

軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び 確率論的リスク評価に係る解析手法の整備

事後評価 説明資料

令和5年4月

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

シビアアクシデント研究部門

目次

1. 背景・目的
2. 研究概要
3. 研究期間を通じた主要成果
4. まとめ
5. 成果の活用について
6. 成果の公表等
7. 成果目標に対する達成状況

1. 背景・目的

軽水炉の安全性を確認するために実施される格納容器破損防止等に係る解析では、決定論及び確率論の両面から評価が実施されている。これら評価では幅広い事故シナリオが扱われており、事象の詳細なメカニズム等については、不確かさが大きく残る分野である。

新規規制基準の施行によって重大事故対策が取り入れられたことから、重大事故対策は拡充され、新規規制基準適合前のプラント状態と比べれば、相対的にリスクが低下していると考えられる。

他方で、そのような重大事故対策としてより幅の広い事故シーケンスに対して、個別の物理化学現象の発生のような事象に対する理解を促進することが求められる。



本安全研究プロジェクトは、重大事故の進展、格納容器への負荷、公衆の被ばく影響等を評価するための最新知見を取入れた手法を整備すること、また既存の解析コードを改良する等して評価手法の高度化を目的とする。

2.研究概要(1/3)

格納容器機能喪失に至るような重大事故の進展、格納容器への負荷、環境へのソースタームの放出、公衆の被ばく影響等を評価するための最新知見を取入れた手法の整備並びに既存の解析コードを改良等の評価手法の高度化を行った。

決定論及び確率論の両面のアプローチで重大事故時における評価手法を整備した。解析では、個別の現象の評価手法だけではなく、事故進展全体を評価する総合的な解析を行い、総合的な事故進展解析と確率論的手法のインターフェイスについても分析を行った。

また、国際プロジェクトへの参加を行い、情報収集を行った。

2.研究概要(2/3)

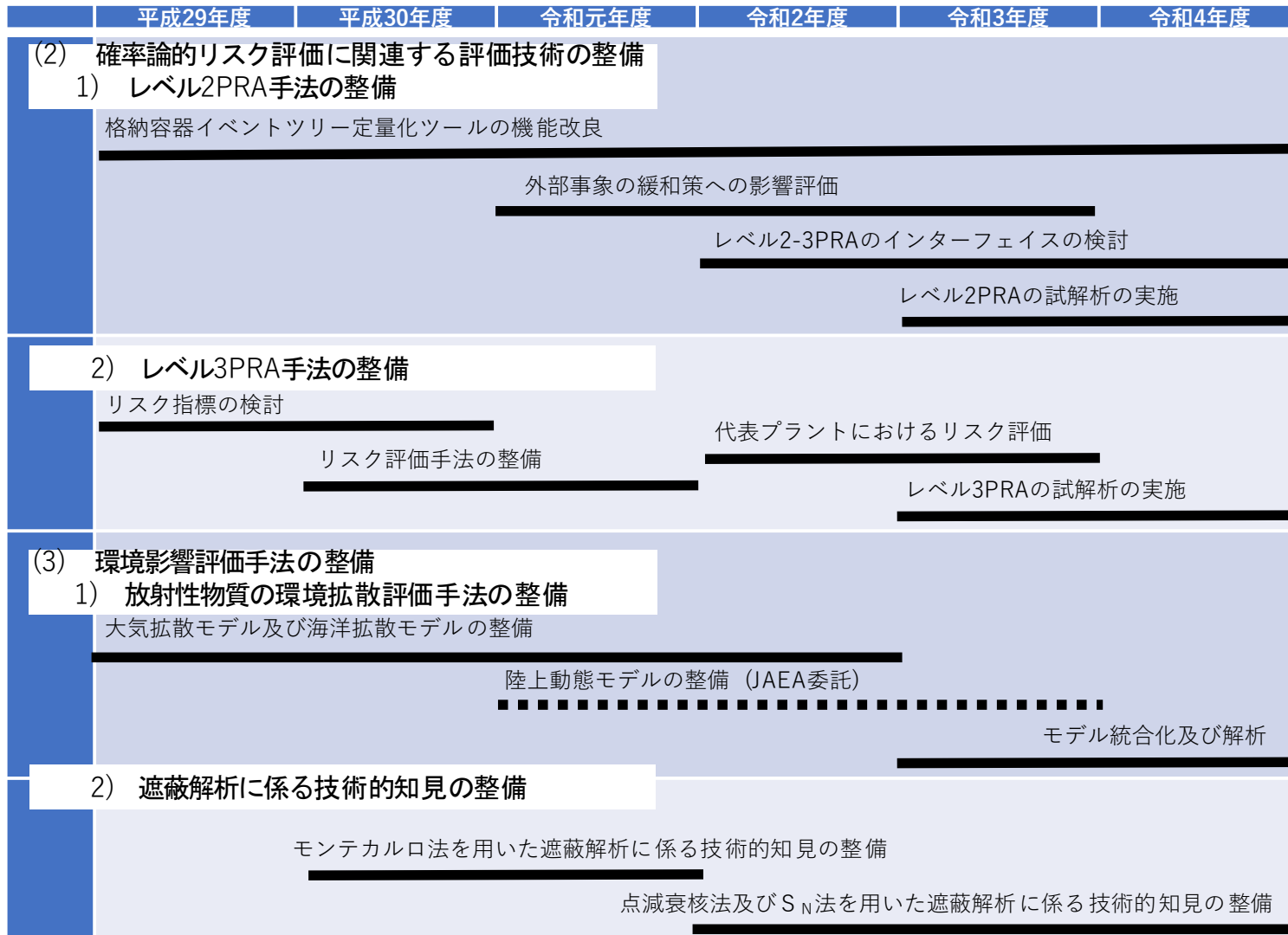
本研究の全体行程

	平成29年度	平成30年度	令和元年度	令和2年度	令和3年度	令和4年度
(1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備	1) 総合現象解析コードによる評価手法の整備					
	○MELCORによる実機規模解析技術の整備 国内プラントの事故進展解析			SFPの事故進展解析		
2) 個別現象解析コードによる評価手法の整備	○格納容器破損モード（水素燃焼）評価手法の整備 水素混合解析手法の整備		重大事故時格納容器熱流動実験の解析（JAEA委託）			
	水素燃焼解析手法の整備					
	○格納容器破損モード（溶融炉心・コンクリート相互作用）総合評価手法の整備					炉外デブリの冷却性
	○格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷）評価手法の整備 格納容器等の静的・動的負荷に対する構造応答					
	○OECD/NEA/CSNI主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集 (関連するプロジェクトに適時参加)					

..... JAEAによる委託事業

2.研究概要(3/3)

本研究の全体行程



..... JAEAによる委託事業

3. 研究期間を通じた主要成果

- 3.1 格納容器破損防止対策評価手法の整備
 - 3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備
 - 3.1.2 個別現象解析コードによる評価手法の整備
- 3.2 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備
 - 3.2.1 レベル2PRA手法の整備
 - 3.2.2 レベル3PRA手法の整備
- 3.3 環境影響評価手法の整備
 - 3.3.1 放射性物質の環境拡散評価手法の整備
 - 3.3.2 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

