

## リスク部会セッション

## 熱流動とリスク評価

## Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

## (2) 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開

## (2) Application of Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics to Risk Assessments

\*宇井 淳<sup>1</sup><sup>1</sup>電力中央研究所

## 1. 緒言

本稿では、原子炉施設の安全評価や PRA における熱流動解析の位置づけ、リスク評価との融合に関する検討、東電福島事故後の熱流動解析の役割、高度化に向けた取組等を紹介し、今後の展望を述べる。

## 2. 熱流動解析の目的と適用事例

## 2.1. 安全評価における熱流動解析

原子炉施設の熱流動解析は、原子炉設置許可等の安全評価において、安全設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適否の確認を目的として実施されてきた。安全設計の妥当性確認には、「運転時の異常な過渡変化」(AOO)や「事故」について解析し評価をする。「事故」については、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のあるシナリオを代表的な事象として選定し、その事象が発生した場合の工学的安全施設等の緩和系の設計の妥当性を、種々の不確かさを包含するような保守的な条件や数値モデルを選定して解析を行い、判断基準に適合することによって確認する。非常用炉心冷却系等の設計の根拠(basis)となるため、設計基準事故(DBA)と呼ばれる。これらの解析は、原子炉の反応度や出力挙動の解析とともに原子炉システムの熱流動解析が中心となる。

保守的な条件と評価用モデルの解析コードによる評価に対して、種々の不確かさを条件やモデルに与えて最適評価コードを用いて解析し、その結果の不確かさを踏まえて判断基準への適合性を確認する統計的安全評価手法<sup>1)</sup>が発展している。国外では広く活用されており、主に運転制限に関わる事象に適用されている。

## 2.2. 確率論的リスク評価(PRA)における熱流動解析

PRA においては、レベル 1PRA では成功基準解析、レベル 2PRA では事故進展解析が行われる。最確推定を原則として、対象とする事故シナリオを精度良く解析できることが検証された解析コードを用いる。事故進展解析の目的は、成功基準の設定、プラント熱流動の挙動、炉心損傷や原子炉容器破損の事象の発生時期、事象の緩和手段に関わる運転員の操作余裕時間、過酷事故(SA)現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリー(CET)のヘディングの分岐確率の計算に必要な情報を求めることである。

レベル 2PRA のソースターム解析では、燃料からの放射性物質の放出量の時間変化を SA 解析コードで解析する。不確かさ解析とその相関分析等から、結果に影響を与える現象やモデルの重要度を定量化するといった系統的な分析ができるので、その後の対応の優先順位の判断に役立つ。PRA がレベル 1, 1.5, 2 とリスク指標が変わることにより、着目する現象やシナリオの重要度は変わり得る。レベル 2PRA による頻度だけでなく影響を踏まえたリスク分析は、低頻度・高影響のシナリオを捉えることができるとともに、放射線影響から環境を護る観点も強化され、安全性向上に向けた対応の意思決定の重要な指標となる。

## 2.3. 決定論と確率論の融合に関する検討

2000 年代には、OECD/NEA や IAEA 等の国際プロジェクト、タスク等において、決定論と確率論の融合に関する議論がなされてきた。OECD/NEA では、不確かさやスケールリングを考慮して最適評価コードを用いる統計的安全評価手法(BEPU)に関する BEMUSE プロジェクト<sup>2)</sup>、安全余裕の定量化手法 SMAP の開発<sup>3)</sup>、その SMAP 手法の適用性の確認するタスク SM2A<sup>4)</sup>などが実施された。このタスクでは、各国から決定論と確

率論の専門家がひとつのチームに参集して議論を重ね、PRAの事故シーケンスの分析や機器の復旧等を考慮して10%の原子炉増出力を想定した場合の燃料被覆管最高温度(PCT)の変化から安全余裕を定量化した。これは、事故進展の時間依存の情報を取り込んでおり、動的PRAに通じる先駆的な検討であった。

IAEAにおいても、決定論と確率論のharmonizationを主題とした種々のTopical meetingが開催され、PSAに基づき、現実的かつ不確かさを踏まえた入力データと最適評価コードを用いる方法等が提示された。その検討の一部は、IAEA SSG-2<sup>[5]</sup>などに反映されている。

#### 2.4. 東電福島第一原子力発電所(1F)事故以降の熱流動解析の役割

1F事故後の新規規制基準では、想定を超える事故や自然災害の発生においても、炉心損傷の防止、格納容器破損の防止、放射性物質の拡散の抑制の対策(重大事故対策)が要件となった。設置変更許可では、評価対象として追加すべき事故シーケンスの有無を確認する際にPRAを用いることとなり、熱流動解析(事故進展解析)の結果から、設備、手順及び対策の有効性を評価することとなった。また、事業者の自主的な安全性向上の取組を促進することを目的として、安全性向上評価の制度が導入され、PRAや安全余裕の評価を届出ることとなった。原子力規制委員会の運用ガイドでは地震や津波の外的事象PRAの内容が例示されている<sup>[6]</sup>。

