

安全研究に係る事後評価結果

令和 5 年 6 月 2 1 日
原子力規制委員会

1. 評価の対象

原子力規制庁長官官房技術基盤グループで実施している安全研究プロジェクトのうち、事後評価の対象となるプロジェクトは次に示す 3 件である。

事後評価対象プロジェクト

No.	プロジェクト名	実施期間 (年度)
I	軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発	H29 - R4 (2017 - 2022)
II	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	H29 - R4 (2017 - 2022)
III	原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究	R1 - R4 (2019 - 2022)

2. 事後評価結果

上記 3 件の安全研究プロジェクトについて原子力規制庁が実施した事後評価（別添）は妥当である。

安全研究に係る事後評価結果

令和5年6月21日
原子力規制庁

1 評価対象プロジェクト

今回の事後評価の対象は、令和4年度に終了した以下の安全研究プロジェクト3件である。

- I. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発
- II. 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
- III. 原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究

2 評価の方法

事後評価は、安全研究プロジェクトの実施期間に行った活動内容・成果をとりまとめた「安全研究成果報告」¹に基づき、①成果目標の達成状況、②成果の公表等の状況、③研究の進め方に関する技術的適切性、④研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性、⑤成果の規制への活用の状況・見通しの各評価項目について評価を行い、その結果を基に総合評価を実施した。

なお、評価においては、研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性の評価に客観性を加味する観点から、技術評価検討会を開催し、外部の専門家の意見を聴取した。

3 評価結果

評価結果の全体概要を表1に示す。各評価項目についての評価は以下のとおりである。

3.1 項目別評価

(1) 「①成果目標の達成状況」について

「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」では、重大事故時における格納容器機能の維持に大きな影響を及ぼす物理化学現象を対象に解析コードの開発を行い、プラントスケールでの評価を行う際の不確実さの低減に係る知見を取得した。

また、「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」では、原子力規制検査で使用するPRAモデル確認等に係る知見に加え、原子力規制検査において重要度評価を行う上で必要な知見を取得することができた。

さらに、「原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究」では、事故時プラント挙動に影響を及ぼす重要な物理現象の評価モデルの高度化を行うとともに

¹ 令和4年度（2022年度）に終了した安全研究プロジェクトの成果報告書として原子力規制委員会のホームページに掲載済（https://www.nra.go.jp/activity/anzen/seika/anzen_houkoku.html）。

に、原子炉システム解析コード（AMAGI）の検証等を通じて熱流動解析に係る技術的知見を拡充し、事業者が実施する最適評価の技術的妥当性の確認に資する研究成果が得られた。

これらの3件の安全研究プロジェクトはいずれも、当初設定した目標を達成することができたことから、「A」評価とした。

(2) 「②成果の公表等の状況」について

「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」については、13件（うち委託先は4件）の査読付論文と7件（うち委託先は5件）の査読付の国際会議のプロシーディングとして数多くの成果の公表があったことから、「S」評価とした。

また、「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」の成果は、6件（うち委託先は5件）の査読付論文と5件（うち委託先は3件）の査読付の国際会議のプロシーディングとして公表があり、「A」評価とした。

さらに、「原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究」については、9件（うち委託先は6件）の査読付論文と5件（うち委託先は2件）の査読付の国際会議のプロシーディングとして成果の公表があり、本プロジェクトにおける解析コードの開発が上記査読付論文に基づき高く評価され、原子力規制庁の職員が原子力学会賞（技術賞）を受賞した。そのため、学術的価値が対外的に認められる査読付論文を公表したと判断し、「S」評価とした。

なお、上記の成果の公表は、全てプロジェクト実施期間内に行われた。

(3) 「③研究の進め方に関する技術的適切性」について

3件の安全研究プロジェクトはいずれも、外部専門家による評価を踏まえ、技術的適切性をもって研究が実施されたと判断し、「A」評価とした。

(4) 「④研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性」について

3件の安全研究プロジェクトはいずれも、適切な実施体制を構築して研究を進め、論文投稿等を計画的に行い、国内外の専門家の意見を取り入れつつ研究を行ったことから、適切なマネジメントのもとに研究が行われたと判断した。

また、いずれも、法令等を遵守して適切な業務管理のもとで研究が行われたことから、本項目を「A」評価とした。

(5) 「⑤成果の規制への活用の状況・見通し」について

「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」の成果は、ガイドの作成や改定に反映された。さらに、今後の審査における活用が見込まれていることを踏まえ、規制活動に貢献する成果が得られたとして、「A」評価とした。

「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」及び「原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究」の成果

は、今後の審査等における活用が見込まれているものの、実施期間内での成果の規制への活用がなかったことから、規制活動への貢献は限定的であるとして、「B」評価とした。

3.2 総合評価

3件の安全研究プロジェクトはいずれも、当初計画どおりの成果が得られたと評価でき、研究成果の公表を積極的に進めたことに加え、研究マネジメント及び業務管理も適切に行われたことから、上記項目別評価の評語を基礎とし、「A」評価とした。

4 評価結果の今後の活用

3件の安全研究プロジェクトはいずれも、適切に実施され、当初計画どおりの成果が得られたことを確認できた。技術評価検討会における外部専門家の意見については、今後、研究計画の反映等に活用していく。また、3件の安全研究プロジェクトの成果の公表実績及び成果の規制活動における活用実績については、次年度以降に行う追跡評価のなかで確認していく。

なお、「原子カプランの熱流動最適評価に関する安全研究」で蓄積した実験データ及び作成した解析コード AMAGI について、広く利用されフィードバックが得られるよう、公開することを求める外部専門家の意見を踏まえ、公開方法等について検討していく。

表1 安全研究に係る事後評価結果の全体概要

評価項目		I. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発	II. 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	III. 原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究
項目別評価※1	① 成果目標の達成状況	A(3)	A(3)	A(3)
	② 成果の公表等の状況	S(4)	A(3)	S(4)
	③ 研究の進め方に関する技術的適切性	A(3)	A(3)	A(3)
	④ 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性	A(3)	A(3)	A(3)
	⑤ 成果の規制への活用の状況・見通し	B(2)	A(3)	B(2)
総合評価※2	項目別評価結果の総合点	15	15	15
	項目別評価結果の平均点	3.0	3.0	3.0
	評価結果(全体評語)	A	A	A