3. 研究期間を通じた主要成果

- 3.1 格納容器破損防止対策評価手法の整備
 - 3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備
 - 3.1.2 個別現象解析コードによる評価手法の整備
- 3.2 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備
 - 3.2.1 レベル2PRA手法の整備
 - 3.2.2 レベル3PRA手法の整備
- 3.3 環境影響評価手法の整備
 - 3.3.1 放射性物質の環境拡散評価手法の整備
 - 3.3.2 遮蔽解析に係る技術的知見の整備



3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備(1/5)

(1) 事故進展解析とソースターム評価手法の高度化

●概要：

最新知見を考慮したMELCORモデルによる事故進展解析を実施し、格納容器機能喪失に伴い環境に放出されるソースタームを評価した。

●実施内容：

- 米国NRCにおけるSOARCA(最新知見を反映した原子炉における環境影響評価)プロジェクト^{1,2}を参考としたノーディング、モデルの高度化
- 新規制基準で拡充された注水設備を用いた注水マネジメントの検討

●主要な成果：

- 新規制基準で拡充された格納容器破損防止対策を考慮したソースターム結果を整備した。
- 後述するレベル2, 3PRAのインターフェイスを整備した。

1:T. Ghosh, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project: Sequoyah Integrated Deterministic and Uncertainty Analyses," NUREG/CR-7245, Nuclear Regulatory Commission (2019)

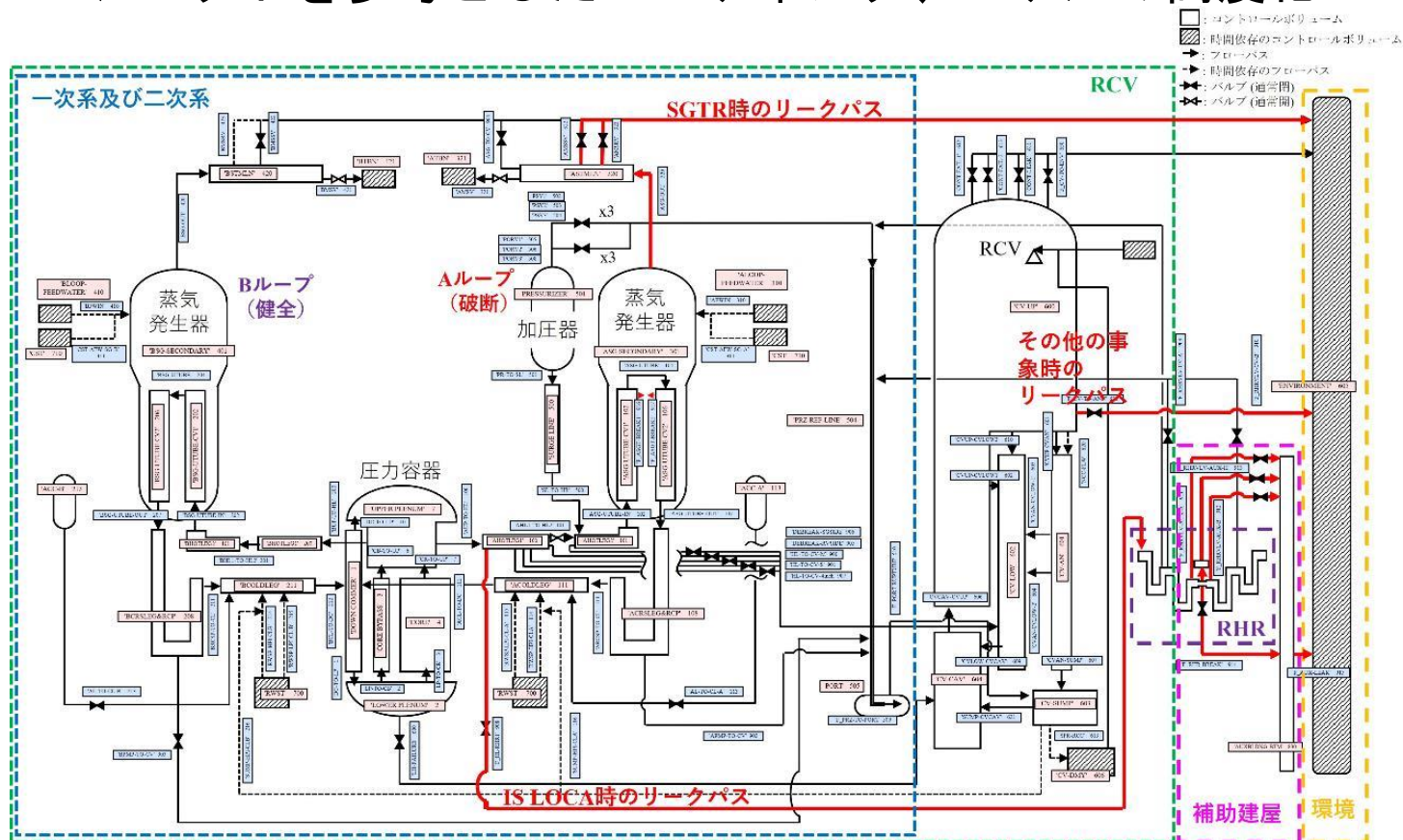
2:T. S. Ghosh, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Surry Uncertainty Analysis (UA)" U.S.NRC (2016)

3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備(2/5)

(1) 事故進展解析とソースターム評価手法の高度化

●実施内容：

- 米国NRCにおけるSOARCA(最新知見を反映した原子炉における環境影響評価)プロジェクトを参考としたノーディング、モデルの高度化



代表3ループ PWRを模擬したノーディング図

3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備(3/5)

(1) 事故進展解析とソースターム評価手法の高度化

●実施内容：

- 新規規制基準で拡充された注水設備を用いた注水マネジメント(WIM)の検討

代替格納容器スプレイ及び
代替炉心注水の同時実施に係る設備例

交流動力電源及び原子炉補機冷却系 (CCWS) が健全な場合	交流動力電源又は CCWS が喪失している場合
格納容器スプレイポンプ	大容量ポンプを用いた 2 系統の再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
格納容器内自然対流冷却	代替格納容器スプレイ
代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ
恒設代替低圧注水ポンプ	ディーゼル消火ポンプ
電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ	A 系統格納容器スプレイポンプ (自己冷却)
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬式代替低圧注水ポンプ

3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備(4/5)