米国では、最先端技術に基づく原子炉の事故進展解析の研究(SOARCA計画<sup>[7]</sup>)が長い間非公開で続けられてきたが、1F事故後に情報公開請求<sup>[8]</sup>により一般に知られるようになった。このプロジェクトは、PRAまでは実施していないものの、1F事故の進展に類似した長期全交流電源喪失のシナリオで熱流動解析を既に行っていたこともあり、注目を集めた。RCIC等の停止時間の想定などは1F事故とは異なるが、事故の経験の前からこのような事故進展解析を実施しておくことにより、さまざまな洞察(insight)が得られると考える。NRCスタッフによるレベル3PRAの進め方の選択肢を検討した文書(SECY-11-0089<sup>[9]</sup>)に対する委員の回答では、その時点のSOARCAはまだ不十分であると、4年間でフルスコープPRAの実施をSOARCA計画の上に構築するようNRCスタッフに求めた。その結果、高影響シナリオの分析と安全対策が従来対象としていたシナリオより低頻度のシナリオまで及び、リスクマネジメントの路線に規制方針がシフトすることが予想されたが、実際にはその後のSOARCAの取組は時間を要している。

### 3. NRRCにおける検討

#### 3.1. レベル2PRAの格納容器イベントツリー(CET)の分岐確率の定量化

通常の内外的レベル1PRAのイベントツリーのヘッダは、系統や機器のランダム故障等を扱うのに対して、レベル2PRAのCETのヘッダには、MCCI、水素燃焼、水蒸気爆発等の熱流動の現象や、誘因SGTR等のシナリオが含まれる。熱流動の現象を確率論的な評価に引き渡すには、それらの現象の発生頻度や確率分布を扱うことになる。従来、熱流動現象の分岐確率の定量化には、Theofanousらの開発したROAAM法<sup>[10]</sup>が用いられている。当所では、ROAAM法に比べ、より演繹的なアプローチを指向するPRD法の活用を検討してきた。PRD法は、定量化する分岐確率の現象を頂上事象とし、それに関連する基底事象との関係を開数ゲートとして表し、基底現象の取り得る不確かさ分布と開数ゲートの関係から、頂上事象の確率密度関数を導出できる。この方法により、溶融デブリのドライアウト熱流束やMCCI等の分岐確率を定量化した<sup>[11]</sup>。

#### 3.2. 温度誘因蒸気発生器細管破断(TI-SGTR)の熱流動解析からリスク評価への展開

一次系が高圧、SGがドライ、二次系が低圧(HighDry/Low)となる多重故障のシナリオでは、誘因SGTRの発生が想定される。このシナリオでは、一次系配管を構成するクロスオーバーレグに冷却水が溜まる状態(ループシール)が生じるかどうかにより一次系の破断位置(SG細管、ホットレグ、加圧器サージ管など)が変わり得るため、熱流動解析による事故進展の分析が重要となる。NRRCでは、NRCによる誘因SGTRの最新の評価手法(NUREG-2195)を参考に、国内のPWRに当該手法の適用性を検討した。具体的には、原子炉システムの熱流動解析と構造解析により、ループシールの形成の有無、各部位における熱負荷と周方向応力を考慮したクリープの進展の累積を評価することにより、シナリオに応じた破断位置を確認するとともに、CETの拡張方法を示し、PRAに展開した。また、レベル2PRAの実施ガイドに盛り込むべき内容を抽出・整理し、国内事業者及び原子力ベンダーにその手順や手法を共有している。このアプローチは、熱流動解析、

構造解析, リスク, 安全余裕等の複数の観点で取り組んでいることから, Risk-Informed の検討と言える。

### 3.3. リスク評価の高度化・発展に向けた取組

従来の PRA では, イベントツリーのヘッダの並びは固定され, その数にも実用上の点から制限が生じる。また, 成功か失敗の boolean 型で表現されるので, 事故シナリオの時間的な経過を伴う変化, 部分的な成功や系統・機器の復旧等のモデル化等の表現力は必ずしも十分とは言えない。また, 1F 事故時における隣接号機の影響や, 臨機応変に対応した 1F の現場のレジリエンス等をすべて考慮したリスク評価は, 現状では困難である。このような課題を解決し, リスク評価を高度化する方法として, マルチユニット PRA<sup>[12]</sup>や, 動的 PRA の研究が進められている。動的 PRA は, 離散型動的イベントツリー(DET)手法, ランダム・サンプリング法, 及び両者のハイブリット手法に分類されている<sup>[13]</sup>。楠木らは, その課題として, 計算コスト, 成功/失敗の分岐確率, 人的過誤確率を挙げている<sup>[14]</sup>。今後, これらの課題が解決されていくことが期待される。

