2023年春の年会

リスク部会セッション

外的事象に対する原子力安全の基本的考え方の実効的な取り組み
Effective Initiatives to Upgrade Countermeasures on Basic Concept to Nuclear Safety for External Events

(4) 地震起因の内部溢水による事故シナリオ

(4) Accident Scenarios associated with Internal Flooding caused by Seismic Event

*白井 孝治[1]，内田 剛志[1]
[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

1. はじめに

2011 年東北地方太平洋沖地震で発生した東京電力・福島第一原子力発電所の炉心損傷事故は、我が国のみならず、世界的にも衝撃を与え、原子力発電所を保有する規制当局や国際機関 [1]は、地震によって引き起こされる二次的な災害（または複合災害）を重視し、多くの国が原子力発電所の包括的な安全評価を見直している状況にある。たとえば、米国原子力規制委員会（NRC）の短期タスク フォース（NTTF）による勧告 [2]では、原子力発電所における潜在的な地震誘因火災や溢水の発生防止及び影響緩和機能を強化するための評価の実施に言及し、NRC は NTTF 勧告に対応するためのアプローチの特定を試みた。この NRC の試みと並行して、米国 EPRI は、NTTF 勧告に対処するための地震リスク評価に関する 3 種類のガイド（地震 PRA ガイド [3]、地震ウオークダウンガイド [4]、地震誘因火災・溢水 PRA ガイド [5]）を策定した。また、ASME PRA 標準 [6]のコードケースでは、地震の二次災害の評価も新たに規定し、地震誘因火災・溢水 PRA の評価手順を示している。さらに、外部ハザードの評価に関する WENRA 安全基準レベルの要件 TU3.1[7]においても、PRA における地震誘因火災・溢水事象を含むハザードの考慮を規定している。以上のように、世界的にも地震によって誘発される内部火災と内部溢水（地震誘因火災・溢水）の地震リスクへの影響評価は、近年大きな注目を集めている状況にあるが、実務レベルの地震誘因火災・溢水 PRA の事例は非常に乏しい状況にある。

本報では、地震誘因溢水事象に着目し、構築すべき当該 PRA の実施フローや関連する研究事例（欧州でのや評価事例や我が国おける地震データベース）を紹介するとともに、我が国に適用する際に考慮すべ課題について俯瞰する。

2. 地震誘因溢水 PRA の概要

地震誘因溢水 PRA は、地震 PRA を出発点とし、地震による溢水事象の発生を考慮する。最新の地震誘因溢水リスク PRA の実施ガイドに関しては米国 EPRI の手法 [5]があり、欧米で適用されつつある。そこで採用された地震誘因溢水 PRA の実施手順は、おおよそ図 1 に示すフローとなる。

手順 1 では、プラントの区画や機器・配管配置情報、止水記録、潜在的な溢水源、保守条件や扉開閉状態、ダクトやトレイなどの貫通部等のプラント情報を収集・整理する。特に、地震相互作用の影響を受ける潜在的な機器（例えば、未拘束又は支持の弱い配管やタンクなど）に着目した包括的なプラントウオークダウンの実施は重要であり、地震誘因溢水事象における潜在的な発生源の特定に有効となる。

手順 2 では、地震時の溢水源（地震による損傷に伴う溢水の可能性のある機器）と溢水発生のメカニズムを検討する。例えば、非常用系統の

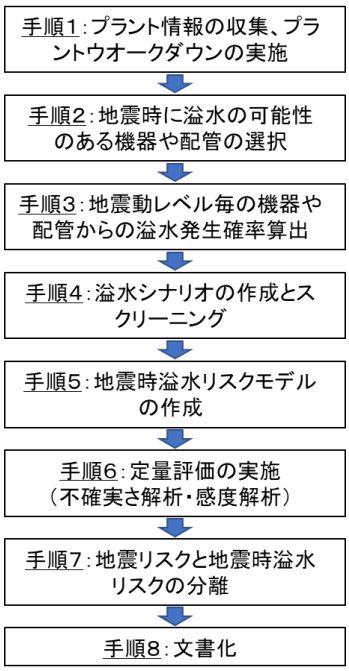

図 1 地震誘因溢水 PRA の手順例

*Koji Shirai and Tsuyoshi Uchida
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center (NRRC)