※1 項目別評価に示す括弧内の数字は、SABCによる項目別評価結果を数字に換算（Sを4点、Aを3点、Bを2点、Cを1点）したものを示す。

※2 総合評価の評価結果は、項目別評価結果の平均点が3.3点以上をS、3.0点以上～3.3点未満をA、2.0点以上～3.0点未満をB、2.0点未満をCとする。ただし、②又は⑤で最下位の評語（C）がある場合は、S又はAのときはBへ、BのときはCへそれぞれ下げる。

技術評価検討会 名簿

シビアアクシデント技術評価検討会

(五十音順)

外部専門家

糸井 達哉 国立大学法人東京大学 大学院工学系研究科 准教授

牟田 仁 学校法人五島育英会東京都市大学
大学院総合理工学研究科 准教授

守田 幸路 国立大学法人九州大学
大学院工学研究院エネルギー量子工学部門 教授

専門技術者

倉本 孝弘 株式会社原子力エンジニアリング
解析サービス本部 本部長代理

高橋 浩道 三菱重工業株式会社 原子力セグメント 炉心・安全技術部
リスク評価担当部長

田原 美香 東芝エネルギーシステムズ株式会社 磯子エンジニアリングセンター
原子力安全システム設計部
安全システム技術第二グループ フェロー

プラント安全技術評価検討会

(五十音順)

外部専門家

北田 孝典 大阪大学大学院工学研究科 環境エネルギー工学専攻 教授

五福 明夫 岡山県立大学 理事（兼 副学長（教育・学術研究担当））

山路 哲史 早稲田大学理工学術院先進理工学研究科 教授

専門技術者

新井 健司 東芝エネルギーシステムズ株式会社 磯子エンジニアリングセンター
原子力安全システム設計部 担当部長

梅澤 成光 MHI NS エンジニアリング株式会社
原子炉制御安全技術部 テクニカル・エキスパート

溝上 伸也 東京電力ホールディングス株式会社 福島第一廃炉推進カンパニー
福島第一原子力発電所燃料デブリ取り出しプログラム部 部長

安全研究のプロジェクトごとの事後評価結果

令和 5 年 5 月 3 0 日
原 子 力 規 制 庁

I. 軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発 (H29～R4 (2017～2022))

1. 研究プロジェクトの目的

- 重大事故時の格納容器機能維持に影響を及ぼす物理化学現象を解析コードで予測する場合には、大きな不確実さを伴う領域が存在する。このため、本研究プロジェクトでは、不確実さが大きな物理化学現象を対象に新たな解析コードを開発するとともに、実験で得られる知見をプラントスケールの評価に適用する際に生じる不確実さを低減させることを目的とする。

2. 研究概要

- 不確実さが大きな以下の四つの物理化学現象を対象として、幾何形状模擬性、局所・非平衡性等のモデル高度化を行った新たな解析コードを開発した。開発した解析コードを用いて、既往実験データを用いた解析評価を行い、解析コードの不確実さの低減を図る。
 - 溶融燃料－冷却材相互作用
 - 溶融炉心－コンクリート相互作用
 - キャビティ注水時のデブリ冷却性
 - 放射性物質生成・移行・除去

3. 研究成果

- 溶融燃料－冷却材相互作用解析コードの開発
3次元溶融ジェット分裂挙動解析コード（JBREAK）を開発し、これまで取り扱うことができず大きな不確実さ要因であった高温溶融物の集積挙動等に関するモデルを開発することで既往の実験結果を再現し、不確実さ低減を達成した。国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）において、円筒座標系二次元溶融燃料－冷却材相互作用解析コード（JASMINE）を改良し、これまで再現できなかった既往の実験を再現し、不確実さ低減を達成した。
- 溶融炉心－コンクリート相互作用解析コードの開発
これまで取り扱うことができず大きな不確実さの要因であった三次元非対称コンクリート浸食挙動を評価するための解析コード（CORCAAB）を開発し、既往の実験との比較により三次元非対称コンクリート浸食挙動が評価可能となり、不確実さ低減を達成した。

- キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発
決定論的アプローチに基づくデブリ冷却性解析コードの開発においては、大きな不確かさの要因であった実機条件における集積、溶融物拡がり及び再溶融といったデブリベッド形成及び冷却挙動を扱うデブリベッド形成及び冷却解析コード（THERMOS）を開発し代表的な BWR3 Mark-I の解析を行い、不確かさが低減されていることを確認した。また、確率論的アプローチによるデブリ冷却性解析コードの開発において、JAEA への委託研究により、JASMINE に格納容器内デブリ冷却成功確率の評価に必要な集積及び溶融物拡がりモデルを組み込むことで実機 BWR のデブリの冷却性評価を実施し、不確かさが低減されていることを確認した。
- 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発
化学挙動を考慮したソースターム評価コードの開発においては、JAEA への委託研究により、詳細な化学反応速度及び化学平衡組成モデルを開発し、不確かさの要因であった放射性物質の化学形態を考慮することでソースターム評価を可能とし、不確かさの低減を達成した。また、エアロゾルスクラビング除去モデルの開発では、国立大学法人筑波大学への委託研究により、三次元エアロゾル移行挙動解析コードを開発し、これまで考慮されてこなかった不確かさの大きなエアロゾル移行挙動の詳細な評価を可能とし、不確かさ低減を達成した。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 本研究における上記解析コードの開発は、民間で実施するには困難なため貴重であると評価を受けた。今後、福島第一原子力発電所の溶融炉心挙動評価への活用を通じて、重大事故の緩和対策の有効性評価に資する知見を得ることが期待されるとの評価を受けた。
- 当該解析コードの開発は、国内外の既往の研究、評価手法等に関する最新の知見を踏まえており、過去に行われた研究との重複もなく、国際協力プロジェクトで得られた実験的知見等を積極的に活用した研究開発が進められたものと評価された。
- 開発した解析コードによる評価結果の妥当性について、少なくとも要求される機能等を満足する結果が得られることを示すべきとの意見があったため、検証した結果を安全研究成果報告書に記載した。
- 詳細は別表 1 参照。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況： A

- 重大事故時の格納容器機能維持への脅威となる物理化学現象（「溶融燃料－冷却材相互作用」、「溶融炉心－コンクリート相互作用」、「キャビティ注水時のデブリ冷却性」及び「放射性物質生成・移行・除去」）について、解析コードによる予測に大きな不確かさを伴う領域を対象にコード開発を行い、プラントスケールの評

