

NRRCシンポジウム2026 フルスコープPRAに向けた手法の開発

原子力リスク研究センター
米田 公俊

目 次

1. はじめに ～フルスコープPRAに向けて～
2. マルチハザードPRA
 - ・ ①概要／②課題と課題解決への取り組み／③研究開発状況
3. マルチユニットPRA
 - ・ ①概要／②課題と課題解決への取り組み／③研究開発状況
4. 使用済燃料プール／ピット（SFP）PRA
 - ・ ①概要／②課題と課題解決への取り組み／③研究開発状況
5. レベル3 PRA
 - ・ ①概要／②課題と課題解決への取り組み／③研究開発状況
6. 今後の取り組み

1. はじめに ～フルスコープPRAに向けて～

- NRRCでは、事業者におけるPRAが、「PRA実施手法の成熟状況に応じて、段階的に拡張していく*」ことを想定し、外的事象の評価対象の拡大やプラントの運転状態や立地環境に応じたPRAの技術開発を継続的に実施中
- 福島第一原子力発電所の事故も踏まえ、下記の各種PRAに対し、評価手法を新たに構築／現行評価手法を改善

「地震及び津波の重畳事象*」

⇒マルチハザードPRA
(p.4~6)

「多数基で同時に発生する事象*」

⇒マルチユニットPRA
(p.7~9)

「使用済燃料貯蔵槽で発生する事象*」

⇒SFP-PRA
(p.10~12)

敷地外における健康・環境影響

⇒レベル3 PRA
(p.13~15)

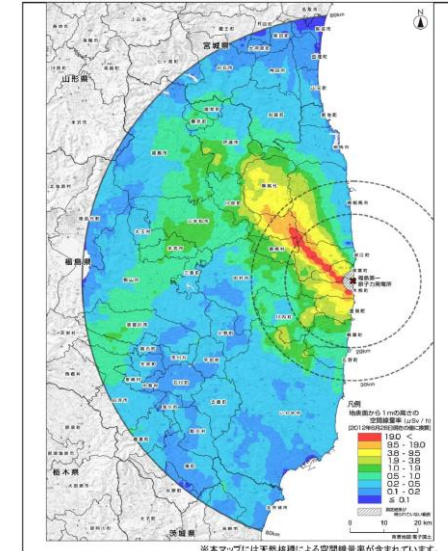
*原子力規制委員会「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」^[1] 第2章 3-1 (2)確率論的リスク評価(PRA)③より引用

福島第一原子力発電所1～4号機の被害状況 2011年3月19日



福島第一原子力発電所1～4号機の被害状況 2011年3月19日

(出典：東京電力ホールディングス^[2])



空間線量率モニタリング結果の例 2012年11月

(出典：環境省ホームページ (<https://www.env.go.jp/content/900412677.pdf>)^[3])

2. ①マルチハザードPRAの概要

- 原子力発電所に対して、複数のハザード（マルチハザード）による影響が重畳した場合の、炉心損傷や格納容器機能喪失の頻度を評価
 - 地震・津波重畳のマルチハザードの場合：**
地震により設備の一部が損傷した後、地震に起因する津波が襲来し、設備の損傷・機能喪失が拡大



地震による被害の例（開閉所遮断器損傷）

（出典：東京電力ホールディングス^[4]）



地震発生後の津波襲来

（出典：東京電力ホールディングス^[5]）

福島第一原子力発電所事故時の写真

2. ②マルチハザードPRAの課題と課題解決への取り組み

■背景

- 日本：日本原子力学会の津波PRA標準^[6]では地震起因の津波を対象
 - 地震・津波重畳の影響を考慮した概略的な評価事項（What to do）を規定
- IAEA：2011年以後、技術文書等において徐々にマルチハザードPRAの標準的な枠組みを構築しつつあるが、実際に地震・津波重畳を考慮したPRAの実施例は世界的にもない

