベル 3（大気中に放出された放射性物質の移流・拡散による被ばく評価、健康影響評価）の段階に分けられる。

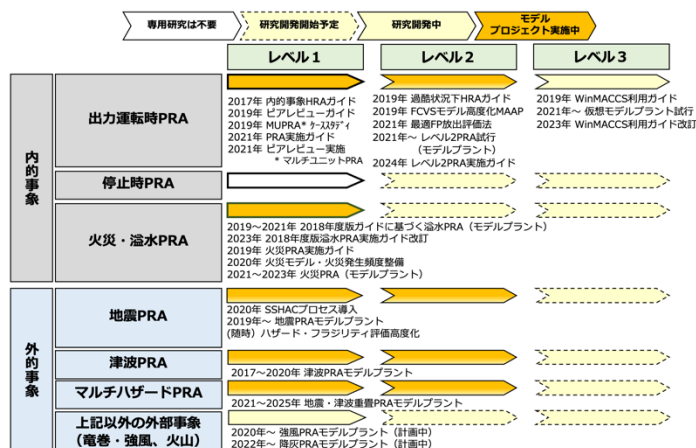


図 2 NRRC における PRA 技術の改良/開発の状況

NRRC ではモデルプラントでのプロジェクト等を実施しながら、それぞれの PRA に必要となる技術開発を行い、ガイド等の形で実務評価において活用可能な形で成果を拠出し、他プラントでの展開を行えるように進めている。

3. 原子力学会リスク関連標準と NRRC の研究成果

原子力学会では、内的事象及び各種外的事象を対象としたレベル 1 からレベル 3 に至る PRA 標準を包括的に整備している。NRRC においては、先に述べたようにプラントの安全性向上を支えるリスク研究開発を展開しており、その研究成果も目に見える形で出始めているところである。

これらの NRRC の研究成果は、原子力学会標準の策定に反映できる新知見の一つとして寄与できると考えている。また、原子力学会の PRA 標準では、標準の階層化が検討されてきており、内的事象レベル 1PRA 標準において、要求事項を規定する「基準」と基準に適合する評価手法を規定する「指針」に階層化した新規標準[1][2]が発行されたところである。指針においては、原子力学会に限らず外部の成果においても基準に適合する手法であれば参照することとしており、NRRC の研究成果も標準に適合する評価手法として反映していけるものと考えている。

ここでは、原子力学会の PRA 標準と NRRC の研究成果の標準反映について総括するとともに、その中から次のような研究成果の反映実績例についていくつかをピックアップして紹介する。

➤ 内的事象のレベル 1PRA 及び PRA パラメータ推定

運転時、停止時を含めた標準の統合化、標準の階層化素案検討などへの対応、PRA の機器故障率等のパラメータ推定に関わるデータ収集技術やパラメータのベイズ推定技術等を開発し、国内の機器故障率推定に応用した[3]。これらの検討内容はパラメータ推定標準における要求事項記載や附属書での

評価事例記載などに反映が行われた。

➤ 外的事象における断層変位 PRA の評価手法

ハザード評価に関しては決定論および確率論的な断層変位の定量評価手法、フラジリティ評価に関しては断層変位に対する構造物および機器の設計条件の設定とそのフラジリティ評価結果、断層変位 PRA における事故シナリオと事故シーケンス解析を開発し、断層変位 PRA 標準の開発と連動して技術の反映が行われた。

➤ 外的事象における地震 PRA での地震ハザード評価[4]

特に地震ハザード解析専門家委員会(SSHAC : Senior Seismic Hazard Analysis Committee)の手順を用いた確率論的地震ハザード分析 (PSHA) に対する実施プロセスが行われている。日本においては海外に比較し複雑な地震テクトニクス環境からくる技術的課題や不確実さ要素が多く、これらの不確実さや異なる解釈を明示的に検討する SSHAC プロセスは非常に重要性が高い。

さらに NRRC の研究成果が今後標準への活用が期待されるものとして、以下のものが挙げられる。

➤ 火災 PRA 実施ガイド[5]・洪水 PRA 実施ガイド

モデルプラントでの評価とともに火災 PRA 実施ガイド、洪水 PRA 実施ガイドが開発されている。原子力学会の火災 PRA 標準、洪水 PRA 標準は 2014 年の発行から実プラントでの評価実績を待ったまま改定されていないため、今後の改定ではこの研究成果の知見を取り込む事による実用性の向上などが期待できる。また、NRRC のガイドは実務上のガイドとして技術レポートとして反映することなども可能であると考えられる。

➤ 資源エネルギー庁の委託事業による地震 PRA・津波 PRA・地震津波重畳 PRA の技術開発研究

福島第一原子力発電所事故からの教訓として、津波を含む自然外部事象への対策と炉心損傷後の影響緩和対策やリスク評価等が不十分であったことが認識されている。このため、実機プラントを対象に地震 PRA (2014～2016 年度)、津波 PRA (2017～2020 年度) について PRA の整備と評価技術の開発が研究プロジェクトとして行われてきた。現在 (2021 年度～) はこれらの技術開発を受けて地震津波重畳 PRA の実施を通じて、複合ハザード事象を対象とした評価技術開発を行うプロジェクトが開始されている。これらの成果は、ハザードの入力条件の作成手法や津波の建屋浸水解析とフラジリティ評価手法、地震や浸水影響を考慮したソースターム評価等、具体的な評価例として原子力学会標準においても重要な知見となるものと考えられるため、標準改定時にも活用されることが期待できる。