価に適用する際の不確実さの低減に係る知見を取得したことから、設定した目標を達成した。

② 成果の公表等の状況： S

- 原子力規制庁から、査読付論文 9 件、査読付国際会議プロシーディング 2 件を公表した。
- 原子力規制庁の職員が原子力学会熱流動部会奨励賞及び同部会の優秀講演賞を受賞した。
- 委託先から、査読付論文 4 件、査読付国際会議プロシーディング 5 件を公表した。

③ 研究の進め方に関する技術的適切性： A

- 国際的に評価の高い学術雑誌への掲載や国内外の専門家との議論を通して、研究の進め方、成果の妥当性を確認している。また、各種国際協力プロジェクトに参加することで関連する最新知見を収集し研究を進めており、技術評価検討会の外部専門家の意見も踏まえ、技術的適切性を有していると判断した。

④ 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性： A

- 委託研究等の相手も含め適切な実施体制を構築して研究を進めた。また、論文掲載等を計画的に行い、国内外の専門家の意見を取り入れつつ研究を行ったことから、研究マネジメントは適切であると評価した。
- 予算執行、進捗管理及び検収を含めた契約業務を、法令等を遵守して実施しており、適切に業務管理が行われていたと判断した。

⑤ 成果の規制への活用の状況・見通し： B

本研究により、重大事故時に格納容器内で生じる物理化学現象に関する技術的知見が蓄積された。本技術的知見は今後の審査において、事業者の申請内容の技術的論点抽出や論点对応整理の際に参照するなど、審査の有効性向上等に活用される見込みがある。(実用炉審査部門)

(2) 総合評価

● 評価結果： A

評価コメント：計画どおりの成果が得られたと評価できる。また、研究マネジメント及び業務管理も適切に行われた。

6. 評価結果の今後の活用

- 本研究プロジェクトで開発した 3 次元非定常のデブリベッド形成に関する解析コード THERMOS については、令和 5 年度から開始した安全研究プロジェクト「重大事故進展による放射性物質放リスクの緩和策に関する研究(仮)」において、総合重大事故解析コード等による事故進展解析結果を境界条件として、THERMOS

を用いた溶融炉心挙動評価を実施する予定である。特に、ペDESTALに冷却水がない条件及びある条件でのデブリ挙動について評価を行うことによって、溶融デブリの冷却促進のためのペDESTALへの事前注水等の重大事故緩和対策の有効性評価に資する知見を得ることが期待される。

(主な成果の公表)

(1) 原子力規制庁の職員による公表

● 論文 (査読付)

- ① A. Hotta, M. Akiba, Y. Doi, A. Morita, “Development of debris bed cooling evaluation code, DPCOOL, based on heating porous media submerged in two-phase pool”, J. Nucl. Sci. Technol. 56(1), pp. 55–69, 2019.
- ② 秋葉美幸、堀田亮年、阿部豊、孫昊旻、“粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究”、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 19、No. 1、pp. 1–15、令和2年
- ③ 堀田亮年、森田彰伸、梶本光廣、丸山結、”JASMINE Version 3による溶融燃料—冷却材相互作用 SERENA2 実験解析”、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 16、No. 3、pp. 139–162、平成29年
- ④ A Hotta, H Hadachi, W Kikuchi, M Shimizu, “Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS–MSPREAD Part-2: Special models and validations based on dry spreading experiments using molten oxide mixtures and prototype corium”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 387, 111598, 2022.
- ⑤ A Hotta, H Hadachi, W Kikuchi, M Shimizu, “Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS–MSPREAD Part-1: Spreading models, numerical solution methods and verifications”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 386, 111523, 2022.
- ⑥ A. Morita, A. Hotta, N. Yamazaki, “Algorithms of three-dimensional concrete ablation front tracking (CAFT) and crust growth”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 158, 108297, 2021.
- ⑦ A. Hotta, M. Akiba, A. Morita, A. Konovalenko, W. Villanueva, S. Bechta, A. Komlev, S. Thakre, S. Hoseyni, P. Sköld, T. Matsumoto, T. Sugiyama, M. Buck, “Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena in High Temperature Debris Bed”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 57(4), 2020.
- ⑧ S. M. Hoseyni, A. Konovalenko, S. Thakre, W. Villanueva, A. Komlev, S. Bechta, P. Sköld, M. Akiba, A. Hotta, “Metallic melt infiltration in preheated debris bed and the effect of solidification”, Nuclear

Engineering and Design, Vol. 379, 111229, 2021.

- ⑨ W. Villanueva, S. M. Hoseyni, S. Bechta, A. Hotta, “Experimental investigation of melt infiltration and solidification in a pre-heated particle bed” Physics of Fluids Vol. 34, 123326, 2022.

- 国際会議のプロシーディング（査読付）

- ① W. Kikuchi, A. Hotta, “Extension of molten jet breakup evaluation code JBREAK by improving droplet agglomeration model and validation based on DEFOR-A test,” Extended Abstract of OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor and containment cooling systems – long term management and reliability (RCCS2021), ON-LINE, RCCS 2021 1230, 18th – 20st, Oct., 2021.
- ② A. Hotta, W. Kikuchi, “Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability,” Extended Abstract of OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor and containment cooling systems – long term management and reliability (RCCS2021), ON-LINE, RCCS 2021 1240, 18th – 20st, Oct., 2021.

- 表彰・受賞

- ① 森田彰伸「多次元溶融炉心 - コンクリート相互作用解析手法の開発」日本原子力学会 2019 年秋の大会、第 32 回日本原子力学会熱流動部会奨励賞
- ② 菊池航「JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発」日本原子力学会 2021 年秋の大会、第 35 回日本原子力学会熱流動部会優秀講演賞

(2) 委託先による公表

- 論文（査読付）

- ① T. Matsumoto, R. Kawabe, Y. Iwasawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, “Improvement of JASMINE code for Ex-Vessel Molten Core Coolability in BWR,” Annals of Nuclear Energy, Vol. 178, 109348, 2022.
- ② H. Shiotsu et al., “Numerical analysis for FP speciation in VERDON-2 experiment: Chemical re-vaporization of iodine in air ingress condition,” Annals of Nuclear Energy, Vol. 163, 108587, 2021.
- ③ Y. Abe, K. Fujiwara, S. Saito, T. Yuasa and A. Kaneko, “Bubble dynamics with aerosol during pool scrubbing,” Nuclear Engineering and Design, Vol. 337, pp. 96–107, 2018.
- ④ K. Fujiwara, K. Yoshida, A. Kaneko, Y. Abe, “Experimental and numerical investigations of aerosol transportation phenomena from single bubbles,” International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 195, 123160, 2022.