■解決すべき課題

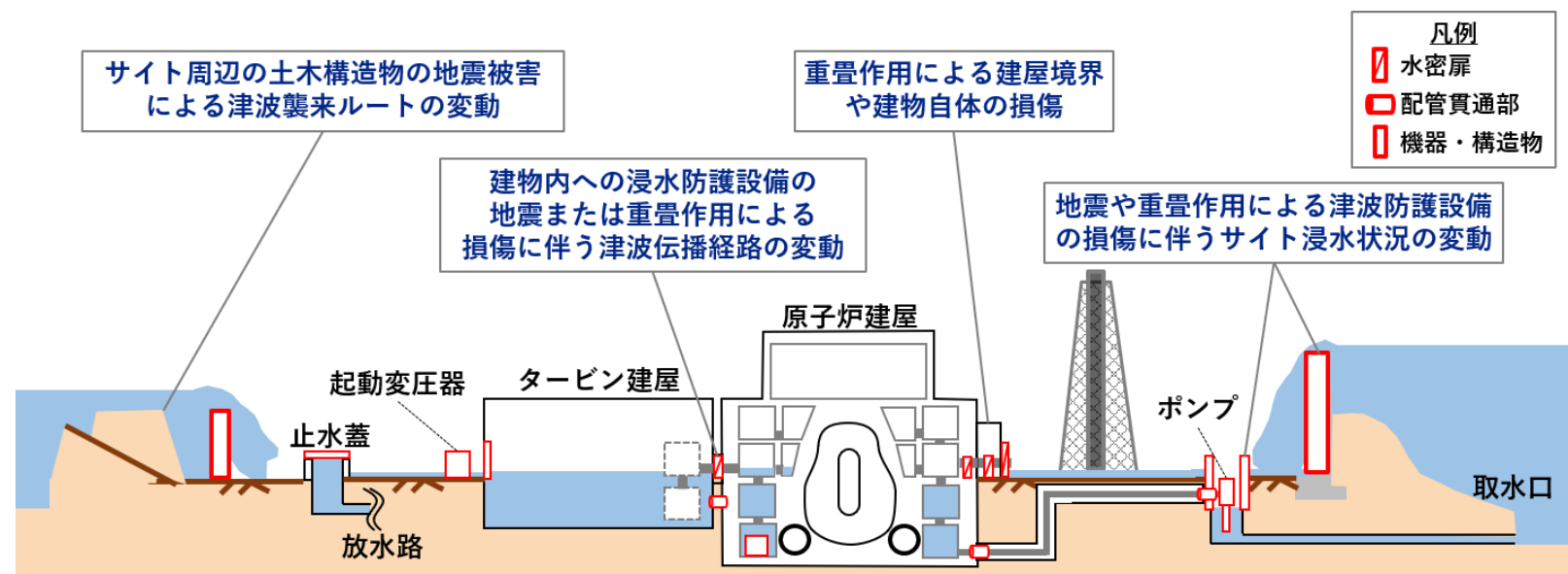
- 原子力発電所において地震と津波の重畳影響を考慮した実務的なPRA手法（How to do）が確立ができていなかった

■課題解決への取り組み

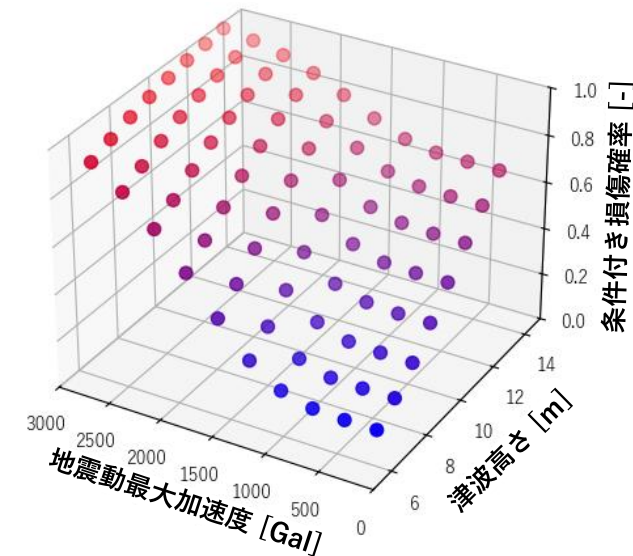
- 地震・津波重畳事象を対象としたマルチハザードPRAに必要な技術基盤を整備
 - 地震・津波重畳のシナリオ分析、ハザード／フラジリティの評価
 - レベル1 からレベル2 までの一貫した地震・津波重畳PRAの実施

2. ③マルチハザードPRAの研究開発状況

- 原子力発電所を対象とした地震・津波重畳シナリオの分析例を示した(左図)
 - 安全上重要な建屋内の津波伝播に関連する事象、事故緩和への影響に関連する事象等を抽出
- 地震・津波重畳ハザード評価およびフラジリティ評価の手法等を開発した
 - 対象地点における地震動強さと津波高さの相関性を考慮してハザードの発生確率を評価
 - 地震動強さ・津波高さの増大に伴い、重畳効果で機器損傷確率も増大(右図)



