

安全研究成果報告（案）

説明資料

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

事後評価 説明資料

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

1. 背景

- 原子力規制検査では、日常検査において機器を選定する際に確率論的リスク評価(PRA)から得られるリスク情報も用いることになっている。また、検査において発見された指摘事項については、リスク情報を用いて重要度を定めることになっている。
- 新規制基準では重大事故対策の規制が一つの柱となっており、重大事故対策の有効性を評価する際の事故シーケンスグループの選定のためにPRAが活用されている。
- 安全性向上評価において、事業者はPRAを実施し、この結果を届出・公表し、原子力規制委員会は事業者が行ったPRA手法及びそれらの技術的根拠を確認することとしている。



原子力規制検査等、PRAを規制に活用する活動が増えてきており、事業者等が作成するPRAモデルの不確かさ(あいまいさ)の低減や地震、津波等の対象範囲の拡張が求められている。

2. 目的

➤ 規制活動において活用するリスク情報の精度向上、充実及び拡張のため、また規制活動にリスク情報を活用する方策を検討するため、以下を実施した。

- PRAの持つ不確かさの低減(PRAの最新知見の反映)
- 外部事象PRA開発の基盤整備
- PRAの活用方策

(原子力規制検査へのPRAの活用方策の検討)

➤ 平成29年度から令和3年度の5年間、研究活動を実施した。

3. 研究概要 (1/4)

➤ PRAの持つ不確かさの低減(PRAの最新知見の反映)

① ダイナミックPRA

熱水力解析とPRAを連携させて炉心損傷頻度等を算出するダイナミック・イベントツリー手法を採用した計算コードを開発した。

② 人間信頼性解析の高度化

人間信頼性解析手法を比較及び分析し、PRAに係る安全研究で用いる人間信頼性解析手法を決定した。

③ レベル1,2PRA一貫解析手法の整備

これまでは、レベル1PRAモデルとレベル2PRAモデルは各々独立に作成され、レベル1PRAで得られる機器動作の成否の情報等、多くの情報が欠落してレベル2PRAの入力となっていた。

このため、レベル1PRAとレベル2PRAのインターフェイスを検討し、SAPHIREコードを用いたレベル1,2PRA一貫解析の方法を確立した。

3. 研究概要 (2/4)

➤ 外部事象PRA開発の基盤整備

④ 内部火災PRAの手法整備

これまでは、火災の影響を簡易的に高温層及び低温層に分けて解析してきた。

このため、火災の影響解析については、国際プロジェクトの火災伝播挙動の実験結果を分析し、より詳細な火災伝播解析モデルを作成した。また、内部火災レベル1PRAモデルを作成した。

⑤ 内部溢水PRAの手法整備

配管破損に伴う影響をより現実的に解析するため、高温蒸気による機器への影響を解析できる計算モデルを作成するとともに、内部溢水レベル1PRAモデルを作成した。

3. 研究概要 (3/4)

➤ 外部事象PRA開発の基盤整備(つづき)

⑥ 地震PRAの手法整備

地震による複数の蒸気発生器伝熱管破損のPRAモデルの高度化を実施した。

⑦ 津波PRAの手法整備

これまでは、津波高さをベースに簡易的に津波の影響を評価してきた。このため、津波挙動解析ツールを作成して、浸水した津波の建屋内挙動を把握し、その結果を用いて津波レベル1PRAモデルを作成した。

⑧ 多数基立地サイトを対象とした地震PRAの整備

これまでは、2基が隣接するサイトを想定して、多数基立地サイトを対象とした地震PRAを検討してきた。しかし、複数の基数が立地するサイトもあることから、基数を拡張した地震PRAの手法を検討した。また、2基が隣接するサイトを想定して、屋外作業の環境悪化を考慮できるPRAモデルを作成した。

3. 研究概要 (4/4)

➤ PRAの活用(原子力規制検査へのリスク情報の活用方策の検討)

⑨ SDP評価手法の検討及びリスク指標ツールの整備

個別プラントのリスク情報を整理したハンドブックを検討した。

⑩ 原子力規制検査で活用する事業者PRAモデルの適切性
確認フローと確認項目

事業者が作成したPRAモデルの適切性確認フローと確認項目を作成した。

⑪ 溢水防護及び火災防護の検査指摘事項の重要度評価の方法

溢水防護及び火災防護を対象にした検査指摘事項の重要度評価の方法を検討した。

4. 研究期間を通じた主要成果 (1/11)