● 国際会議のプロシーディング（査読付）

- ① T. Matsumoto, Y. Iwasawa, K. Ajima, T. Sugiyama, “The Analyses for Ex-Vessel Debris Coolability of BWR,” Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2020 (ASRAM2020), Online Virtual Conference ASRAM2020-1025, 30, Nov. – 2, Dec. 18, 2020.
- ② T. Matsumoto, Y. Iwasawa, T. Sugiyama, “Development of Evaluation Framework for Ex-Vessel Core Coolability,” Extended Abstract of OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor and containment cooling systems – long term management and reliability (RCCS2021), ON-LINE, RCCS 2021 1260, 18th – 20st, Oct., 2021.
- ③ H. Shiotsu et al., “Analysis of transport behaviors of cesium and iodine in VERDON-2 experiment for chemical model validation,” Proceedings of 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), 2018.
- ④ J. Ishikawa et al., “Evaluation of chemical speciation of iodine and cesium considering fission product chemistry in reactor coolant system,” Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2018 (ASRAM 2018), 2018.
- ⑤ J. Ishikawa, et al., “Source term analysis considering B4C/Steel interaction and oxidation during severe accidents,” Proceedings of 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-25) (CD-ROM), 7 Pages, 2017.

別表 1

軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発に対する外部専門家の評価意見及び専門技術者の御意見並びにその回答

(外部専門家から頂いた評価意見及びその回答)

No.	評価項目	評価意見	回答
系井 達哉 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	適切と考えられる	拝承いたしました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	適切と考えられる	拝承いたしました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	適切と考えられる	拝承いたしました。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	ないと考えられる	拝承いたしました。
5	その他	報告書 2.4.3 節の「図 2.4.32 にはデブリ堆積高さを冷却可能なデブリ高さで除した割合のヒストグラムを示す。ここで、横軸にはデブリ堆積高さを冷却可能なデブリ堆積高さで除した値を示していることから、横軸が 1.0 を超えると冷却失敗となる。本評価では、冷却可能なデブリ高さを超えるケースは無く、初期水位の影響は小さいという結果が得られ	拝承いたしました。 ご指摘を受けまして以下の記載に修正いたします。 「本評価では、事前注水が成功した際における初期水位の感度解析範囲内でデブリの冷却可能性を評価し、冷却可能なデブリ高さを超えるケースは無いこと及び検討範囲においては初期水位の影響は小さいことを確認した。」

No.	評価項目	評価意見	回答
		た。」という記載は、「図 2.4.32 にはデブリ堆積高さを冷却可能なデブリ高さで除した割合のヒストグラムを示す。ここで、横軸にはデブリ堆積高さを冷却可能なデブリ堆積高さで除した値を示していることから、横軸が 1.0 を超えると冷却失敗となる。本評価で検討したやや大きい初期水位の条件において、冷却可能なデブリ高さを超えるケースは無いこと、検討範囲においては初期水位の影響は小さいことを確認した。」などの一般化しない形の記載が望ましいと考えます。	
牟田 仁 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	本日のご説明だけでは各々の解析コードへの具体的な適用については述べられていませんが、6年間の研究を通して、新規の解析コードの開発において国内外の知見を十分に活かした成果が得られていると評価します。	拝承いたしました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	解析コードの開発にあたり、コードの全体像は示されていますが、その繋がりや連携はやや説明が少なかったかと思えます。これが適切であるという前提で、各部分の開発を行っていますが、この点では実験結果を十分に再現できていると評価します。	拝承いたしました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	開発した解析コードによる評価結果の妥当性に関しては、非常に難しいとは思いますが、やはり何らかの考察が必要と思えます。定量的な誤差の範囲でなくとも、要求される機能、あるいは事項を満足するような結果が得られるようになっているか、報告書にはこの評価を記載いただければと思います。	拝承いたしました。 ご指摘を踏まえて以下の記載を追記いたします。 「THERMOS-MSPRAED の開発においては、ドライ条件ではモデル化されていない異方性拵がり及び堰の形成をモデル化し、実機スケール実験にて妥当性確認を行い実験結果と解析結果の差が数センチオーダーであり十分少ないことを確認し

No.	評価項目	評価意見	回答
			た。ウェット実験では、妥当性確認のための高解像度の実験を実施し、この実験に基づき非平衡の熱伝達をモデル化、妥当性確認を実施することで実験結果と解析結果の差が数センチオーダーであり十分少ないことを確認した。この他にも国際プロジェクトの ROSAU にて実施される実機スケール実験を用いて妥当性確認を進める予定である。」
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	ご説明を聞いた上では、解析コードの構成上、重大な見落とし等はないかと考えます。ちょっと観点は違いますが、研究の目的に対して十分な検討が行われ、開発された解析コードがその要件を満たしているか、という観点でのご説明は本日の報告会ではあまりなかったように感じました。この点を明記いただければ良いかと思えます。	<p>拝承いたしました。</p> <p>ご指摘を踏まえて以下の記載を追記いたします。</p> <p>「MELCOR といった既存解析コードにおいては、最新の試験において確認された水中での液滴集積、ジェット着床時の水巻き込みといった現象をモデル化しておらず現象を分析することができなかった。この問題を解決するため、これらの現象をモデル化及び妥当性確認を実施することで新たに解析コードを開発し、定性的に取り扱うことを可能とした。これによりシビアアクシデント時の現象の分析が可能であり、要件を満たしていることを確認した。」</p>
5	その他	説明の時間が短かったためか、詳細なところまで十分な説明ができなかったように感じました。今後、もう少し時間をとって、成果を十分に説明できるように検討されることを望みます。	<p>拝承いたしました。ご指摘を踏まえ、今後、検討させていただきます。</p>
守田 幸路 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏	本プロジェクトで対象とした解析コードの開発は、国内外の既往の研究、評価手法等に関する最新の知見を踏まえており、過去に行われた研究との重複もなく、国際協力プロジェクトで得られた実験的	<p>拝承いたしました。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
	まえてい るか	知見等を積極的に活用した研究開発が進められたものと評価されます。今後、福島第一原子力発電所の溶融炉心挙動評価への活用を通じて、重大事故の緩和対策の有効性評価に資することが期待されます。	
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	本プロジェクトで対象とした解析コードの開発は、何れも最新の知見を踏まえており、解析手法の選択などの解析実施方法について適切と評価されます。一方で、実機プラント条件を包絡していない実験データに基づいて検証された解析コードを実機プラント条件に外挿して評価する際に、不確実さをより低減するためには、どのようなモデルの高度化や実験的知見が必要と考えられるのか、整理しておくことが望まれます。	ご指摘のとおり、本安全研究プロジェクトで実施したコードの開発により、これまで取り扱うことができなかった液滴集積、ジェット着床時の水巻込みといった物理化学現象を定性的に取り扱えることができるようになったと考えております。 実機への外挿性については、複数の国際共同プロジェクト等から得られた実機スケール実験を用いた妥当性確認を行ってきており、これらの結果を基に実機への外挿性を評価しております。得られた結果を踏まえて知見を整理していく予定です。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	これまでの研究成果は、国際的に評価の高い学術雑誌や査読付きの国際会議プロシーディングに数多く公表されており、整備された解析手法は適切であることが評価されていると考えられます。一方で、成果報告書には、今後の課題等として、福島第一原子力発電所の溶融炉心挙動評価への開発解析コードの活用計画について簡単に述べられているものの、課題については特に触れられていません。安全性向上評価において更なる不確実さを低減するための課題について、本プロジェクトから得られた知見を整理しておくことが望まれます。	福島第一原子力発電所の事故調査分析から、ペDESTAL部の鉄筋コンクリートについて骨材が消失し鉄筋のみが残されている、ペDESTAL外において板状のデブリが複数段形成されている等、これまで想定されていたデブリ挙動では説明できない現象が観測されています。 このような現象を説明するためには、解析評価において複数回のデブリ落下の考慮や長期的なデブリ挙動の取扱等の課題が見つかっております。ご指摘を受けまして、得られた結果を踏まえて知見を整理していく予定です。