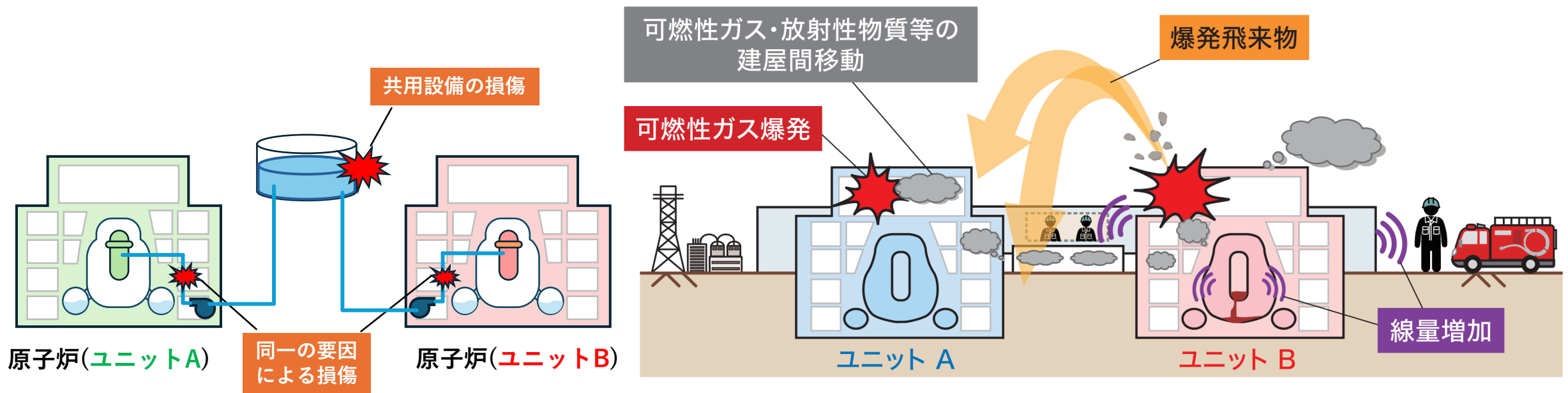
安全上重要な地震・津波重畳シナリオの例



地震動強度と津波高さに対する
機器フラジリティ評価の例^[7]

3. ①マルチユニットPRAの概要

- 1つの発電所に複数の原子炉（マルチユニット）が存在する場合に、複数のユニットの炉心が同時もしくは連続的に損傷する頻度等を評価
 - 単一ユニットのリスクの単純な積算ではなく、ユニット間の従属性や相互作用等の適切な取扱いが必要



2ユニットを有する発電所で共用設備の損傷・同一要因により2ユニットの炉心損傷に至る場合

他ユニットからの影響を受ける 他ユニットに影響を及ぼす
原子炉(ユニットA) 原子炉(ユニットB)
2ユニットを有する発電所で1ユニットの炉心損傷が他方に影響する場合

マルチユニットPRAで考慮する事象のイメージ

3. ②マルチユニットPRAの課題と課題解決への取り組み

■背景

- 日本・米国をはじめ、現時点で学会標準等でマルチユニットPRA（MUPRA）手法を整備している国はない
- IAEA：2011年以後、MUPRAの方法論を包括的・体系的に取り纏めた技術文書を発行（2019年^[8]、2023年^[9]）しているが、実施のための具体的な評価手法が整備されていない