配管及び支持構造物自体は堅固であっても、近傍に仮設された重量物（例：仮設梯子）が地震動で倒壊し、非常用系統に衝突することにより配管が破断する可能性がある。このようなシナリオを分析するうえで、手順 1 のプラントウオークダウンの結果を踏まえた検討が重要である。地震時の溢水源の同定事例については、スイス KKL が EPRI 手法に基づき実施した例[8]があり、3.1 節で紹介する。

手順 3 では、地震動レベル毎の機器や配管の破損による溢水発生確率を算出する。地震時の溢水発生頻度は、年超過確率単位で表される地震ハザードと、地震発生を条件とする条件付溢水発生確率（配管の破損確率）の積で表すことができる。地震ハザードは、地震動加速度の関数で表されることから、条件付溢水発生確率も地震動加速度の関数で表す方法が必要となる。この場合、地震動により引き起こされる配管損傷における限界耐力の算定が必要となるが、耐震 S クラス以外の配管については限界耐力が不明なことが多く、これら配管の損傷確率の算定が重要である。現時点では、各種フィールドデータが乏しく、ウオークダウンに基づく専門家判断に依存することになるが、最近では原子力発電所機器の地震経験データベースの整備が進められており、3.2 節で紹介する。

手順 4 では、地震動レベル毎の溢水シナリオを同定し、リスク上重要なシナリオの詳細評価を行う。すなわち、地震動レベル毎に溢水発生および建屋損傷を考慮した溢水進展の解析を行い、それぞれの状況において機能喪失する機器を同定する。

手順 5 では、地震動の影響と溢水の影響で引き起こされる起因事象を同定し、起因事象イベントツリーを構築する。ここで、地震により発生しうる炉心損傷直結事象（原子炉建屋破損、格納容器破損および原子炉容器破損等）は、起因事象の影響緩和機能を要求せず、地震誘因溢水 PRA の対象ではない（地震 PRA の対象）。地震により発生するが、影響緩和機能が溢水の影響を受ける可能性のある起因事象（大・中・小 LOCA、主蒸気管破断、主給水管破断、外部電源喪失、CCWS 機能喪失、PCS 機能喪失、一般過渡事象等）は地震誘因溢水事象 PRA の対象となる。地震により起因事象は発生しないが、地震に誘発される溢水が引起す起因事象や溢水による起因事象が要求する緩和機能が地震影響を受けうる事象も地震誘因溢水 PRA の対象である。また、地震誘因溢水条件下では地震影響の他、複数の溢水源への対応が必要となるなどにより要員のストレスレベルや葛藤が想定される。このため、地震誘因溢水事象では想定されるシナリオにおける人間行動形成因子やタイムウインドゥを的確に推定する人間信頼性解析が必要である。

手順 6 では、各地震動レベルで、溢水による機器・配管損傷の境界条件、地震時の物理的損傷条件やランダム故障を考慮したシステム信頼性解析を実施するステップである。

手順 7 では、地震リスクと地震溢水リスクが二重に評価されないように配慮するステップである。

手順 8 では、評価の妥当性が第 3 者によって検証可能となるように解析のプロセスを適切に記述するステップである。

3. 地震誘因溢水 PRA に関連する研究事例

3-1. スイスにおける地震誘因溢水 PRA の評価事例[8]

スイスのライプシュタット原子力発電所（KKL）は、スイス規制当局（ENSI）の規制要件に基づき、地震誘因火災・溢水 PRA を実施した。当該評価は、地震に対する決定論的手法と内部火災・溢水 PRA 手法を統合させつつ、地震誘因溢水 PRA に関する最新の EPRI 手法[5]を適用した、体系的かつ包括的な手法を適用している。図 2 に、KKL の地震誘因溢水リスクの検討フローを示す。

ステップ 1 では、既往の決定論的および確率論的な評価に基づき、26 建屋（700 区画以上）及び 62 溢水発生区画に存在する 50 以上の水を内包するシステムから、約 9,100 件の溢水源（径 25mm 以上の配管、タンク、開放型／閉鎖型消火システム用配管）を抽出した。その後、EPRI 手法に照らしたスク