No.	評価項目	評価意見	回答
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	重大な見落としはないと評価されます。	拝承いたしました。
5	その他	—	—

(専門技術者から頂いた御意見及びその回答)

No.	評価項目	御意見	回答
倉本 孝弘 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	デブリ冷却性解析コードシステム THERMOS の開発、及び JASMINE 改良は、本研究での大きな成果と考えます。デブリ冷却性解析において、1F 事故評価をターゲットとした検討を実施していく事につき、今後の計画にあるのかお教えいただきたい。	次期安全研究プロジェクトにおいては、今回開発しましたコードを用いて、1F の事故分析を踏まえたデブリ冷却性に関する緩和策の検討に活用していくことを計画しております。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>デブリ冷却性解析コードシステム THERMOS については、BWR 実機挙動解析を可能にしたのに引き続き、今後 PWR に拡張されることを期待するものですが、その計画はあるのでしょうか。</p> <p>また、JASMINE を THERMOS に統合させるのも有効ではないかと考えましたが、今後そのような考えはあるのでしょうか。</p>	<p>実機 BWR プラントのジオメトリをモデル化し、THERMOS と総合 SA コード MELCOR を連成させ実機解析を行いました。そのため、PWR のジオメトリをモデル化し MELCOR コードによる PWR 解析と THERMOS と連成させることで、PWR へ展開することを検討しています。</p> <p>JASMINE は、中解像度モデルによって、多数のシナリオを行うことを目的としており、局所的な現象を扱えない反面、計算負荷が軽く、多くのパラメータを変えた計算ができます。一方で、THERMOS は、高い空間・時間解像度によって、局所的な複雑現象を扱える反面、計算負荷が大きく、多数の計算が困難という特徴があります。同様の現象を対象とする場合であっても、異なる手段によるアプローチが有効であり、JASMINE と THERMOS の統合は検討しておりません。</p>
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が	溶融燃料-冷却材相互作用解析コード JBREAK に関しては、報告書中 P.9 から DEFOR-A 実験と TROI 実験に対する妥当性確認が示されていますが、その検討結果をもう少し詳細に記載しないといけない	<p>ご指摘を踏まえて以下の記載を追記いたします。</p> <p>「THERMOS-JBREAK の FCI 計算についての機能確認の一環として TROI 実験との比較を実施した。その結果、THERMOS-</p>

No.	評価項目	御意見	回答
	適切か。	と考えます。DEFOR-A 実験に対しては、実験で確認された水深方向に対する集積デブリ質量割合分布を良く再現できたと言及があるものの、TROI 実験に対しては、重要なパラメータであると考えられる実験時最大圧力に大きな差異があり課題が残っているのではと思いますが、報告書中での検討、分析記載も十分でないと感じます。TROI 実験の妥当性確認については、どのように判断されているのかお教えいただきたい。	JBREAK によって水蒸気爆発の現象が定性的に再現できることを確認した。 一方、計算結果は実験結果を過小評価したが、これは、水蒸気爆発のような短い時間で高い圧力が発生するような急激な過渡現象を取り扱う上では、空間メッシュとタイムステップを小さく設定する必要があるが、計算負荷上限界があり、それが定量的な差の要因である。」
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	本研究では、既存解析コードによる評価では不確かさが大きい現象に対して、新たな解析コードを開発することにより不確かさを低減することが目的であると考えますので、実験結果との比較だけでなく、既存解析コードとの比較のうえで、どの程度不確かさが低減したのかも示していく必要もあると考えますが、その観点での評価は実施されているのでしょうか、もしくは今後実施していく計画でしょうか。 様々な新たな解析コード開発の過程で、どのような素過程、物性、物理パラメータが事象進展に対して感度があるのか（ないのか）といった知見も得られていると考えられますが、それらの知見は整理された形で示されていますでしょうか。このような知見が公開・共有いただけますと、今後、事象進展の影響緩和策を講じるにあたって、何をターゲットにすればよいのか、また、その策が有効なのかといったことを議論する際の論点が明確になると考えるものです。	ご指摘のとおり、今回のコード開発では、これまでの既存解析コードでモデル化されていない現象を実験結果等に基づきモデル化することで、これまで取り扱うことができなかった物理化学現象を定性的に取り扱えることができるようになり、不確かさの低減が図られたものと考えております。今後、MELCOR 等の既存解析コードとの比較を行うことを検討しております。 本安全研究プロジェクトにおいては、解析コードの開発を主目的としております。今後開発した解析コードを用いて素過程、物性、物理パラメータが事象進展に対して感度に関する知見をまとめて参ります。これらの成果については既に公開文献として公表しており、また、今後も継続的に公開していく予定です。また、開発したコードについては国会図書館等にて公開しております。
5	その他	—	—