■解決すべき課題

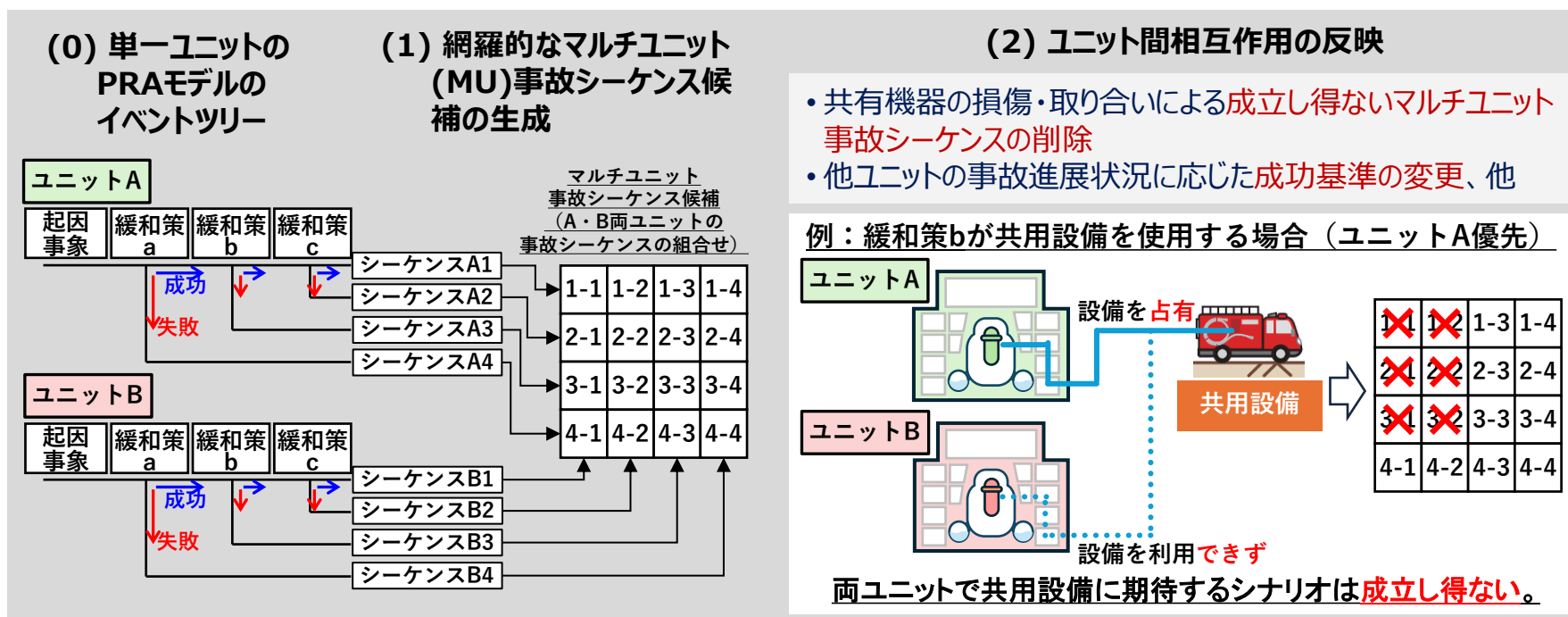
- MUPRAを具体的に実施する手法が確立されていなかった

■課題解決への取り組み

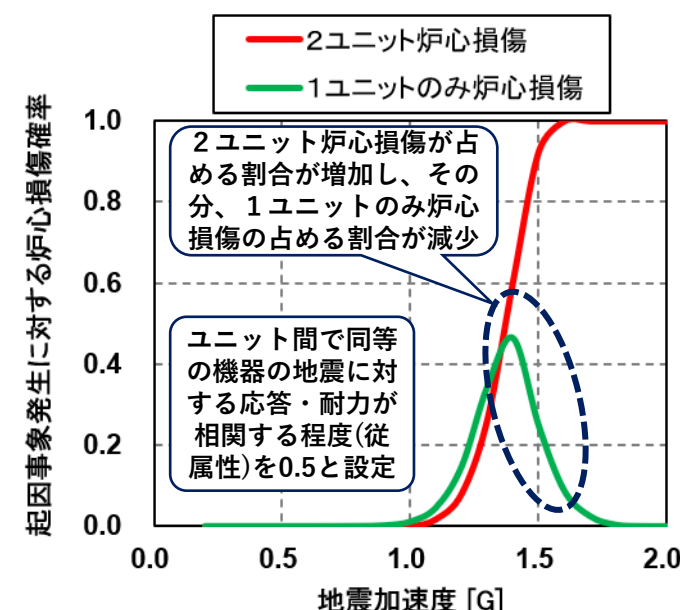
- MUPRA手法および関連する要素技術を開発
 - 内的事象レベル 1 MUPRA手法、地震レベル 1 MUPRA手法、レベル 2 MUPRA手法を構築

3. ③マルチユニットPRAの研究開発状況

- 単一ユニットのPRAモデルに基づく内的事象レベル 1 MUPRA手法を構築した
 - 種々のハザードに共通して適用可能なマルチユニット事故シーケンスの構築手順等を開発（左図）
 - 本手法は理論上適用可能な基数の上限はないが、現状では計算リソース・時間の制約により実質的には3ユニット程度が上限
- 地震レベル 1 MUPRA手法を構築した
 - ユニット間の機器損傷の従属性を考慮した地震レベル 1 MUPRAのケーススタディを実施（右図）