(1) 事故進展解析とソースターム評価手法の高度化

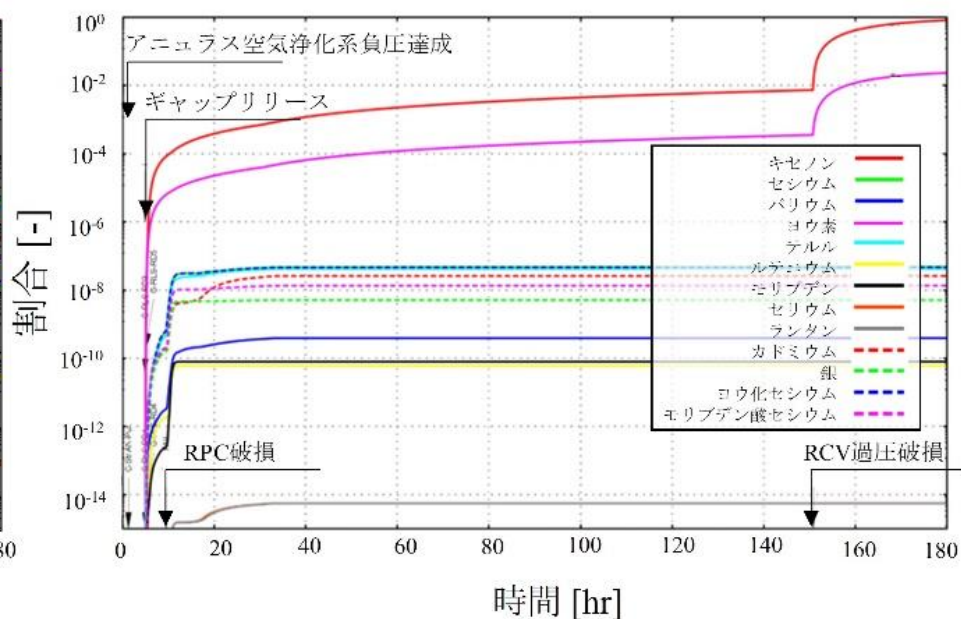
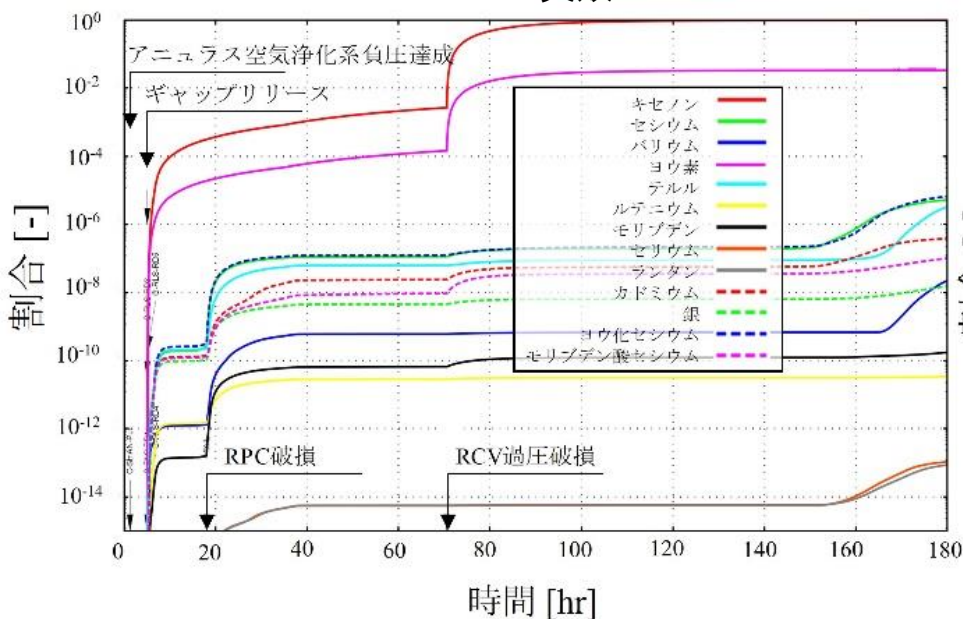
CCWS機能喪失を起因事象とするシナリオにおいて、注水マネジメントを考慮した場合におけるソースタームの解析を行った。

炉心注水：あり

炉心注水：なし

可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ
：失敗

可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ
：成功



クラスごとの環境へのFP放出割合(CCWS)

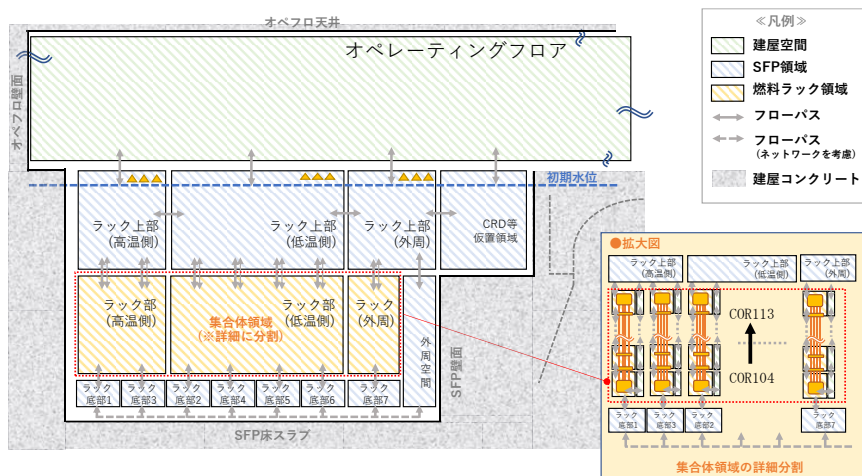
3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備(5/5)

(2) 使用済燃料プール (SFP) の事故進展解析

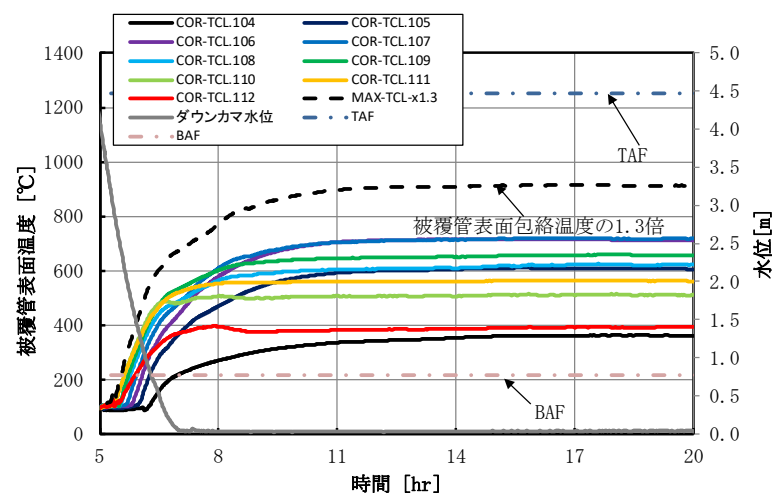
●概要：SFPの重大事故における事故進展解析の手法整備のため、OECD/NEAのSFP-PIRT³で課題とされた現象を評価するためのモデルの整備を行い、実機SFPに適応させ、主要シナリオを評価した。

●主要な成果：

- ・ 個別現象のモデル整備として、空気-蒸気混合条件下での被覆管酸化モデル、露出した燃料の輻射による熱伝達のモデル並びにスプレー冷却による燃料上部からの冷却挙動、液滴の燃料上部への到達等のモデルを整備した。
- ・ 実機体系での解析モデルを整備し、LOCAの発生位置、スプレー到達割合等の違いを考慮した解析を実施し、SFPにおける事故進展の特徴を整理した。



MELCORのSFP全体解析モデル



BWRプラントSFP大破断LOCA / 被覆管表面温度履歴

3: OECD/NEA "Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) on Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions WGFS Report" NEA/CSNI/R(2017)18, (2017).