① ダイナミックPRA (1/2)

- 従来のPRA手法では、あらかじめ想定した事故シナリオに基づきイベントツリーを作成し、イベントツリーの分岐確率をフォールトツリーで解析することで、事故シナリオの発生頻度を計算している。
- 従来のPRA手法では、原子炉の挙動及び作業環境の変化が及ぼす機器への影響や運転員操作の成否への影響を十分に考慮できていない。
- 原子炉の挙動及び作業環境の変化をPRAに組み込むため、欧米諸国で開発の進むダイナミックPRAのうち、熱水力解析とPRAを連携させて計算を実施するダイナミック・イベントツリー手法を検討した。

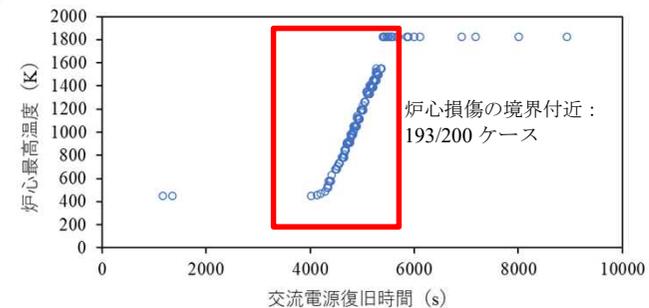
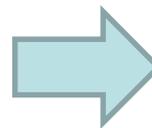
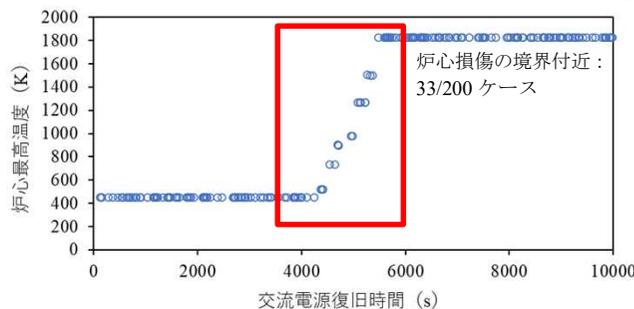
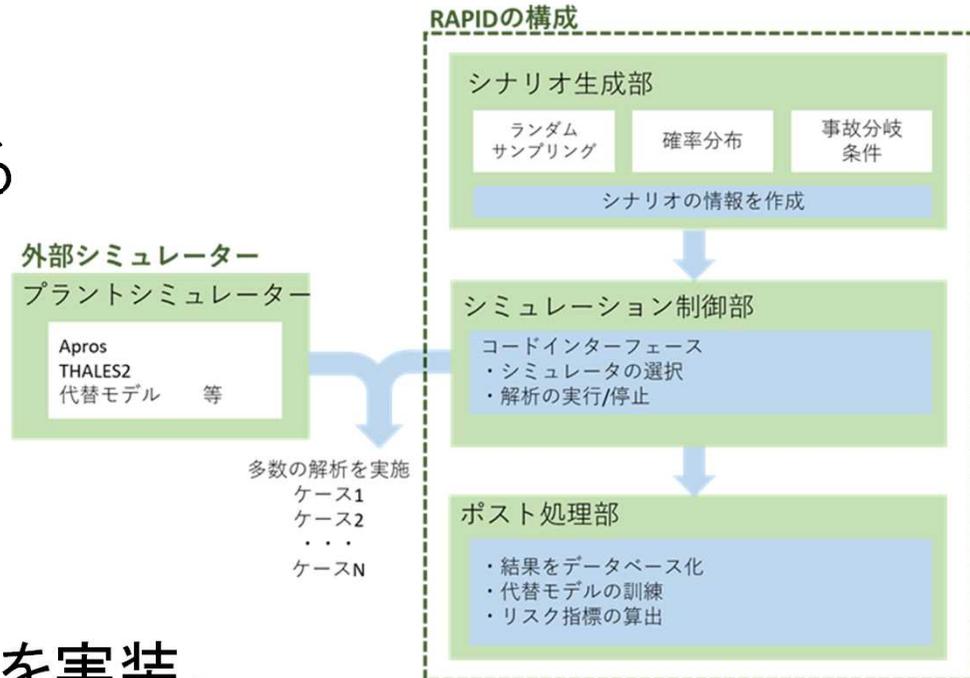
4. 研究期間を通じた主要成果 (2/11)