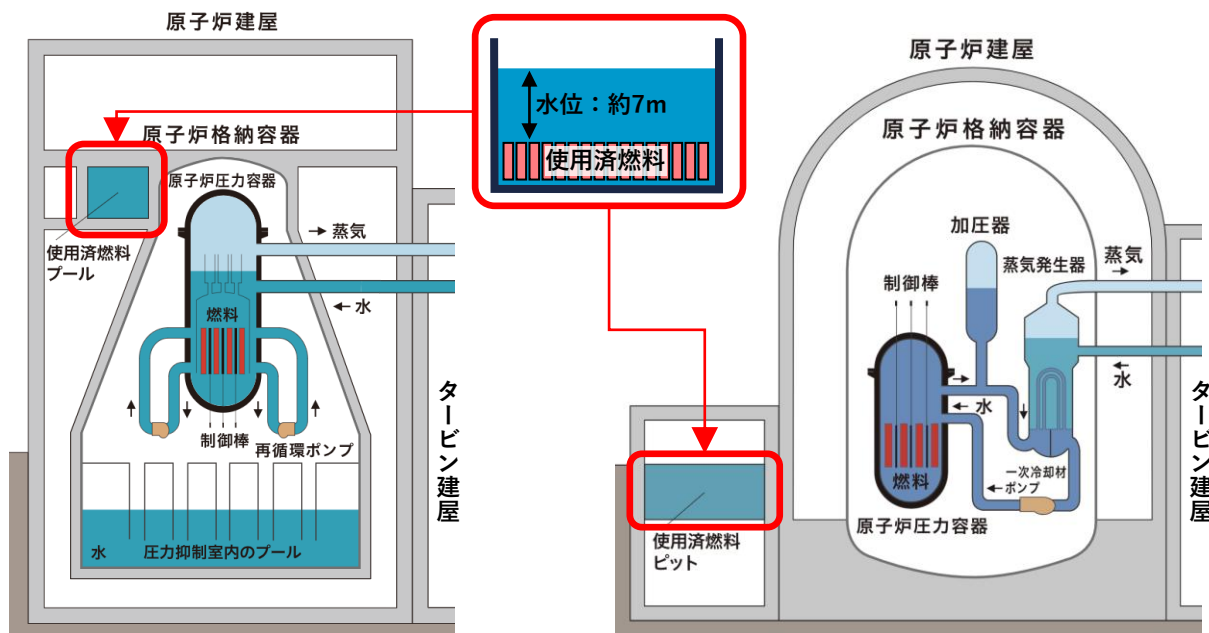
MUPRAにおける事故シーケンス構築手順^[10]



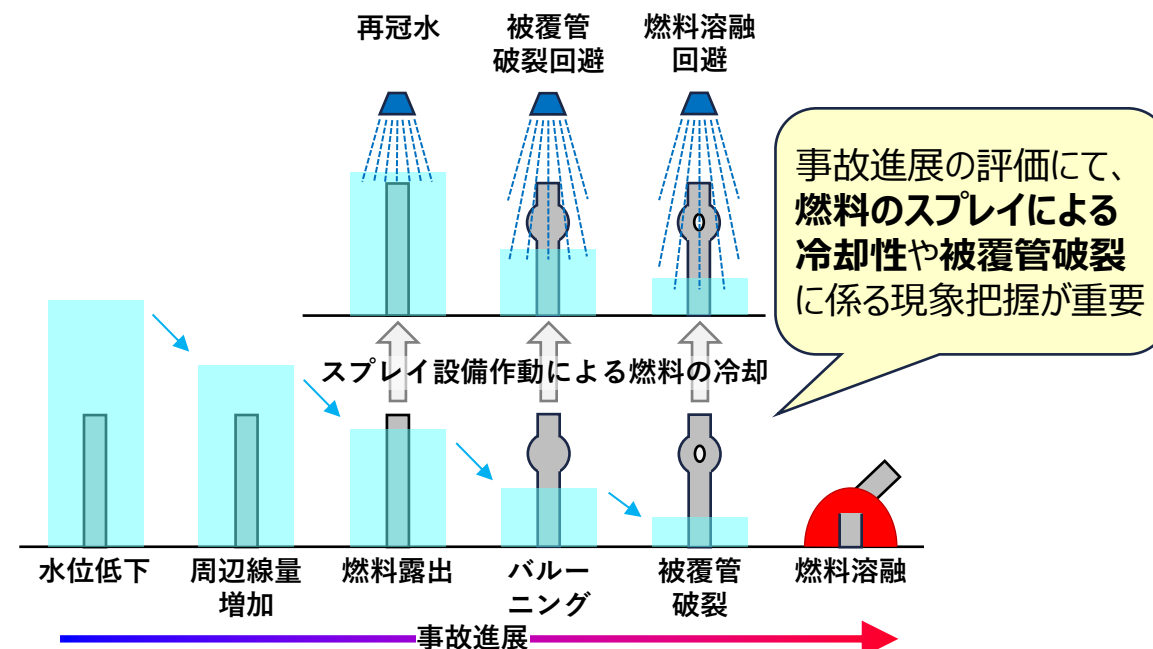
2ユニットを対象とした地震時の炉心損傷確率の評価例

4. ①使用済燃料プール／ピット（SFP） PRAの概要

- 事故時のSFP内の使用済燃料の損傷頻度とその後の放射性物質の放出を評価
- SFPは格納容器外にあるため、SFPの燃料損傷・溶融により放射性物質が建屋内へ放出
- 燃料損傷に至る主要因はSFPの水位低下（蒸発・流出）による冷却機能喪失
 - 冷却系の停止（ポンプ故障、電源喪失）、冷却系配管破損、プール／ピットの損傷 等