3. 研究期間を通じた主要成果

3.1 格納容器破損防止対策評価手法の整備

3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備

3.1.2 個別現象解析コードによる評価手法の整備

3.2 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備

3.2.1 レベル2PRA手法の整備

3.2.2 レベル3PRA手法の整備

3.3 環境影響評価手法の整備

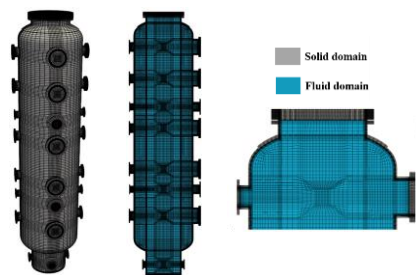
3.3.1 放射性物質の環境拡散評価手法の整備

3.3.2 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

3.1.2 個別現象解析コードによる評価手法の整備 (1/3)

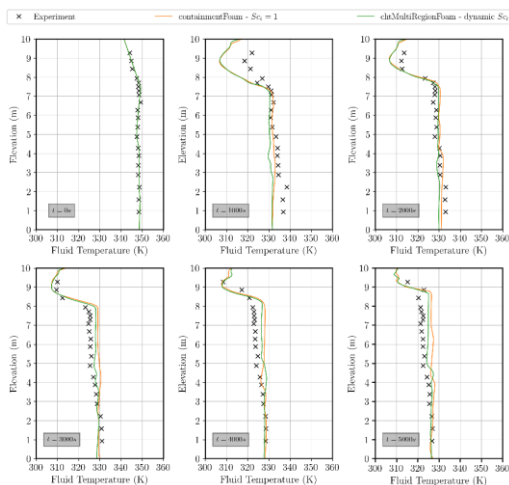
水素関連(混合)

- 概要：CIGMA実験のデータを活用し、水素混合等の格納容器熱流動に関する数値流体力学解析の高度化を進めた。
- 主要な成果：外面冷却によって発生する自然循環流による密度成層侵食挙動について、3次元CFDに浮力の効果を考慮した乱流モデルを組み込んで解析した結果、実験を良好に再現した。



CIGMAの計算格子体系

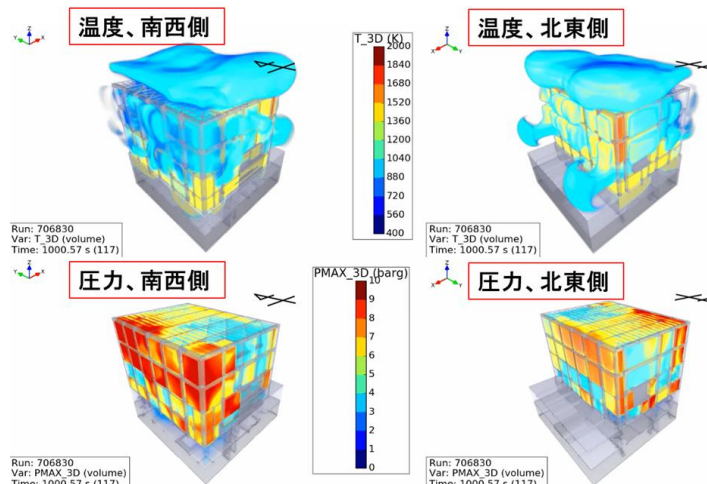
出典)国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査)事業 成果報告書」、2022



ケース2(CC-PL-34)の気体温度鉛直分布の時間変化

水素関連(燃焼)

- 概要：原子炉建屋で生じる水素爆発について、影響の評価に必要な手法を検討した。
- 主要な成果：水素濃度分布、火炎伝播等の3次元挙動を考慮した評価を実施する手法を確立した。原子炉建屋での水素爆発に関連する事象の評価を可能とした。



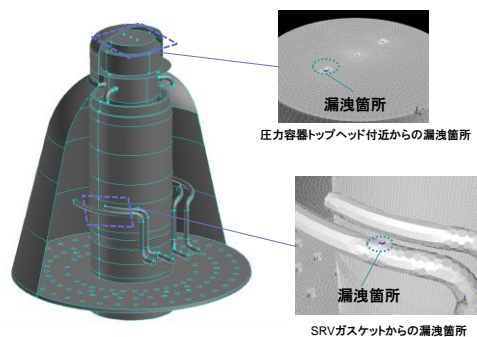
燃焼解析結果の例(4階東側の区画で着火したケース)

出典) 西村健、堀田亮年、「東京電力福島第一原子力発電所4号機における水素爆発の燃焼解析」、日本原子力学会2019 春の年会、茨城大学、3月20日～3月22日、2105(2019)

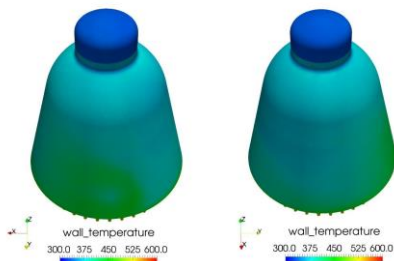
3.1.2 個別現象解析コードによる評価手法の整備 (2/3)

静的荷重

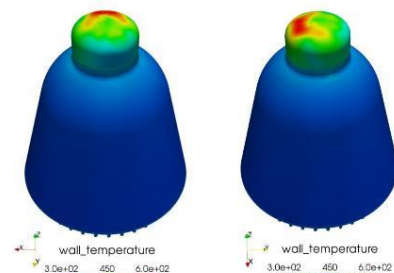
- 概要：格納容器内に温度分布が形成されるような状態を想定した局所温度環境下の負荷を詳細に評価する手法を検討した。
- 主要な成果：事故進展の結果を参考に、格納容器の局所温度上昇となる可能性のあるシナリオを選定し、3次元の格納容器の局所温度を評価した。



漏洩に関する解析モデルの概観



主蒸気配管からの漏洩

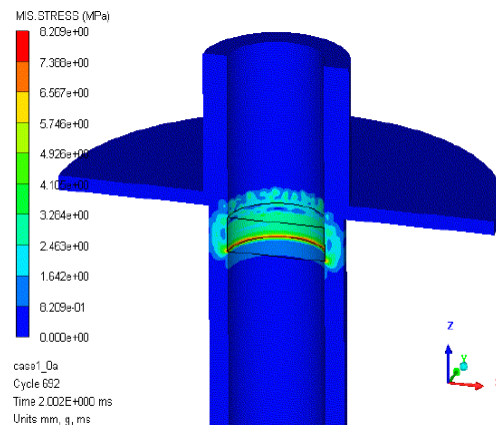


圧力容器上部ヘッド漏洩

全体解析の壁面温度の解析結果

動的荷重

- 概要：格納容器で発生する動的荷重に対する格納容器機能の維持に関する評価手法を整備する。
- 主要な成果：BWRにおける鉄筋コンクリートに対する荷重の評価手法を整備し、実機体系でのペDESTALの変異の評価手法を整理した。



(b) 2ms における応力の分布図

代表BWRペDESTAL部のペDESTAL剪断応力解析例



3.1.2 個別現象解析コードによる評価手法の整備 (3/3)

国際プロジェクトへの参加により、最新の実験手法に基づくデータ等の実験的知見及び解析手法に関する最新知見の収集を行った。

- HYMERES-2計画 (水素混合等に関する実験及び解析)
- THAI-3計画 (水素燃焼等に関する実験及び解析)
- THEMIS計画 (H_2/CO 混合雰囲気における燃焼等に関する実験及び解析)
- ROSAU計画 (溶融デブリ挙動等に関する実験及び解析)
- BIP-3計画 (有機ヨウ素挙動等に関する実験及び解析)
- STEM-2計画 (燃料からのFP放出挙動等に関する実験及び解析)
- ESTER計画 (CsI等のFP挙動等に関する実験及び解析)
- ARC-F計画 (1F事故データ分析に関する解析)
- PreADES計画 (1F事故データ分析に関する研究)