① ダイナミックPRA (2/2)

➤ JAEAへの委託研究として、**ダイナミックPRAコードRAPIDを開発した。**

➤ ランダムサンプリングによるシナリオ作成機能を実装。

➤ 計算コストの削減のため機械学習アルゴリズムを用いた代替評価モデル及び適合サンプリング機能を実装。



THALESを使用した解析

代替評価モデルを使用した解析

4. 研究期間を通じた主要成果 (3/11)

② 人間信頼性解析 (1/2)

➤ これまでの人間信頼性解析手法では、重大事故等対処設備の操作や、外部事象時(地震、津波等)の運転員の対応に係る人的過誤確率を十分に算出できていなかった。

➤ EPRIが開発したEPRI手法、米国NRCが開発しているIDHEAS

手法及びカリフォルニア大学が開発しているPHOENIX手法を用いて人的過誤確率の試解析を実施し、これまでの研究で実施してきたTHERP手法と比較した。

試解析で対象にした事象	使用した手法	環境要因の考慮方法	人的過誤確率
内部事象	THERP	/	3.2×10^{-2}
	EPRI手法 (HCR/ORE 使用) (CBDTM使用)		0.37
	IDHEAS		8.8×10^{-3}
	PHOENIX		7.3×10^{-3}
地震	THERP	PSF	$9.2 \times 10^{-3} *$
	EPRI手法 (CBDTM 使用)	PSF	1.2×10^{-1}
		分岐の追加	1.3×10^{-1}
		ヘディングの追加	1.5×10^{-2}
	IDHEAS	PSF	1.5×10^{-2}
		分岐の追加	7.3×10^{-2}
		ヘディングの追加	7.1×10^{-2}
PHOENIX	PIF	7.1×10^{-2}	
			$4.1 \times 10^{-2} *$

4. 研究期間を通じた主要成果 (4/11)

② 人間信頼性解析 (2/2)

- 比較した4つの手法のうち、以下の特徴がある**PHOENIX手法**を選定した。
 - イベントツリー及びフォールトツリーを用いて運転員が操作を失敗するロジックを組み立て、運転員が操作を失敗する要素の組合せ(ミニマルカットセット)を抽出することが可能。
 - 複数の運転員操作の前後関係をベイジアン・ビリーフ・ネットワークによりモデル化することが可能。
- 今後は、PRAにPHOENIX手法を組み込むとともに、原子力規制検査におけるリスク評価での活用方法を検討していく。

4. 研究期間を通じた主要成果 (5/11)

③ 内部溢水PRA (1/3)

- これまでは、配管口径等の情報を基に配管破断により冷却材等が一定量漏えいし続けることを想定して解析を実施していたため、保守的な評価を実施してきた。
- 内部溢水による水や蒸気の伝播を把握するため、フィンランドFortum社及びVTTが開発する熱水力解析コードAprosを用いて解析を実施。
- 1次系及び2次系の挙動、系統に保有する水量等を考慮してより現実的な解析が可能になった。
- 内部溢水による炉心損傷の頻度を算出し、リスクの高い内部溢水のシナリオを特定することができた。



4. 研究期間を通じた主要成果 (6/11)

③ 内部溢水PRA (2/3)