BWR(左)/PWR(右)の原子炉建屋とSFPの位置関係
(JAERO 日本原子力文化財団 原子力総合パンフレット図面集^[11]を引用し作成)



SFP内の水位低下に伴う燃料損傷プロセスのイメージ

4. ②SFP-PRAの課題と課題解決への取り組み

■背景

- 日本：日本原子力学会標準^[12]にて評価事項を規定しているが、現時点では実機にて未評価
- 米国：NRC/EPRIにてSFP-PRA手法を整備しており^[13,14]、SFPの水位〔燃料頂部 + 3ft〕を指標として保守的に燃料損傷を判断
- IAEA：PRAガイド(SSG-3)^[15]の改定版で炉心とSFPを複数線源とした評価を推奨

■解決すべき課題

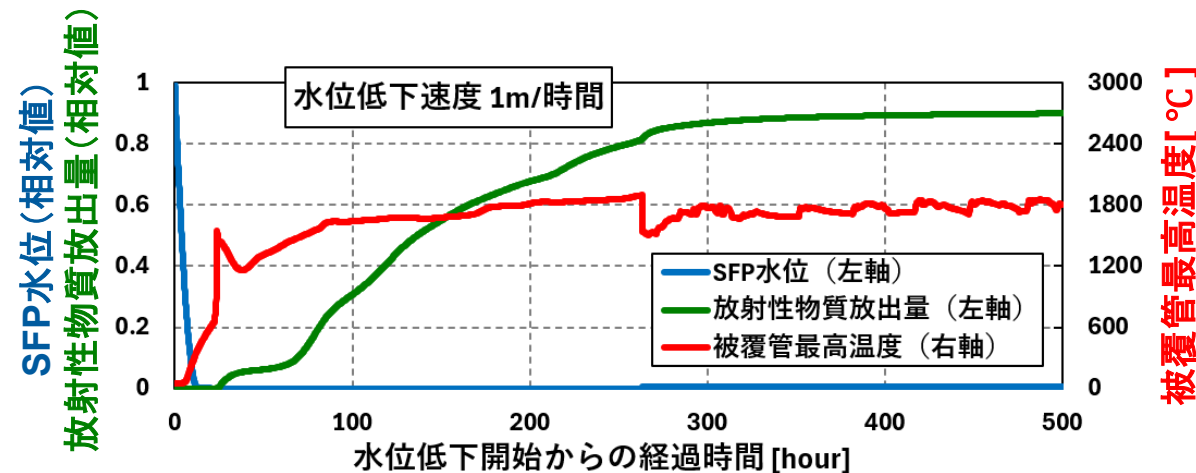
- SFPの水位低下に伴う事故進展における、燃料のスプレイによる冷却性や被覆管破裂に係る現象が必ずしも現実的に評価できていなかった

■課題解決への取り組み

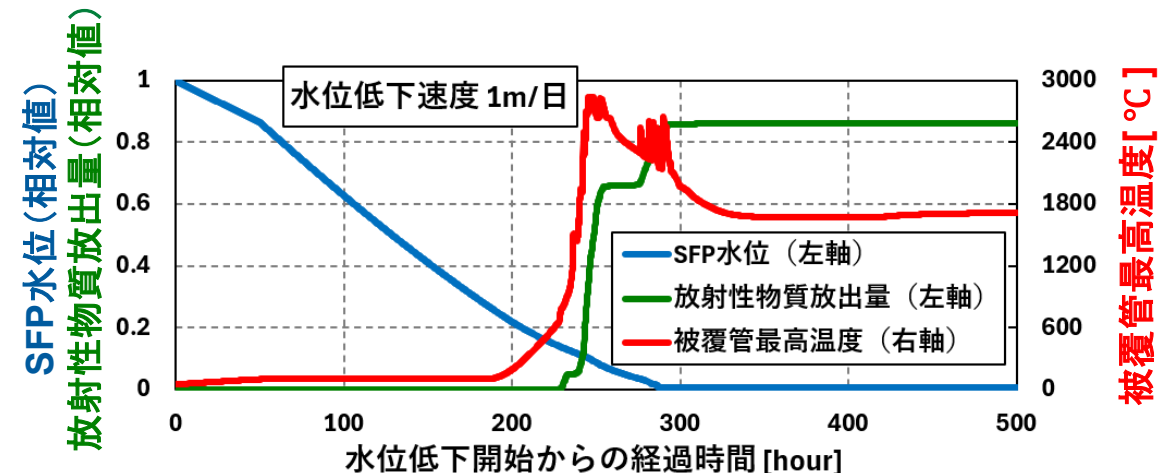
- SFPの燃料について、以下の効果・挙動を実験的に確認し評価モデルを提案
 - スプレイにより燃料が冷却される効果
 - 水位低下により燃料被覆管が破裂する条件