No.	評価項目	御意見	回答
高橋 浩道 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	<p>全般、国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえて、開発が行われていると考えます。</p> <p>2.5.3 (5)のまとめの文章に、「化学反応速度論を考慮した化学モデルについては、ISA への実装はデータベース不足を解決する必要がある」につきましては、B、Mo を含む化学反応速度データベースが公開されていますので、ご参考まで (Journal of Nuclear Science and Technology, 56, 2, 2019, p.228 - 240)。</p>	<p>情報提供ありがとうございます。ご提示いただいたデータベースについては2.5.3 (4)で構築した化学反応速度論手法による実験検証に向けた取り組みを進めているところです。また、同速度論データベースの知見をISAコードへ適応する場合、反応途中で生成する中間化学種がISAコード上で取り扱いができない等の課題が懸念されるため、簡易なモデルの作成等を含めISAへの実装方法は別途検討が必要になると考えております。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>全般、解析実施手法、実験方法は適切と考えます。</p>	<p>拝承いたしました。</p>
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	<p>P111において「B₄C 制御棒に含まれるホウ素はガス状ヨウ素の生成を著しく増大させる」とありますが、一方で、図2.5.10(p127)ではCH₃Iが含まれていません。有機ヨウ素はどのように考慮されたのか示された方が良いと思います。</p>	<p>ご指摘いただきありがとうございます。本研究プロジェクトで対象としたガス状ヨウ素生成反応は気相を反応場とするのですが、B₄Cから発生するCO₂やCH₄等を考慮しても、気相反応では有機ヨウ素(CH₃I)はほとんど生成しないことを化学平衡計算で確認しております。そのため図2.5.10の解析では、CH₃I等の有機ヨウ素は考慮の対象から外して計算を行っております。その旨を説明するため、次の文章をp114の第5段落の「また、広範な…構築した。」以降に追加いたします。</p> <p>「データベース化にあたり B₄C 制御棒由来のCO₂やCH₄等を考慮しても、気相反応では有機ヨウ素CH₃Iが有意に生成しないため、炭素や有機ヨウ素は含めないものとした。」</p> <p>また、図2.5.10の解析については、液相反応ではCH₃I等の有機ヨウ素が有意に生成しますが、p116の「なお本解析では、</p>