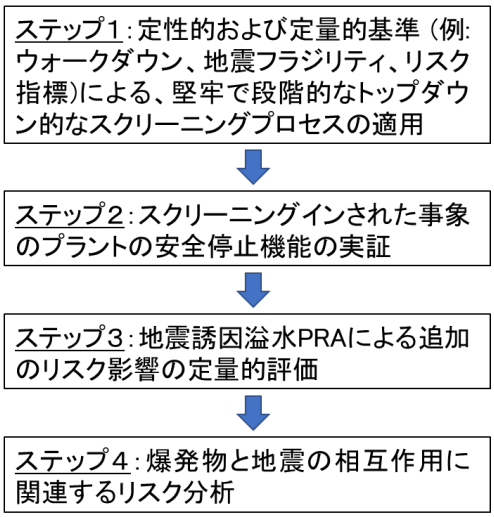

図 2 KKL の地震誘因溢水リスク検討フロー

リーニングプロセスを適用し、2 つの溢水源（地震によって引き起こされうる消火スプリンクラーの破裂による被水事象）以外がスクリーニングアウトされた。

ステップ 2 では、ステップ 1 で抽出された 2 つの溢水源に対するシナリオについて、スプリンクラー支持部の固定部の耐震計算に基づき、プラントの安全停止機能が影響を受けないことを決定論的に評価し、最終的に全ての溢水源がスクリーニングアウトされた。これにより、地震誘因溢水によるリスク増加の懸念はないと結論づけている。

3-2. 原子力発電所機器の地震経験データベース [10,11)]

湯山ら [10)]は、原子炉が緊急停止した地震を対象に、地震を経験した原子力発電所プラントにおける耐震 B/C クラスの機器・配管系を中心として、耐震 S クラス配管系や耐震クラスが設定されていない機器・配管系も含めた機器・配管系の不具合事例を収集した地震経験データベースの構築を進めている。当該データベースには、2003 年以降に発生した 6 地震のべ 34 プラントの不具合事例約 1,600 件が収録され、損傷レベル毎に分類されており、原子力発電所機器・配管系の地震被害に関する主な特徴として以下を示している。

・耐震 S クラス機器に関しては，機能低下・喪失レベルの損傷事例は発生していない.
・耐震 S クラス以外の機器に関しては、機能低下・喪失事例は，静的機能及び動的機能併せて約 270 件であり，設計地震力を超える地震に対して高い耐震信頼性を有する。
・機能低下・喪失事例は，多くが屋外設置で非岩着の基礎・建物に設置された機器・配管系であり，岩着された基礎・建物に設置された機器・配管系の損傷はわずかである。

さらに、機器損傷に起因する波及的な不具合事例として溢水・漏水に着目し、図 3 に示す事例件数例を示している。スロッシングやオーバーフロー等によるプール・サンプ・ピット等からの溢水・漏水事象に加え、地盤の不等沈下による消火系埋設配管の損傷により、屋外消火栓の消火水量不足や原子炉建屋を貫通するダクト部から建屋内への流入による他機器への波及的な影響も生じたことも報告されている。また、他機器への波及的な不具合情報はなかったが、弁からの漏水では電源喪失で弁が開状態となった事例があった。このように、国内原子力発電所において地震誘因溢水リスクに係る事例は発生しており、これらの事例を収集・分析することは、地震誘因溢水 PRA の実施に向けて有益である。

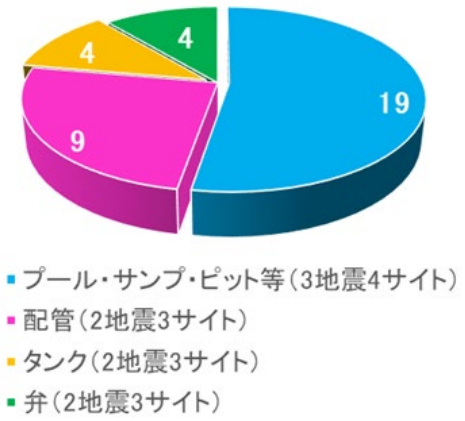

図 3 機器損傷に起因する波及的な不具合事例（溢水・漏水）

4. 我が国に適用する際に考慮すべ課題

① 国内水平展開に向けた優先順位付け：NRC は、NTTF 勧告 3（地震に起因する火災および溢水の評価）に対し、2015 年 10 月 29 日付 NRC スタッフ文書 SECY-15-0137 において、既存の NRC 要件に基づく原子力発電所の火災防護プログラムの堅牢性や内部溢水防止・影響軽減対策、ウオークダウンによる地震誘因火災・溢水に対する脆弱性の特定と是正を背景に、地震に起因する火災や溢水のリスクは、原子力発電所の数々の安全保護システムおよび一般的な耐震性を低下させるほどの地震の発生頻度が低いことに基づき、追加の安全性向上を図る理由になるほど大きくない。」との判断を下している。大規模な地震が想定される我が国において、NRC の結論がどの程度符合するか見極める必要があり、国内プラントにおいて地震リスクが地震誘因溢水により増加する程度を簡略に評価する方法を先ず開発し、その程度に応じて評価の詳細さや実施の要否を判断すべきである。