ここでは各プロジェクトの概要を取りまとめているが、これらの成果は一定の機密保持のための期間を経た後、報告書がOECD/NEAのホームページに公開される。

3. 研究期間を通じた主要成果

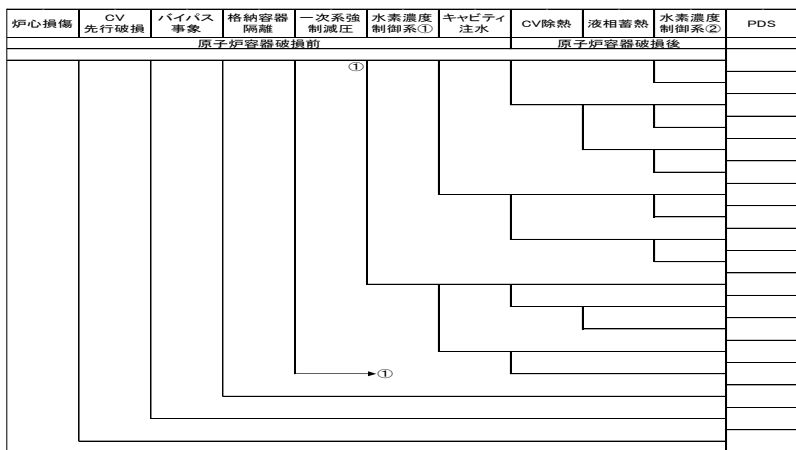
- 3.1 格納容器破損防止対策評価手法の整備
 - 3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備
 - 3.1.2 個別現象解析コードによる評価手法の整備
- 3.2 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備
 - 3.2.1 レベル2PRA手法の整備
 - 3.2.2 レベル3PRA手法の整備
- 3.3 環境影響評価手法の整備
 - 3.3.1 放射性物質の環境拡散評価手法の整備
 - 3.3.2 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

3.2.1 レベル2PRA手法の整備 (1/2)

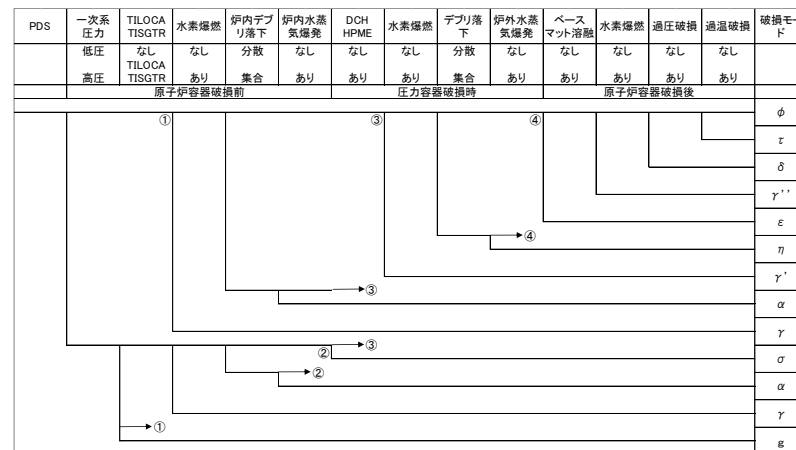
●概要：安全研究プロジェクト「規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究」での検討⁴に引き続き、レベル1PRAにより炉心損傷頻度等を評価した後のレベル2PRAの格納容器機能喪失頻度等を評価するための手法について検討した。

●実施内容：

- システム非信頼度を評価するCET (S-CET) とSA現象を評価するCET (P-CET) に分離し、レベル1PRAのカットセットを直接レベル1.5PRAに引き継ぐことが可能となった。
- レベル1PRAの終状態に対して定めていたプラント損傷状態 (PDS) を、格納容器破損防止対策を含めたS-CETの終状態に定めることで、格納容器の状態を詳細に整理し、P-CETの分岐確率を変更できる。



S-CETの例



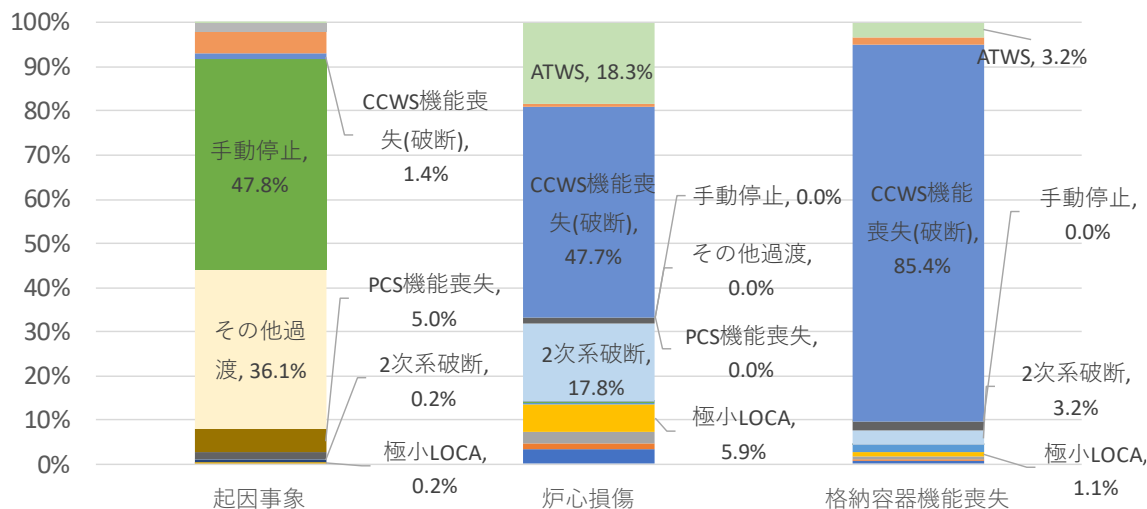
P-CETの例

4: 濱口義兼、出井千善、久保光太郎、他“安全研究成果報告 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”RREP-2022-2002, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ (2022)

3.2.1 レベル2PRA手法の整備 (2/2)

● 主要な成果：

- レベル1PRAのイベントツリー及びS-CETを評価することによって、起因事象から格納容器破損防止対策までに対応する機器の組合せのみによる事故シナリオのミニマルカットセット (MCS) が生成できるようになった。
- 一貫解析では炉心損傷、格納容器機能喪失に対するMCSがそれぞれ生成されるため、炉心損傷、格納容器機能喪失それぞれの重要度が同じモデルで評価可能となった。
- レベル3PRAのためのインターフェイスとして、格納容器破損防止対策を踏まえたプラント損傷状態、格納容器破損モード等の組み合わせを考慮した放出カテゴリの設定を行った。



起因事象ごとの炉心損傷及び格納容器破損喪失に至るまでの寄与割合

重要度評価の例

基事象の内容	炉心損傷		格納容器機能喪失	
	FV	RAW	FV	RAW
大破断 LOCA 起因事象	0.08	(4081.2)	0.08	(3702.7)
CCWS 起因事象	0.46	(125.5)	0.52	(141.6)
CWI 電動ポンプ 起動失敗	0.06	123.8	0.07	113.6
格納容器スプレイ系継続(液相蓄熱) 診断失敗	0.05	1.0	0.11	1.1