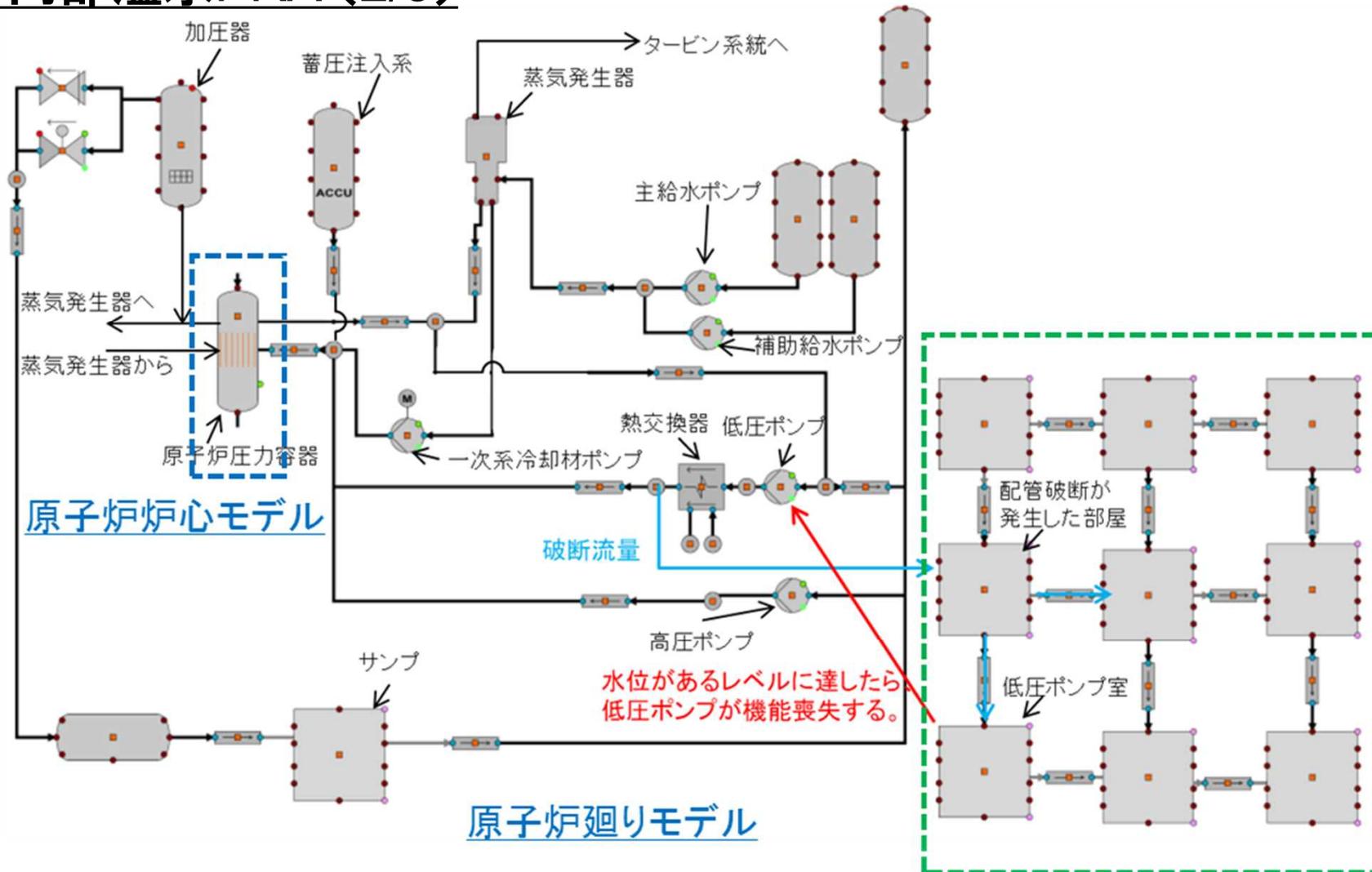


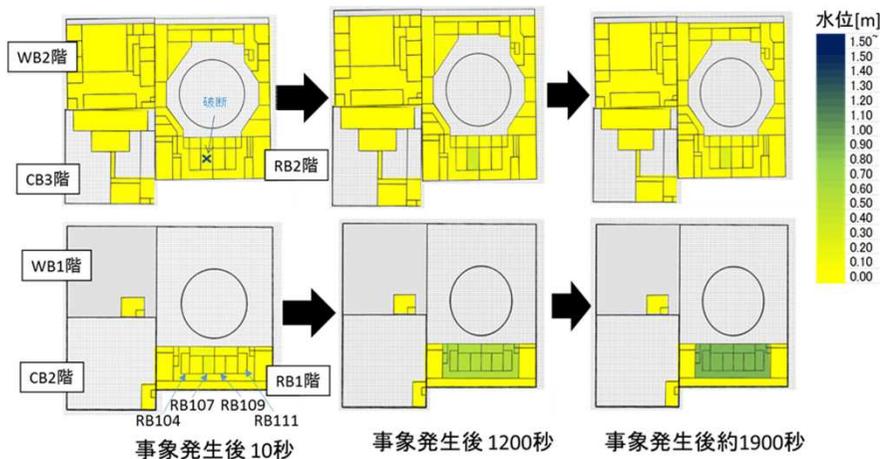
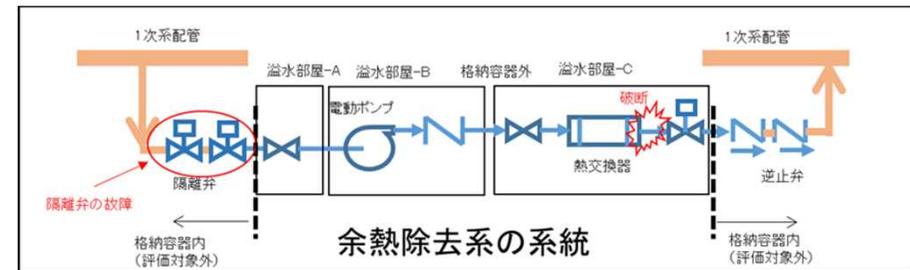
図. 溢水解析モデル

建屋モデル