② 地震耐力の見直し：溢水源は一般に地震耐力の低い機器（例：耐震 B/C クラス）である。このため、耐震 B/C クラスの機器に期待しない我が国の地震 PRA では、高地震加速度時では地震により多くの機器が損傷するため、溢水による追加リスクは小さく評価されることが予想される。一方、3.2 節で述べたように、耐震 B/C クラスの機器においても、設計地震力を超える地震に対して高い耐震信頼性を有するデータが集ま

りつつあり、耐震 S クラス以下の機器の前提を見直す必要がある。

③ **機器の相関性**：溢水事象は局所的な事象であり、地震による機器損傷の相関性を考慮する必要がある。

④ **同時多発性の考慮**：EPRI の手法では、地震発生頻度又は地震フラジリティが比較的低いことによる溢水源の局所性・独立性を前提としており、溢水の同時多発性は考慮されていないと推測される。国内プラント立地条件において、この前提の適用性を十分に確認する必要がある。

⑤ **溢水伝播ツール**：山田ら[12]は、津波により建屋内に浸水した場合の建屋内の扉の損傷や防護対策水位の超過による伝播流量の急激な変化等を追跡可能な建屋内浸水伝播モデル（図 4）を開発している。地震誘因溢水事象においても、地震動レベルに応じた建屋損傷を考慮した建屋内溢水伝播モデルの開発が急務である。

⑥ **地震誘因溢水シナリオの拡充**：EPRI の手法では、地震誘因溢水モードが限定的であり、国内プラントにおける評価手法を開発するためには、これらモードの発生可能性や関連する溢水進展シナリオの重要度に応じて手法を拡充すべきある。

- 燃料プールスロッシングによる溢水
- 火災と溢水同時発生
- 高エネルギー配管（例：補助蒸気配管）の破損（HELB）と溢水の同時発生

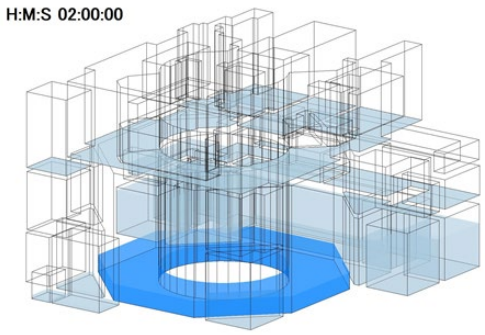

図 4 建屋内浸水解析の例 [12]

参考文献

1) Director General of IAEA, STI/PUB/1710, “The Fukushima Daiichi Accident”, International Atomic Energy Agency, 2015.
2) Charles Miller et.al, “Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century – The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Daiichi Accident”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2011.
3) EPRI 3002000709, “Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide”, Final Report, December 2013.
4) EPRI 1025286, “Seismic Walkdown Guidance”, June 2012.
5) EPRI 3002012980, “Methodology for Seismically Induced Internal Fire and Flood Probabilistic Risk Assessment”, Electric Power Research Institute, June 2018.
6) Case for ASME/ANS RA-Sb–2013, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, The American Society of Mechanical Engineers, 2017.
7) WENRA RHWG, “Guidance Document Issue TU: External Hazards Head Document”, Western European Nuclear Regulators’ Association, January 2020.
8) Albena Stoyanova, Seismically Induced Internal Fire and Flood (SIFF) Events Assessment at Leibstadt, Switzerland, AL239, PSAM16, Honolulu, USA, June 2022.
9) IAEA-SSG-64, “Protection against Internal Hazards in the Design of Nuclear Power Plants”, International Atomic Energy Agency, 2021.
10) 湯山 安由美 他，“原子力発電所における機器の地震経験に関する分析とその特徴”，[No.21-23] 日本機械学会 Dynamics and Design Conference 2021.220, 2021.9.
11) R. Morita, et al., “Development and Analysis of Seismic Experience Database of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants based on Investigation Reports and Maintenance Records”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 375 (2021), 111078.
12) US NRC, SECY-15-0137, PROPOSED PLANS FOR RESOLVING OPEN FUKUSHIMA TIER 2 AND 3 RECOMMENDATIONS, October 29, 2015.
13) 山田他，"津波 PRA に関する技術基盤の構築　その 10：建屋内浸水を考慮したフラジリティ評価手法の開発"，1L11,，日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2020.9.