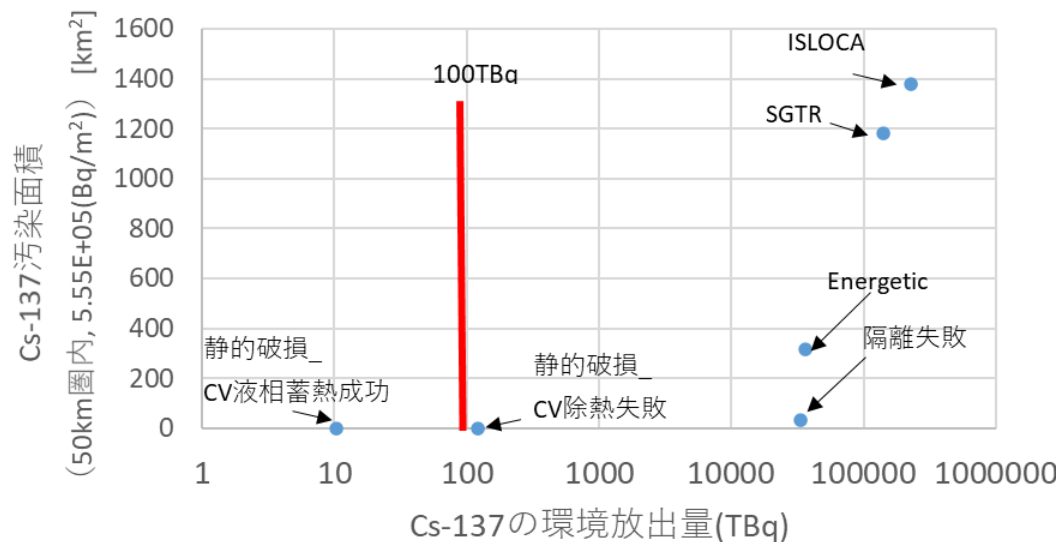
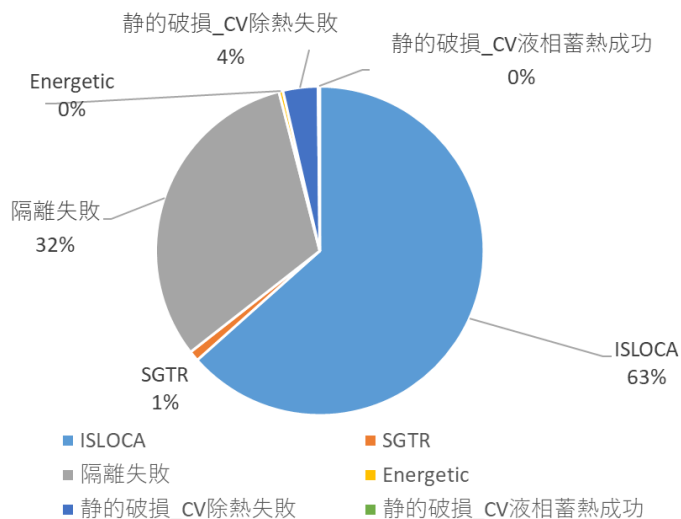
3.2.2 レベル3PRA手法の整備

●概要：原子力施設のサイト外への潜在的影響評価を行う手段としてのレベル3PRAによるリスク評価を実施するため、解析モデルの整備及び解析パラメータの整備を行った。

●主要な成果：

- レベル2PRAの結果を用いて、がん死亡リスクに対して寄与の大きい放出カテゴリを評価した。最もリスクの大きいものは早期大量放出のカテゴリであった。
- Cs-137による汚染面積をリスク指標として採用し、評価を行うための手法を整備した。

30km以内のがん死亡（防護あり）



平均個人がん死亡リスクに対する事故シーケンスの寄与割合

Cs-137の放出量と地表面濃度の相関

3. 研究期間を通じた主要成果

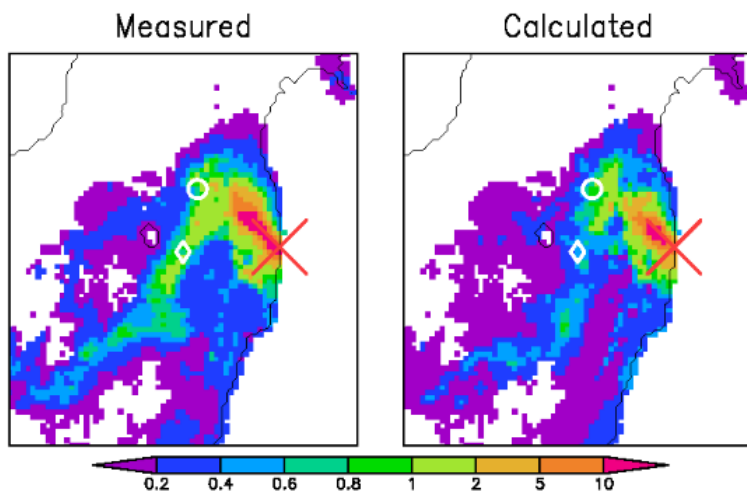
- 3.1 格納容器破損防止対策評価手法の整備
 - 3.1.1 総合現象解析コードによる評価手法の整備
 - 3.1.2 個別現象解析コードによる評価手法の整備
- 3.2 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備
 - 3.2.1 レベル2PRA手法の整備
 - 3.2.2 レベル3PRA手法の整備
- 3.3 環境影響評価手法の整備**
 - 3.3.1 放射性物質の環境拡散評価手法の整備**
 - 3.3.2 遮蔽解析に係る技術的知見の整備**

3.3.1 放射性物質の環境拡散評価手法の整備

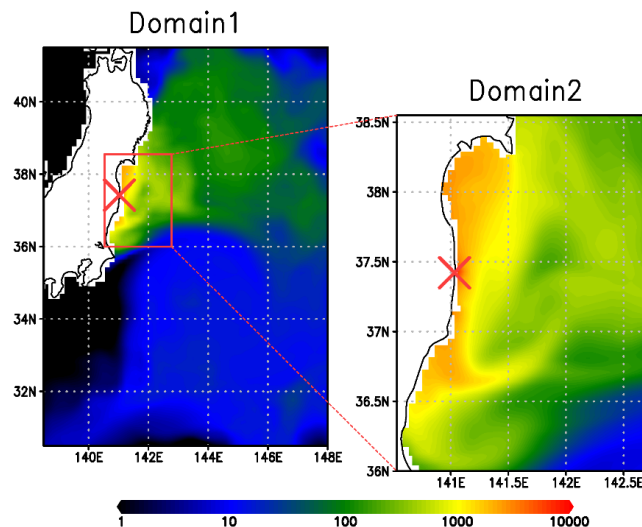
●概要：環境中放射能測定データを活用することによるソースターム評価の精度向上のために、地形影響等を考慮した大気拡散モデル、海洋拡散モデル及び陸上動態モデルを統合した詳細な環境拡散評価手法を検討した。

●主要な成果：

- 最新知見を盛り込んだオープンソースのシミュレーションモデルを用いて、三次元気象場／海洋場とそれによるトレーサの拡散を同時に計算する手法を整備した。
- 1F事故により放出されたCs-137の拡散シミュレーションを行い、海水中濃度の観測値との比較から概ね良い結果が得られた。



出典) T. Niisoe, An iterative application of the Green's function approach to estimate the time variation in ¹³⁷Cs release to the atmosphere from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Atmospheric Environment, Vol. 254, 118380, 2021