No.	評価項目	御意見	回答
			<p>気相での化学反応による化学組成変化に着目したため、放射線場での液相化学反応に伴うガス状ヨウ素 I_2 の再放出現象を考慮しないこととした。」と記載したとおり、CH_3I 等は考慮しておりません。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>ヨウ素の化学形態については、放射線場の影響が大きいため、化学的な平衡論や速度論をそのまま実機に適用することは難しいと思われませんが、このことについて見解があれば、ご教示ください。</p>	<p>気相での放射線影響については、検討の余地はあると考えております。</p> <p>しかしながら、照射済みの実燃料を使用した実験（VERDON や PHEBUS）では、放射線影響（気相）を未考慮の平衡論や速度論を併用した FP 移行解析でも著しくその予測精度が下がる結果は示されていないため、その影響は小さいと考えております。</p> <p>放射線による化学形態に対する影響は、放射線場（気相）でのラジカル種の化学反応に係る速度論データベースと速度論の数値解法を用いることで、解析的に評価することは可能であると考えております。ただし放射線場のラジカル種の化学反応速度論データベースが H-O 系に現状限られているため、この影響を十分に考慮するためには知見を収集する必要があります。</p>
5	その他	<p>図 2.5.9 の凡例は、「FP 化学モデルなし」と「FP 化学代替統計モデル」が逆になっていないでしょうか（注書きを見ると、FP 化学モデルなしの方が、化学形を CsI と CsOH に固定とありますが、それと矛盾しています）。また、(3) の図の凡例に誤記があります（「FI 化学」⇒「FP 化学」）</p> <p>ホウ素が存在する状況において、温度勾配管内でのガス状ヨウ素の生成割合が大幅に増加するという結果について、今</p>	<p>ご指摘いただきありがとうございます。ご指摘いただいた箇所は誤記であったため修正いたします。</p> <p>冷却材中のホウ酸由来のホウ素でも、B_4C 制御棒と同様のガス状ヨウ素生成が促進されると考えております。また同現</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>回は B₄C 制御棒を想定した実験がなされておりますが、PWR の冷却材に含まれるホウ酸でも同様の影響があるのでしょうか。何かご見解があれば、ご教示ください。</p> <p>7 ページ：(5) 溶融物放出 から説明が始まりますが、(1) 溶融物放出ではないのでしょうか？（なぜ、(5) から始まるのか理解できませんでした）</p> <p>8 ページ：「おうこ k 周囲流体」という言葉の意味が理解できませんでした。</p> <p>9 ページ：最後の行と 10 ページに大きく空白があります。</p> <p>THERMOS と JASMINE の棲み分けについて教えてください。（FCI の評価ツールとしては当面 JASMINE を使用するという理解でよろしいのでしょうか？）</p>	<p>象の影響を考える上では、PWR では Ag-In-Cd 制御棒が使用されていることにも留意する必要があります。これは、Ag-In-Cd 制御棒が溶融破損した場合、CsI よりも強い化学結合をもつ化学種 (CdI₂、AgI、InI) が生成する可能性が考えられます。</p> <p>ホウ素によるガス状ヨウ素の生成促進は、CsI 等の比較的安定性が低いヨウ素化学種が主成分の場合に限られており、安定性の高い CdI₂ 等が主成分である場合は起きにくいと考えられます。</p> <p>拝承いたしました。誤記であるため修正いたします。</p> <p>拝承いたしました。誤記であるため修正いたします。</p> <p>拝承いたしました。誤記であるため修正いたします。</p> <p>JASMINE は、中解像度モデルによって、多数のシナリオを行うことを目的としており、局所的な現象を扱えない反面、計算負荷が軽く、多くのパラメータを変えた計算ができます。一方で、THERMOS は、高い空間・時間解像度によって、局所的な複雑現象を扱える反面、計算負荷が大きく、多数の計算が困難という特徴があります。同様の現象を対象とする場合であっても、異なる手段によるアプローチが有効であると考えております。安全研究における FCI の評価ツールとしては、当面 JASMINE と THERMOS を併用する予定です。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
田原 美香 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	開発対象ごとに国内外の様々な研究成果を参照し、検証等に用いており、最新知見を踏まえながら進めていると思います。	拝承いたしました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>報告書 p. 62 の表 2.4.2 の 8 番と 11 番の○の位置が違っているようですので、ご確認ください。</p> <p>REMELT の開発について、報告書 p. 86 の後半にモデル化している相変化に関する記述があり、「固相 - 溶融相へは一方方向のみ考慮する」とありますが、これは溶融は考えるが固化は考えないという意味でしょうか。固化した場合は固相ではなくクラストになるということなのかもしれませんが、ここを読んだだけではよくわかりませんでしたので、もう少し説明を追加していただけたらよいと思います。</p> <p>REMELT の開発について、報告書 p. 86 の④に、「固相では同一セル内であっても UO₂ や ZrO₂ はそれぞれ純物質として存在し、疑二成分系相線図の影響を受けずに溶融する」としていますが、REMELT が扱う事象が、溶融炉心が落下・堆積固化した後の再溶融であるなら、最初から UO₂ と ZrO₂ は混合酸化物として固化しており、温度が固相線を超えたら一部が溶融し始めるのではないのでしょうか。これを純物質として扱った場合の結果への影響に関する考察があると良いと思いました。</p>	<p>拝承いたしました。</p> <p>誤解を与える記載でした。以下のように修正いたします。</p> <p>「固化した場合は固相ではなくクラストになる」</p> <p>純物質として扱った場合の結果への影響に関して以下の記載を追記いたします。</p> <p>「UO₂-ZrO₂ 混合酸化物の固相線温度は UO₂ のみ、若しくは ZrO₂ のみの純物質としての各々の融点よりも低いため、溶融しはじめる時刻が大きく変わる。その結果として、REMELT 解析は、実験結果に比べて温度に対して影響が現れる。」</p> <p>誤解を与える記載であったため以下の</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>報告書 p. 88 の⑦の説明がわかり難いと思いましたが。例えば「完全溶融している溶融物が固相に初めて到達した場合、その温度差は大きく」とありますが、その前の説明で固相は純物質として溶融するとしており、溶融物が液相線を少し超えた温度、固相が融点よりも少し下の温度であれば、両者の温度差は小さいと思われます。そのため、その後のロジックの展開が良く理解できませんでした。また、エネルギー再配分の説明もわかり難いと思しますので、文章を分かり易く見直していただけると良いと思いました。</p>	<p>記載を追記いたします。</p> <p>「体系の下部は冷たく固相がそのまま保たれるが、上部は UO_2 が融ける程度の高い温度であり、溶融物が上部から下部へ落下し、初めて接触した場合を想定する。温度差が大きい場合のみが対象ということでもないと言える一方で、適切な使い所があるものかどうか慎重に判断する必要があるモデルでもあると考える。」</p>
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	<p>報告書 p. 30 の本文中の図 2.3.9 の説明の箇所で、実験結果と解析結果の違いの理由をクラストが割れることによる伝熱面積の増加と亀裂への水侵入による冷却促進効果をモデル化していないためとしていますが、注水のタイミングが 18000 秒であり、その前に既に実験と解析の浸食深さの傾向が異なっていることから、亀裂への水侵入よりも前に、解析と実現象の違いが生じていると思われます。亀裂によるクラスト上面からの伝熱の違いだけで、注水前の浸食深さの違いを説明できるのか、疑問に思いました。図 2.3.9 は側面方向の浸食深さの比較ですが、底面方向の浸食深さの比較もあった方が理解し易いと思ひます。底面と側面の伝熱量の配分が実験と解析では整合しているのかどうか、考察があると良いと思ひました。</p> <p>REMELT の開発について、報告書 p. 89 の⑧妥当性確認の記載について、もう少し考察があると良いと思ひます。摩擦係数や接触角の調整により試験結果と合うようになったとしていしますので、これら</p>	<p>拝承いたしました。</p> <p>実験結果と解析結果の違いにはクラストの割れの影響と記載しておりましたが、ご指摘を受けて精査した結果、以下の記載を追記いたします。</p> <p>「注水が行われる前から CORCAAB は実験結果を過小評価することから、対流熱伝達の影響と考えられる。」</p> <p>ご指摘を受けて以下の記載を追記します。</p> <p>「多孔質中の微細流路内気液二相流で想定される流体挙動を支配する要因が Permeability に依存する摩擦係数並び</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>のパラメータ調整の物理的な意味づけを、例えば、表面の濡れ性などから考察できると良いと思いました。</p> <p>また、「定性的には実験結果の雰囲気を再現できており」という表現について、図を見るとこのように表現したい気持ちは分かりますが、もう少し適切な表現に見直し、定量的再現のために何が課題であるかを記載すると良いと思いました。</p>	<p>に微細流路内の気液間圧力差に依存するというを示す結果である。」</p> <p>ご指摘を受けて以下のように修正いたします。</p> <p>「定性的に実験結果を再現できた。」</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>重大な見落としは無いと思います。</p>	<p>拝承いたしました。</p>
5	その他	<p>工程表の(2) 溶融炉心-コンクリート相互作用解析コードの開発の「CFD 解析に基づく対流熱伝達モデル開発」で得られた対流熱伝達モデルが今回は CORCAAB に反映されていないということですので、今後、成果を解析コードに反映されることを期待します。</p> <p>報告書 p. 48～49 のまとめの部分に「CCI2 実験に基づく CORCAAB の妥当性確認を実施し MCCI 挙動を解析することを確認した」とありますが、「解析することを確認した」という表現はおかしいので、見直しをお願いします。課題が残っているのであればそれを記載していただいた方が良いと思います。</p> <p>確率論的アプローチに基づくデブリ冷却性評価手法の開発の報告書 p. 101 に「本評価では、冷却可能なデブリ高さを超えるケースは無く、初期水位の影響は小さいという結果が得られた。」とありま</p>	<p>拝承いたしました。ご指摘ありがとうございます。</p> <p>記載について以下のように修正いたします。</p> <p>「CCI2 実験に基づく CORCAAB の妥当性確認を実施し多次元 MCCI 挙動を解析できることを確認した」</p> <p>拝承いたしました。ご指摘を受けまして以下の記載に修正いたします。</p> <p>「本評価では、事前注水が成功した際における初期水位の感度解析範囲内でデブリの冷却可能性を評価し、冷却可能な</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>すが、ここでは水位が 1.5m と 2.0m の 2 ケースのみが提示されており、この 2 ケースに限定すれば初期水位の影響は小さいという結論だと思います。初期水位がある閾値を下回ると、冷却できない可能性が急速に高まると考えられますので、その場合は、初期水位の影響は小さいという結論にならないと思います。条件を限定した記載にするなどの対応をお願いします。</p>	<p>デブリ高さを超えるケースは無いこと及び検討範囲においては初期水位の影響は小さいことを確認した。」</p>