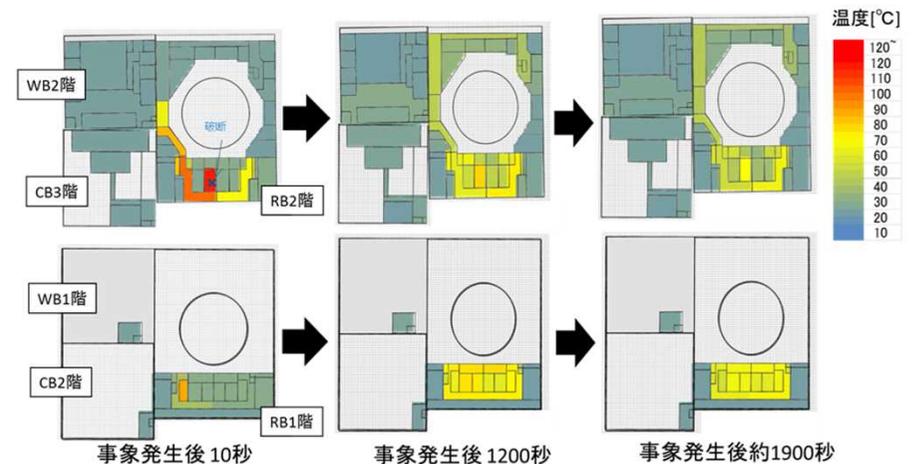
4. 研究期間を通じた主要成果 (7/11)

③ 内部溢水PRA (3/3)

- 蒸気及び水の伝播による建屋内の水位変化や温度変化を確認することができ、機器の機能喪失や運転員のアクセシビリティを特定することができるようになったことから、内部溢水PRAの精度を向上できた。