直接放出由来Cs-137の最上層における月平均海水中濃度

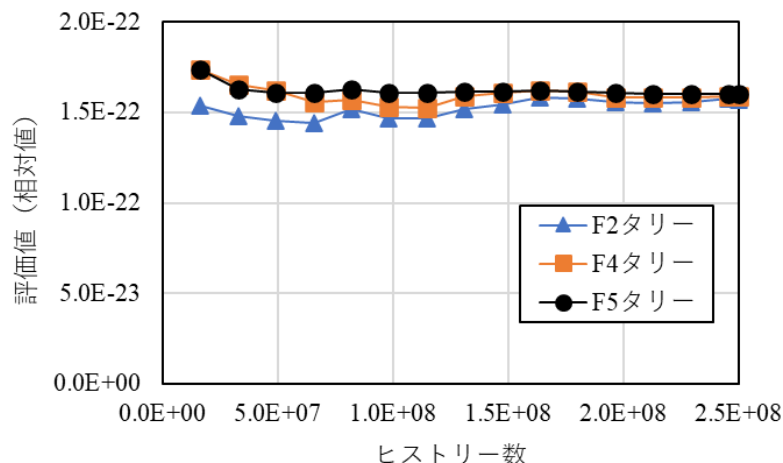
空間線量率の分布の観測値(左)と計算値(右)との比較

3.3.2 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

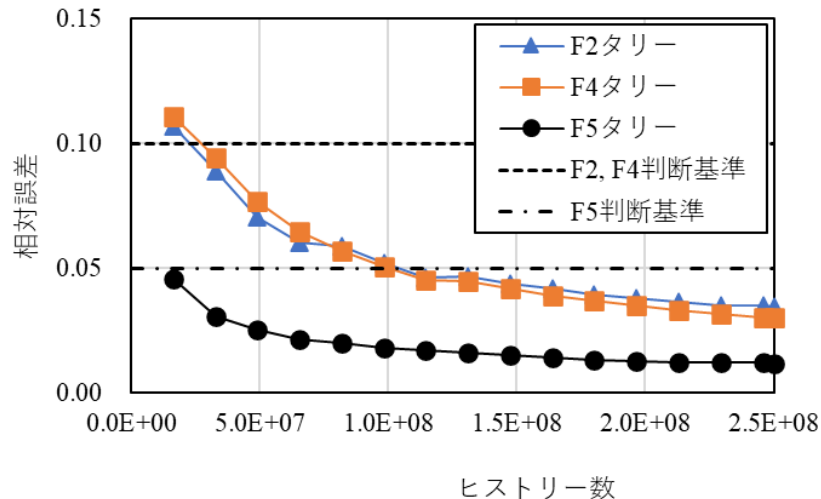
●概要：点減衰核法、Sn法及びモンテカルロ法を用いて原子力発電所を対象とした遮蔽解析を行い、直接線及びスカイシャイン線に対する建屋等による遮蔽評価の妥当性確認に資する技術的知見をとりまとめた。

●主要な成果：

- モンテカルロ法については、ヒストリー数（追跡粒子数）の増加に伴う評価値及び統計指標の推移、並びに異なるエスティメータによる評価値の一致を確認することが、解析結果の妥当性を判断するために有効であることを確認した。
- 点減衰核法については、異なるガンマ線入射条件、有限厚さの遮蔽体、多重層遮蔽体に対する解析を行い、通常使用されるビルドアップ係数が持つ保守性の程度を確認した。



MCNPによる敷地境界線量計算におけるヒストリー数に伴う線量評価値の推移



MCNPによる敷地境界線量計算におけるヒストリー数に伴う線量評価値の統計誤差の推移

4. まとめ(1/4)

●格納容器破損防止対策評価手法の整備

(1) 総合現象解析コードによる評価手法の整備

- 格納容器機能喪失に伴い環境に放出されるソースタームを評価するため、国内の代表3ループPWRを対象とした事故進展解析を実施した。
この結果、静的破損となる、LBLOCAやCCWS等を起因事象とするシナリオは、注水マネジメント(WIM)によってCs-137放出量に最大2~3桁の差があることがわかった。
- SFPの重大事故時に想定される特有の現象として、OECD/NEA/CSNIのSFP-PIRTで示された課題に対するモデル整備を実施し、実機SFPを想定した事故進展解析手法を整備した。



4. まとめ(2/4)

●格納容器破損防止対策評価手法の整備

(2) 個別現象解析コードによる評価手法の整備

- 水素燃焼について、JAEAへの委託によりCIGMAによる外面冷却時の密度成層侵食挙動の実験についてCFDを用いた詳細解析を実施し、CFDの水素混合現象への適用性を確認した。
水素燃焼解析手法は、種々の解析コードによる三次元燃焼解析手法を検討し、実機での水素濃度の分布や局所的な構造影響、火炎の加速の影響等を考慮した評価を実施する手法を確立した。
- 溶融炉心-コンクリート相互作用については、MCCIを扱うMELCORのパッケージにデブリ拡がり速度の反映させる手法の整備及びMCCI時のパラメータ調査を行った。
- 動的負荷に対する評価手法については、沸騰水型軽水炉において、荷重に対するペDESTALでの動的応答評価手法を整備し、コンクリート構成則を考慮しコンクリート構造の健全性を把握した。
静的負荷に対する評価手法については、格納容器雰囲気及び構造の温度分布を考慮した負荷評価を手法を整備し、格納容器トップヘッドフランジのリフトアップ及び設計漏洩を考慮した場合の評価を行い、格納容器バウンダリの健全性を確認した。
- OECD/NEA/CSNIが主催する実験等の国際共同研究プロジェクトに参加し、実験データ等成果の取得を進めた。



4. まとめ(3/4)

●確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備

(1) レベル2確率論的リスク評価手法

レベル1PRAに関する安全研究成果に基づき、レベル1PRA/レベル2PRAの一貫解析で使用する緩和系の信頼度と物理化学現象を分離したCETを検討し、格納容器イベントツリーの定量化の手法を整備した。結果としてレベル1PRAのインプットである起因事象から格納容器機能喪失までのシナリオの分析を一貫して行うための手法が整備できた。この手法を用いて代表的な3ループPWRの内の事象PRAの一貫解析を行った。評価結果としては、レベル1PRAで寄与の大きなCCWS機能喪失が格納容器機能喪失頻度においても大きな寄与となることが明らかとなった。

(2) レベル3確率論的リスク評価手法

レベル2PRAの放出カテゴリの分類を用いて、レベル3PRAを実施し、IS-LOCA、SGTR、隔離失敗等のバイパスシナリオのがん死亡リスクへの寄与が非常に大きいことを確認した。レベル2PRAの結果として寄与割合が大きかったCCWS機能喪失等は、バイパスシナリオに比べがん死亡リスクに対する寄与が非常に小さい結果となった。

4. まとめ(4/4)

●環境影響評価手法の整備

(1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備

環境中に放出された放射性物質の拡散評価を目的として、大気拡散モデル及び海洋拡散モデルの統合的評価手法の検討を行った。1F事故により放出された Cs-137 の拡散シミュレーションを行った。その結果、海水中濃度の観測値との比較から概ね良い結果が得られることが確認できた。

(2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

モンテカルロ法計算コードMCNPを用いて、分散低減法で用いられるパラメータの感度解析を行った。モンテカルロ計算においては、単に評価値の統計誤差のみにより結果の妥当性を判断するよりも、ヒストリー数(追跡粒子数)の増加に伴う評価値及び統計指標の推移、並びに異なるエスティメータによる評価値の一致を確認することが、解析結果の妥当性を判断するために有効であることが確認できた。

5. 成果の活用について(1/2)

5.1 プロジェクト期間内(1/2)