4. ③SFP-PRAの研究開発状況

- SFPの燃料のスプレイ冷却性能および被覆管破裂の評価モデルを実験値に基づき構築し、両モデルを過酷事故解析コードMAAPに導入・実装して事業者を利用可能とした
- MAAPを用いた事故進展解析により、SFP水位低下速度の大小に伴う被覆管最高温度、放射性物質放出量を、現実的に評価可能とした(図)
 - 事故の防止・緩和に向けた方策における時間的余裕の定量的把握に活用可能



(a) SFPの水位低下速度が大きい場合



(b) SFPの水位低下速度が小さい場合

SFPの水位低下速度が異なる場合の評価例

5. ①レベル3 PRAの概要

- 発電所から環境中に放出された放射性物質による健康リスク、汚染等の環境影響を評価



レベル3 PRAで対象とする主な評価事象

5. ②レベル3 PRAの課題と課題解決への取り組み

■ 背景

- 日本：日本原子力学会標準^[16]にて評価事項を規定しているが、現時点では実機にて未評価
- 米国：NRCが2007年からレベル3 PRA研究プロジェクト^[17]を実施。ASME/ANSレベル3 PRA標準は2025年に発行^[18]。但し規制対応としては未評価
- 英国：レベル3 相当の健康リスクに対する数値基準を2006年に明確に規制要件化し、実機にて評価済
- IAEA：レベル3 PRAに関する安全指針を2029年に策定する計画
- 国内においてレベル3PRAを実施するために、避難・屋内退避を含む防護措置等によるリスク低減効果を評価する技術が必要

■ 解決すべき課題

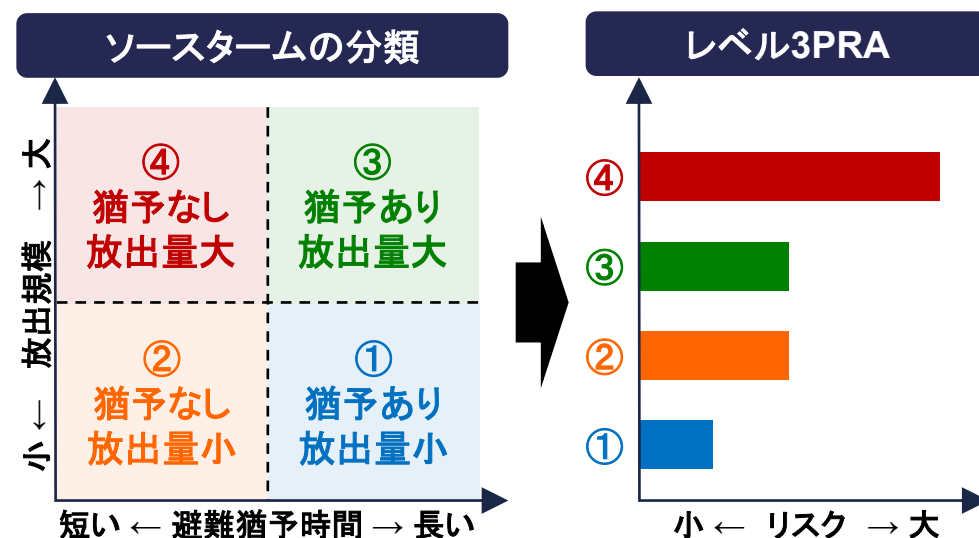
- レベル3 PRAコードは存在するものの、国内状況に対応した適切な手法が確立されていないため、評価ができなかった