動的 PRA では時間依存の多岐にわたるシナリオを扱うために, 大量の試行回数が必要となるが, それを効率的に進めるために, 種々の不確かさを踏まえた解析とともに, サロゲートモデルを活用する方法が提案されている。NRRC では, 動的 PRA ツール RAVEN<sup>[15]</sup>と熱流動解析コード RELAP/SCDAP を用いた津波 PRA の成功基準解析の高度化の検討を開始した。限られた試行回数の熱流動解析の結果からサロゲートモデルを構築し, 膨大なケースの熱流動解析を代用することで, 動的 PRA のような時間経過を踏まえたリスク評価の高度化を目指す予定である。このようなアプローチは, 多方面に応用できる。たとえば, 実測値に基づいて, 相関式等のモデルパラメータを適正化するデータ同化(Data Assimilation)という手法がある。大量のデータをネットワークモデルで扱う機械学習とも類似点は多い。10 万回のオーダーのサブチャンネル解析の実施は現実的には困難であることから, データ同化でサロゲートモデルを作成し, それを活用してベイズ推定に基づくマルコフ連鎖モンテカルロ法により大量の試行を行い, モデルパラメータを適正化し, その値を用いることで炉内二相流のボイド率予測の精度が向上することを経産省の安全性向上委託事業において確認した<sup>[16]</sup>。熱流動解析とリスク評価にとって, 実験等による実測値のデータベースは, 依然としてモデル開発と妥当性確認のために重要であり, モデルの高度化や不確かさの低減に資する知見を拡充していくことが重要である。

## 4. 結言

熱流動解析とリスク評価の課題と今後の活用に関わる展望を以下に記す。

- ▶ 原子炉システムの熱流動解析では, 不確かさとスケーリングの扱いが重要である。扱う現象やシナリオにより不確かさの程度が異なるが, 総じてプラント状態が AOO, DBA, SA と後段となるほど不確かさは大きい。熱流動・安全に関わる知見を拡充し, 認識論的不確かさを低減していくことが重要である。また, SOARCA のような熱流動解析による事故進展の分析により, 多くの洞察が得られる。
- ▶ リスク評価の主たる目的は, 原子炉施設の脆弱点を特定していくことである。低頻度・高影響シナリオも視野に, プラント全体のリスクプロファイルを把握し, リスクを低減させるための対策を検討し, 継続的に安全性向上に努めることが重要である。リソースの投入先の優先順位等の検討や意思決定の際にリスク情報を活用することで効率的に取り組めるものとする。
- ▶ 従来の PRA では扱いが困難であった時間依存のシナリオ等を適切に考慮するため, リスク評価手法自体の高度化も期待される。

## 参考文献

- |  |   |
|--|---|
| [1] 例えば, Regulatory Guide 1.203  | [8] Edwin Lyman, FOIA/PA-2011-0083                            |
| [2] NEA/CSNI/R(2008)6, NEA/CSNI/R(2009)13, NEA/CSNI/R(2011)4, Nucl. Eng. Des. 241, 4206-4222     | [9] U.S.NRC, SECY-11-0089, July 7, 2011                       |
| [3] NEA/CSNI/R(2007)9  | [10] NUREG/CP-0138  |
| [4] NEA/CSNI/R(2011)3, NURETH-13, N13P1306 (2009), 宇井, 江畑, 2009 秋の大会, L18                        | [11] 宇井, 中村, 鈴木, 村田, 遠藤, 2015 秋の大会, F29                       |
| [5] IAEA Specific Safety Guide, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, No.SSG-2 | [12] 三浦, 猪股, 神田, 吉田, 2018 春の年会, 3B_PL03                       |
| [6] 炉規法 43 条, 実用炉則 99 条, 運用ガイド 1311273   | [13] 下崎, 伊東, 濱口, 出井, 久保, 安全研究成果報告 (中間) (案) (2019)             |
| [7] NUREG/BR-0359, NUREG-1935, NUREG/CR-7110   | [14] 楠木, 高木, 中村, INSS Journal, Vol.26, 2019, C-2              |
|  | [15] INL, INL/EXT-15-34123, 2017                              |
|  | [16] A. Ui, <i>et al.</i> , NURETH-18, 28277, 2019 秋の大会, 1F02 |

\*Atsushi Ui<sup>1</sup> <sup>1</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)