水位の変化

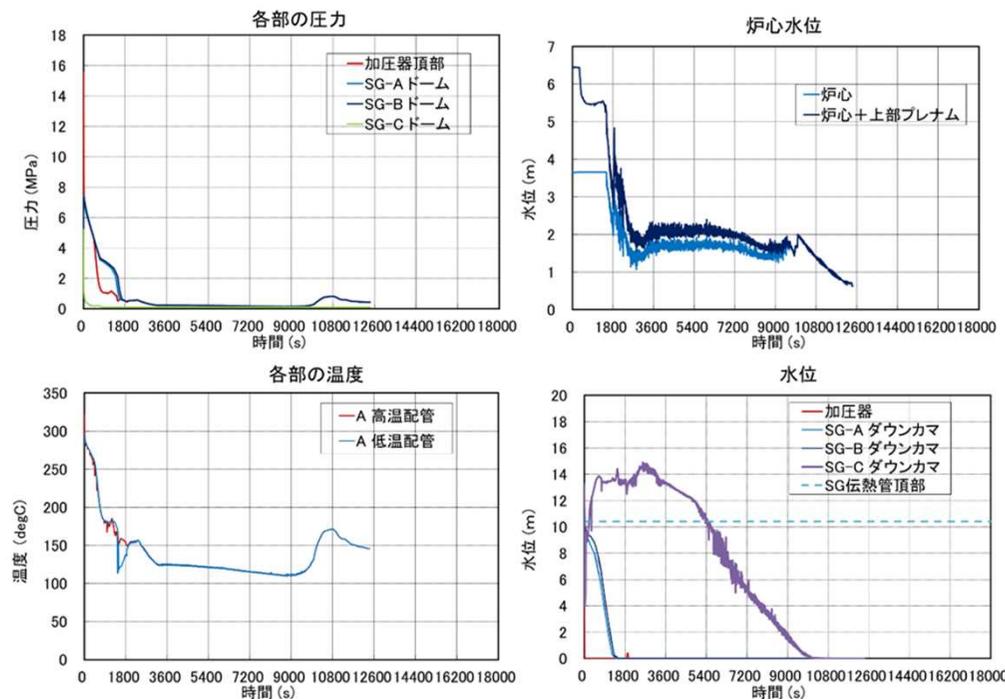


温度の変化

4. 研究期間を通じた主要成果 (8/11)

④ 地震PRA (1/2)

- 蒸気発生器伝熱管の複数本の破断は、発生すると炉心損傷を防止する手段がなく炉心損傷に至ってしまうとしてきた。
- より現実的に評価できるように、蒸気発生器伝熱管の損傷確率を見直し、熱水力解析コードRELAP5を用いて事故進展解析を実施した。

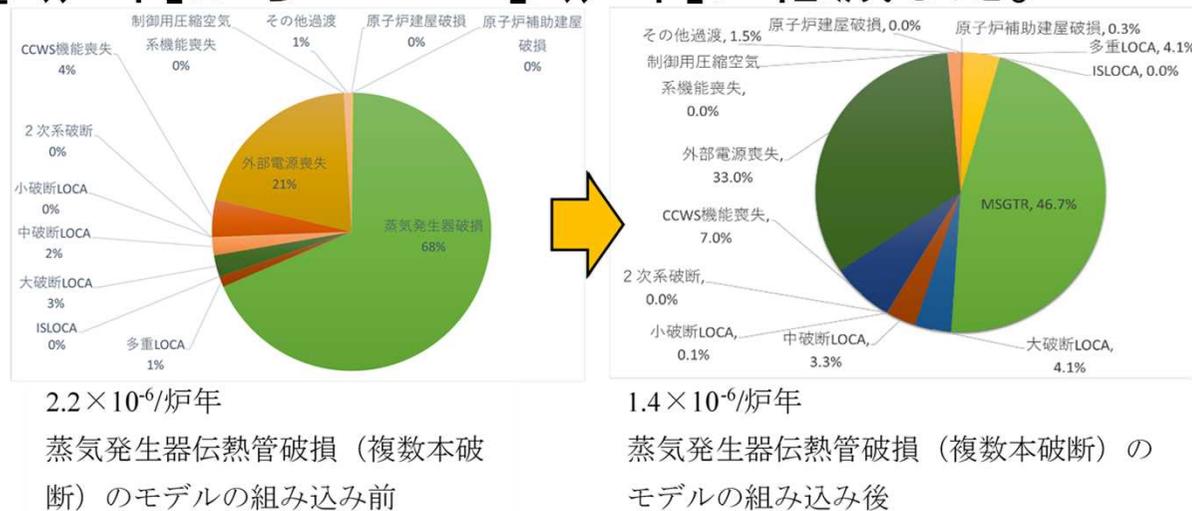


2次系配管の破断があった場合の圧力、温度、水位の変化

4. 研究期間を通じた主要成果 (9/11)

④ 地震PRA (2/2)

- 高圧注入系を用いたフィードアンドブリードや余熱除去系へ接続することで、炉心損傷を回避できる可能性があることが分かった。
- 蒸気発生器伝熱管破損の評価を見直したことにより、**炉心損傷直結となっていた事故シナリオが低減し、炉心損傷頻度も 2×10^{-6} [/炉年] から 1×10^{-6} [/炉年] に低減した。**