■ 課題解決への取り組み

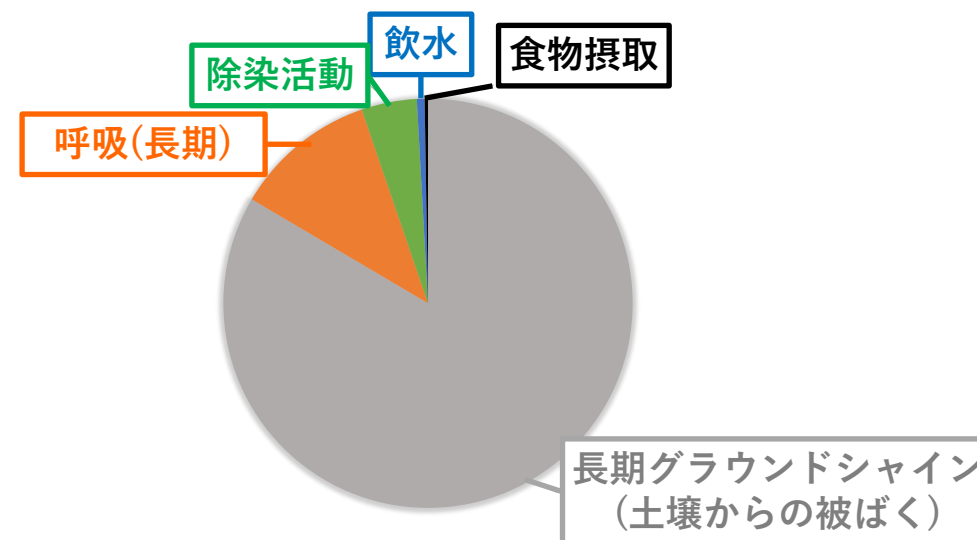
- 日本国内の状況を踏まえた防護措置等の社会的な取り組みも考慮したレベル3 PRA手法を構築
 - 日本の状況を反映した仮想モデルプラントを設定しレベル3 PRAを試行

5. ③レベル3 PRAの研究開発状況

- 日本の状況を反映した仮想モデルプラントの設定とレベル3 PRAの試行
 - 日本の土地利用状況、気象データ、防護措置等を用いた仮想モデルプラントを設定
 - 放射性物質の放出条件(ソースターム)が健康リスクの評価に大きく影響を与え得ることを確認(左図)
 - 土壌汚染や住民の長期避難に対する評価の重要性確認(右図)
 - 今後、仮想モデルプラントでの試行をまとめ、レベル3PRAの実施手順書を作成(2026年度)



住民避難の猶予時間と放射性物質の放出規模に基づく
ソースターム分類とレベル3PRAにおけるリスク評価のイメージ



経路別の被ばく量評価例

6.今後の取り組み

- **マルチハザードPRA（地震・津波重畳）**：ここまで地震・津波重畳のハザード、フラジリティ、事故シーケンスに対する基本的な評価手法を構築。今後、レベル1からレベル2までの一貫した地震・津波重畳PRAを実施
- **マルチユニットPRA**：ここまで内的事象レベル1、地震レベル1のMUPRA手法を構築。今後、レベル2のMUPRA手法を構築
- **SFP-PRA**：ここまでSFP内燃料のスプレイ冷却および被覆管破裂の評価モデルを整備。今後、モデルプラントを用いた試行的評価を実施
- **レベル3 PRA**：レベル3 PRAコードWinMACCSに対して国内状況を踏まえた入力パラメータの整備を継続し、仮想モデルプラントに対する試評価に基づき、レベル3 PRA実施手順を整備

【付録】参考文献

- [1] 原子力規制委員会「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」(<https://www.nra.go.jp/data/000334912.pdf>)
- [2] 東京電力HDホームページ (https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/outline/2_11-j.html)
- [3] 環境省ホームページ (<https://www.env.go.jp/content/900412677.pdf>)
- [4] 東京電力HDホームページ (https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_investigation/pdf/111222_01-j.pdf)
- [5] 東京電力HDホームページ (https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120709_03-j.pdf)
- [6] 日本原子力学会標準 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)
- [7] Yamada et al., Development of a Risk Assessment Method Under the Multi-Hazard of Earthquake and Tsunami for a Nuclear Power Plant, Journal of Nuclear Engineering, Vol. 7, Issue 1, 7, 2026
- [8] IAEA Safety Reports Series No.96, Technical Approach to Probabilistic Safety Assessment for Multiple Reactor Units, 2019
- [9] IAEA Safety Reports Series No.110, Multi-unit Probabilistic Safety Assessment, 2023
- [10] 電中研報告 NR25011「レベル1マルチユニットPRA手法の開発 – 2025年度版 –」
- [11] JAERO 日本原子力文化財団 原子力総合パンフレット図面集
- [12] 日本原子力学会標準 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)
- [13] U.S. NRC NUREG-1738, Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants, 2001
- [14] EPRI Report 3002000499, Spent Fuel Pool Accident Characteristics, 2013
- [15] IAEA Safety Standards, No. SSG-3 (Rev. 1), Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, 2024
- [16] 日本原子力学会標準 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)
- [17] U.S. NRC, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) (<https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/soar>)
- [18] ASME/ANS RA-S-1.3 - Standard for Radiological Accident Offsite Consequence Analysis (Level 3 PRA) to Support Nuclear Installation Applications, 2025