➤ 人間信頼性解析 (HRA) の定性分析ガイド[6]

PRA の高度化に伴い、事故時の緩和シナリオにおける人的対応の影響評価の重要性がより増している。操作・対応での人的過誤事象の発生確率 (人的過誤確率、HEP : Human error probability) をより現実的な評価とするために、定性分析の過程を重視した HRA 定性分析ガイドが NRRC により開発され、各 PRA での活用が始まっている。HEP の定量化手法は、外的事象や複合ハザード PRA に対応するために米国等で開発された新手法等が別途必要となってくることも考えられるが、人的過誤事象が発生する因果関係や文脈、発生に至るまでのタイムラインなど、現実の人間応答を理解するための分析が非常に重要となる。またこのアプローチは内的事象レベル 1 のみならず、レベル 2 や外的事象など様々な PRA でも活用が必要となるため、今後標準においても広く活用されることが期待できる。

4. 標準活用の方策について

前節でも述べてきたように、NRRC の研究開発は継続的安全性向上の取り組みのための成果の実務適用支援とまたそれらから得られるフィードバックにより、実用性の高い技術開発を目的として実施されてきた。このため技術開発状況にも見られるように、PRA 実施、レベル 2PRA、火災、HRA 等の実用的な実施ガイド

が開発され、これらを実機適用したモデルプラント評価により応用を重ねることで技術向上が図られてきている。また、これらの成果が電中研報告書や学術論文等で公知化されることで、原子力学会のリスク関連規格からも、改定時における要求事項への反映や具体的な評価事例として標準規格から参照可能な技術レポートとして研究成果やガイド自体が活用される段階になりつつある。今後も産業界や学会のニーズを汲み取りながら実用的な研究開発を進めていくことで、学会の標準もより活用しやすいものとなるように連携していくことが重要であると考ええる。

5. まとめ

本稿では、NRRC における研究開発の概要や開発技術を概説するとともに、原子力学会のリスク関連標準と NRRC の研究成果の活用について述べた。また、各標準改定時に反映が期待される NRRC のガイド類など研究成果も挙げられている。今後も実務適用研究と現場からのフィードバックを効果的に促進していくことで、リスク低減と安全性向上のたゆまぬ取り組みを支援し、標準規格への最新知見の反映として NRRC の研究成果を活用するための活動を支援していく。

参考文献

- [1] 日本原子力学会 標準委員会 “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
- [2] 日本原子力学会 標準委員会 “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指針（レベル 1PRA 編）：2022”，AESJ-SC-RK011:2022
- [3] 一般社団法人 原子力安全推進協会，“故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982～2010 年度 29 カ年 56 基データ）”，JANSI-CFR-02, 2016.6
- [4] 酒井俊朗，“確率論的地震動ハザード評価の高度化に関する調査・分析－米国 SSHAC ガイドラインの適用に向けて－”，電力中央研究所報告 O15008, 2016.7
- [5] 内田剛志 他，“国内原子力発電プラントを対象とした火災 PRA ガイドの策定”，電力中央研究所報告 O20001, 2020.6
- [6] 桐本順広 他，“叙事知に重点を置いた人間信頼性解析（HRA）の定性分析ガイド（2020 年度版）”，電力中央研究所報告 O20003, 2021.5

*Tai Furuta¹, Yukihiro Kirimoto¹, Kazunori Hashimoto¹ and Kazuo Sakuramoto¹

¹Nuclear Risk Research Center (NRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI).

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[3G_PL] リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

座長：山本 章夫 (名大)

2022年9月9日(金) 13:00 ~ 14:30 G会場 (E1棟3F 32番教室)

[3G_PL04]討論

*山本 章夫¹、成宮 祥介²、濱口 義兼³、古田 泰⁴、高田 毅士⁵、倉本 孝弘⁶ (1. 名大、2. 標準委員会、3. 規制庁、4. 電中研、5. JAEA、6. 原子力エンジニア)

標準委員会では、リスク情報活用に用いるPRA標準やIRIDM標準、技術レポートを多数発行してきた。また常に新知見やユーザーの経験を取り込み、改定を行ってきた。これら標準の制改定のための知見は、電中研NRRCでのPRA研究と産業界でのPRAの実炉適用からの経験をベースにしている。また、規制庁でも検査制度での活用等の規制活動のための手法開発及び適用に関する研究を実施している。本企画セッションでは、リスク情報活用のさらなる促進に資する研究開発と知見の標準への反映について、関係者による講演を行い、それを受けて、今後標準委員会が行うこと、更には関連学協会への展開や連携の可能性等を意見交換する。