全炉心損傷頻度に対する起因事象ごとの寄与割合の比較

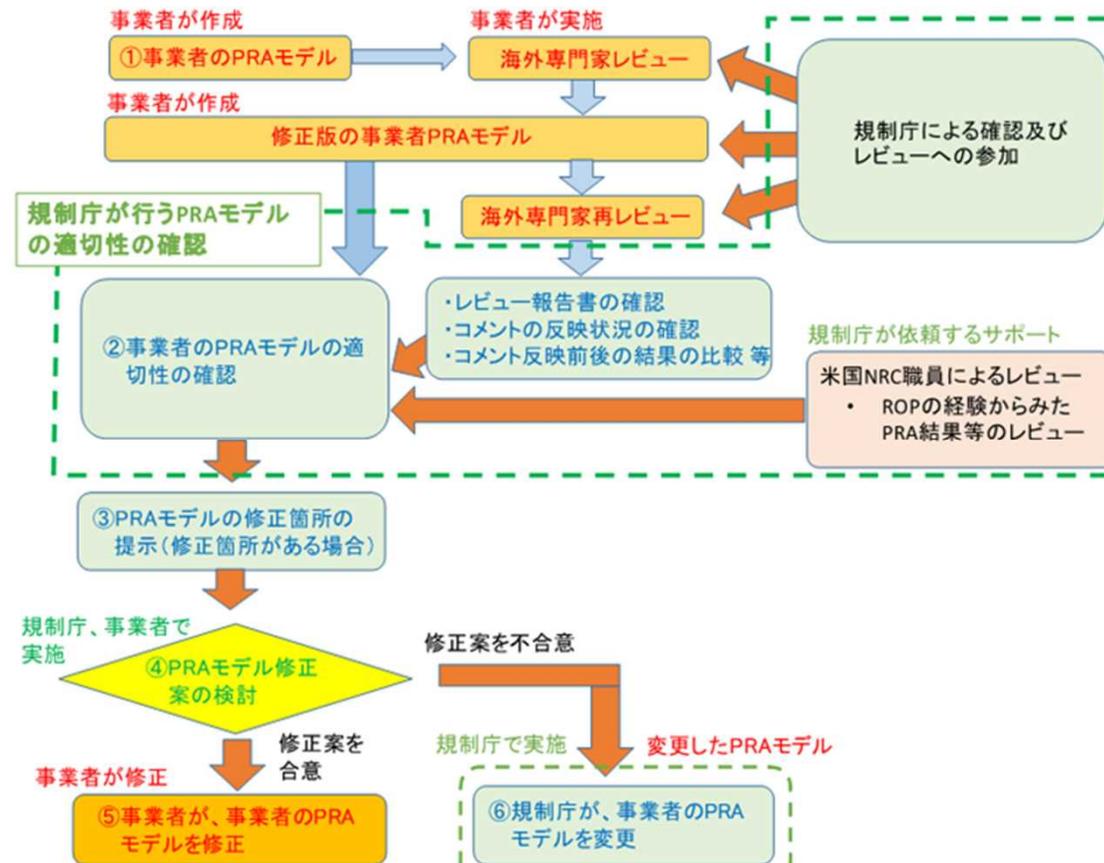
4. 研究期間を通じた主要成果 (10/11)

⑤ 原子力規制検査で活用する事業者PRAモデルの適切性確認 フローと確認項目 (1/2)

- 原子力規制検査においては、事業者が作成するPRAモデルを活用して、リスク情報を取得することになっている。
- これまでに実施したレベル1PRAに係る安全研究成果を用いて、事業者のPRAモデルの整備状況や感度解析等によるPRA結果の特徴等を分析・把握し、リスク上重要な機器が適切にモデル化されているかについて確認することとしている。
- 事業者PRAモデルを活用するにあたっては、PRAモデルの適切性の確認が必要であることから、適切性を確認するフロー案を作成し、確認する際に用いる確認項目を整理した。

4. 研究期間を通じた主要成果 (11/11)

⑤ 原子力規制検査で活用する事業者PRAモデルの適切性確認 フローと確認項目 (2/2)