実用炉審査分野への活用としては、

- 中央制御室や緊対所の居住性評価の審査において、成果の一部を活用した。
- 安全性向上の継続的な改善に向けた取組みの議論の際、得られた知見に基づき実用発電用原子炉設置事業者に対する事実確認が実施された。

実用炉検査分野への活用としては、

- 原子力規制検査で実施する安全重要度評価プロセスにおける、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」のうち、附属書1「出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド」、附属書7「バリア健全性に関する重要度評価ガイド」の取りまとめにおいて、PRAの評価手法検討で蓄積した知見を反映した。
- 重要度評価プロセスにおける「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」において、レベル1.5PRA評価に関する事業者PRAの確認に関する事項の執筆のために活用された。
- 本プロジェクトの担当職員が技術サポートとして伊方3号機のレベル1.5PRAモデル確認作業の技術サポートに参加し、これらの知見を活用した。

5. 成果の活用について(2/2)

5.1 プロジェクト期間内(2/2)

1F事故対策分野への活用としては、多核種除去設備等処理水の処分に係る実施計画に関する審査において、海洋放出に係る放射線影響評価に関する審査に成果の一部を活用した。

また、TEPCOによる海洋拡散シミュレーション結果の確認について成果の一部を活用し、IAEAに報告した

5.2 今後の見通し

本プロジェクトで得られた結果は、審査分野、検査分野への活用での今後の規制活動において、必要に応じて成果を活用する。

6. 成果の公表等(1/3)

●原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(1) NRA技術報告

なし

(2) 論文(査読付)

- ① T. Niiso, An iterative application of the Green's function approach to estimate the time variation in ¹³⁷Cs release to the atmosphere from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Atmospheric Environment, Vol. 254, 118380, 2021.

(3) 国際会議のプロシーディング(査読付)

- ① KOJO Retsu, HOTTA Akitoshi, "Analytical Approach to Measurement of Local and Bulk Temperatures under High Temperature Accident Sequences of BWRs", SAMMI-2020-1040, OECD/NEA Specialist Workshop on Advanced Measurement Method and Instrumentation for enhancing Severe Accident Management in an NPP addressing Emergency, Stabilization and Long-term Recovery Phase, December 7-10, 2020
- ② A. Bentaib, A. Bleyer, E. Studer, S. Kudiriakov, T. Nishimura, K. Motegi, K. S. Dolganov, "OECD/NEA-ARC-F project: Unit1 and Unit3 hydrogen explosion analysis Lessons learned and perspectives", 20th International Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20), 2023

(4) 表彰・受賞

- ① 西村健「東京電力福島第一原子力発電所4号機における水素爆発の感度解析」日本原子力学会2019年春の年会、第53回日本原子力学会熱流動部会優秀講演賞

6. 成果の公表等(2/3)

●委託先による公表

(1)論文(査読付)

- ① A. Hamdani, S. Abe, M. Ishigaki, Y. Sibamoto, T. Yonomoto, Unsteady Natural Convection in a Cylindrical Containment Vessel (CIGMA) With External Wall Cooling: Numerical CFD Simulation, *Energies*, 13 (2020) 3652.
- ② S. Abe, E. Studer, M. Ishigaki, Y. Sibamoto, T. Yonomoto, Density Stratification Breakup by a Vertical Jet: Experimental and Numerical Investigation on the Effect of Dynamic Change of Turbulent Schmidt Number, *Nucl. Eng. Des.*, 368 (2022) 110785.
- ③ M. Ishigaki, S. Abe, A. Hamdani, Y. Hirose, Numerical analysis of natural convection behavior in density stratification induced by external cooling of a containment vessel, *Ann. Nucl. Energy*, 168 (2022) 108867.
- ④ A. Hamdani, S. Abe, M. Ishigaki, Y. Sibamoto, T. Yonomoto, CFD analysis on stratification dissolution and breakup of the air-helium gas mixture by natural convection in a large-scale enclosed vessel, *Prog. Nucl. Energy*, 153 (2022) 104415.
- ⑤ S. Abe, Y. Sibamoto, Large-eddy simulation on gas mixing induced by the high-buoyancy flow in the CIGMA facility, *Nucl. Eng. Technol.*, on submitting.
- ⑥ Y. Hirose, S. Abe, M. Ishigaki, Y. Sibamoto, Evaluation of the rectifying effect of a grating-type structure on a jet flow using immersed boundary methods, *Nucl. Eng. Des.*, on submitting.

6. 成果の公表等(3/3)

●委託先による公表

(2)国際会議のプロシーディング(査読付)

- ① A. Hamdani, S. Abe, M. Ishigaki, Y. Sibamoto, T. Yonomoto, CFD Analysis of the CIGMA Experiments on the Heated Jet Injection into Containment Vessel with External Surface Cooling, Proc. of 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Paper No. 724-28130, 2019.
- ② Y. Hirose, M. Ishigaki, S. Abe, Y. Sibamoto, Application of immersed boundary method for jet flow in grating type structure, Proc. of Advances in Thermal Hydraulics (ATH'20), 32837, 2020.
- ③ A. Hamdani, S. Soma, S. Abe, Y. Sibamoto, CFD Analysis of Thermal Radiation Effects on Large Containment CIGMA Vessel with Weighted Sum of Gray Gases (WSGG) Model, Proc. of Int. Symp. on Zero-Carbon Energy System (IZES), Tokyo, Jan. 10-12, A13-5, (2023).

7. 成果目標に対する達成状況(1/2)

● 格納容器破損防止対策評価手法の整備

(1) 総合現象解析コードによる評価手法の整備

- 格納容器機能喪失に伴い環境に放出されるソースタームを評価するために MELCORにより国内PWRを対象とした事故進展解析を計画どおり実施した。
- SFPの重大事故時に想定される特有の現象のモデルに着目した検討等を進め、実機プラントでの評価を行った。以上から目標を計画どおり達成した。

(2) 個別現象解析コードによる評価手法の整備

- 水素燃焼、溶融炉心-コンクリート相互作用の重畳現象及び静的・動的負荷に対する評価手法について、数値流体力学による詳細評価手法の整備を進め、目標を計画どおり達成した。
- 水素混合評価手法の整備として、JAEAへの委託により重大事故時格納容器熱流動実験に関する実験解析を実施し、計画どおり実験解析の知見を取得した。
- OECD/NEA/CSNIが主催する実験等の国際共同研究プロジェクトに計画どおり参加した。

7. 成果目標に対する達成状況(2/2)

●確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備

(1) レベル2確率論的リスク評価手法

- レベル1PRAに関する安全研究成果に基づき、レベル1PRAとレベル2PRAの一貫解析で使用する格納容器イベントツリーの検討を行い、モデルプラントでの評価手法を計画どおり整備した。

(2) レベル3確率論的リスク評価手法

- レベル3PRAにおけるリスク指標として、Cs-137の地表面濃度及び実効線量を用いることの妥当性について検討した。
- 一貫解析の実施として、レベル2PRAの結果を反映したレベル3PRAを計画どおり達成した。

●環境影響評価手法の整備

(1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備

- 大気拡散モデル及び海洋拡散モデル並びに陸域動態モデルから成る統合的評価手法を整備した。
- 陸域動態モデルについてはJAEAに委託して実施した。これにより、計画どおりの成果が得られた。

(2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

- 原子炉建屋、放射性雲等からの直接線及びスカイシャイン線に対する建屋等による遮蔽評価の確認に資する技術的知見をとりまとめ、目標を計画どおり達成した。