

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