5. まとめ

- PRAの不確かさを低減させるため、ダイナミックPRAコードを開発し、研究で用いる人間信頼性解析手法を選定できた。
- 内部火災PRA、内部溢水PRA、地震PRA、津波PRA、強風PRA及び火山PRAの外部事象PRA手法開発の基盤を整備することができた。
- これまでのPRAに係る研究の成果を原子力規制検査へ活用する方策を検討し、検査ガイド等へ反映された。

6. 成果の活用について (1/2)

6.1 プロジェクト期間内

研究の成果は、以下の会合におけるPRAの議論に活用された。

- ・ 実用発電用原子炉の安全性向上評価の継続的な改善に係る会合
- ・ 検査制度の見直しに関する検討チーム
- ・ 検査制度の見直しに関するワーキンググループ
- ・ 検査制度に関する意見交換会合

以下の策定に成果が用いられた。

- ・ 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
- ・ 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

6. 成果の活用について (2/2)

6.1 プロジェクト期間内(続き)

原子力規制検査において使用する事業者PRAモデルの適切性の確認、検査指摘事項の重要度評価及び日常検査における機器の選定等の規制活動に本研究の成果が用いられている。

6.2 今後の見通し

原子力規制検査においては、主に内部事象PRAの研究成果が反映されたが、今後は、外部事象PRAの研究成果が反映される予定である。

7. 成果の公表等

- 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表
 - 国際会議のプロシーディング(査読付): 1件
 - 日本原子力学会 発表: 5件

- 委託先等による公表
 - 国際会議のプロシーディング(査読付): 2件
 - 日本原子力学会 発表: 3件

8. 成果目標に対する達成状況 (1/2)

- A) PRAの最新知見の反映については、ダイナミックPRAの手法及び解析コードを開発することができた。また、人間信頼性解析を研究していくには、PHOENIX手法が適していることを確認した。
- B) 内部火災PRA及び内部溢水PRAの整備については、火災進展解析や溢水伝播解析を実施し、より現実的な内部火災PRAモデル及び内部溢水PRAモデルを作成することができた。
- C) 地震・津波等に係るPRAの整備については、地震PRAモデル、津波PRAモデル、強風PRAモデル及び火山PRAモデルを作成することができた。また、地震時津波PRAについては評価手順を検討し、地震時津波に対するCDF算出の見通しを得ることができた。

8. 成果目標に対する達成状況 (2/2)

D) 原子力規制検査へのリスク情報の活用方策の検討については、原子力規制検査で必要となる「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」及び「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」の策定に必要な知見を整理することができた。

以上のことから、いずれも当初の目標を達成した。

9. 今後の展開 (1/3)

以下の課題については、令和4年度開始の新規安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究(令和4年度～令和8年度)」において解決していく。

➤ ダイナミックPRA

CDFを算出するには多くの熱水力計算が必要となり、解析者の負荷が大きい。ダイナミックPRAを規制活動に活用するためには計算数の軽減等、解析者の負荷を軽減する必要がある。

➤ 人間信頼性解析

全事故シーケンスを対象に全ての運転員の操作失敗確率の計算ができていないため、CDFを算出するために失敗確率を計算する必要がある。

9. 今後の展開 (2/3)

➤ 内部火災、内部溢水、地震、津波等の外部事象

不確かさが大きい項目として、発生する頻度とその規模(ハザード)、機器が外部事象により損傷する確率(機器フラジリティ)、損傷する機器と外部事象のインパクトの関係性(機器の損傷の相関関係)等あり、これらの知見が不足している。

PRAを用いた炉心損傷頻度や機器重要度の算出には不確かなが多いため、PRAに含まれる不確かさを低減させる必要がある。

9. 今後の展開 (3/3)

➤ 原子力規制検査

原子力規制検査では、ランダム故障の原因(機器の補修失敗、部品の劣化等)により動かなくなった機器や動かなくなりそうな機器は発見できるが、外部事象によるインパクトで機器が故障することを低減させる効果は、各防護設備に限定されてしまう。このため、外部事象に対するPRAから得られるリスク情報と原子力規制検査で活用すべきリスク情報には、ミスマッチが起き得る。

原子力規制検査において活用できる機器重要度の検討をする必要がある。