Ⅱ. 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 (H29～R4 (2017～2022))

1. 研究プロジェクトの目的

- 本研究プロジェクトでは、軽水炉の重大事故時における格納容器内外の状況に関して、新規規制基準の適合性審査、原子力規制検査等に使用される解析手法・結果の確認、知見の収集等を効果的に行うため、重大事故等対処設備を考慮した総合現象評価解析手法、個別現象解析コードによる評価手法、確率論的リスク評価に関連する評価手法及び環境影響評価手法を整備することを目的とする。

2. 研究概要

- 総合重大事故解析コードによる評価手法の整備
軽水炉及び使用燃料プール（以下「SFP」という。）の重大事故に対して重大事故等対処設備を考慮し、総合重大事故解析コード（MELCOR）を用いた重大事故時におけるプラント挙動の評価手法を整備する。
- 個別現象解析コードによる評価手法の整備
水素燃焼、メルトスプレッド/溶融炉心-コンクリート相互作用の重畳現象及び静的・動的負荷に対する格納容器閉じ込め機能等に関する解析手法を整備する。また、国際プロジェクトに参加し、最新知見を収集する。
- 確率論的リスク評価に関連する評価手法の整備
重大事故等対処設備を考慮したレベル 2PRA 及びレベル 3PRA 手法の高度化を行う。
- 環境影響評価手法の整備
環境中放射能データを活用したソースターム評価のための放射性物質の拡散挙動評価手法を整備するとともに、プラントからの放射線に関する遮蔽評価手法の高度化を行う。

3. 研究成果

- 総合重大事故解析コードによる評価手法の整備
総合重大事故解析コード（MELCOR）を用いて、最新知見を反映したモデルの導入及び新規規制基準で導入された設備、手順等のモデル化を行い、重大事故解析時におけるプラント挙動評価手法の整備を行った。また、SFPについては、実機のSFPにおける重大事故の解析を実施するために、経済協力開発機構原子力機関原子力施設安全委員会（以下「OECD/NEA/GSNI」という。）において検証が必要とされた空気中での被覆管酸化、上部からのスプレイ冷却等の現象についてモデルの高度化を行った。

- 個別現象解析コードによる評価手法の整備
水素燃焼、メルトスプレッド/溶融炉心-コンクリート相互作用の重畳現象及び静的・動的負荷に対する格納容器閉じ込め機能に関する解析手法及び不確実さの低減のためのモデル整備を行った。これらの作業の一部は、JAEA の委託作業として実施した。また、OECD/NEA/CSNI が主催する国際プロジェクトに参加し、実験データ等を取得した。
- 確率論的リスク評価に関連する評価手法の整備
レベル 1PRA の情報を効率的にレベル 2PRA に引き継ぐための手法、レベル 1PRA からレベル 3PRA までの一貫した評価におけるインターフェイスの整備等を行った。
- 環境影響評価手法の整備
環境中に拡散した放射性物質の挙動を統合的に評価する手法を整備して、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故による放射性物質の放出量の推定を行った。この作業の一部は、JAEA の委託作業として実施した。また、建屋等による直接線及びスカイシャイン線に対する遮蔽評価の確認に資する技術的知見を得た。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 研究スコープが非常に幅広く、これらをまとめて説明するのは困難であるが、よく整理されており、個別の解析技術に関してもよく検討されているとの評価を受けた。
- 研究成果が国際的に評価の高い学術雑誌や査読付の国際会議プロシーディングに数多く公表されており、整備された解析手法は適切であることが評価されているとの意見があった。
- 国内外の既往の研究、評価手法等に関する最新の知見を踏まえて最新技術を取り込んだ評価手法を整備しており、また、国際プロジェクトへの積極的な参画により、国外の最新動向を踏まえた研究開発が進められているとの評価を受けた。一方で、国際プロジェクトで収集された最新知見が個別の解析手法の整備に具体的にどの様に活用されたのかとの意見があったため、安全研究成果報告書にこれらを記載した。
- 詳細は別表 2 参照。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況： A

- 軽水炉の重大事故時における格納容器内外の状況に関して、重大事故等対処設備を考慮した総合現象解析手法、個別現象解析コードによる評価手法、確率論的リスク評価に関連する評価手法及び環境影響評価手法を整備し、原子力規制検査で使用する PRA モデル確認等に係る知見を取得した。加えて、原子力規制検査において重要度評価を行う上で必要な知見を取得しており、設定した目標を達成した。

② 成果の公表等の状況： A

- 原子力規制庁の職員が含まれる公表として、査読付の論文 1 件及び査読付の国際会議のプロシーディング 2 件（うち 1 件は共著）が挙げられる。
- 原子力規制庁の職員が原子力学会熱流動部会優秀講演賞を受賞した。
- 委託先から査読付論文 5 件及び査読付の国際会議のプロシーディング 3 件を公表した。

③ 研究の進め方に関する技術的適切性： A

- 国際的に評価の高い学術雑誌への掲載や国内外の専門家との議論を通して、研究の進め方、成果の妥当性を確認している。また、国内外の先行研究及び最新知見を反映し、解析手法を整備していることから、技術評価検討会の外部専門家の意見も踏まえ、技術的に適切であると判断した。

④ 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性： A

- 委託研究の相手も含め適切な実施体制を構築して研究を進めた。また、論文掲載等を計画的に行い、国内外の専門家の意見を取り入れつつ研究を行ったことから、研究マネジメントは適切であると評価した。
- 予算執行、進捗管理及び検収を含めた契約業務を、法令等を遵守して実施しており、適切に業務管理が行われたと判断した。

⑤ 成果の規制への活用の状況・見通し： A

- 原子力規制検査の分野では、格納容器機能喪失頻度の評価手法について「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」附属書 7「バリア健全性に関する重要度評価ガイド」に本研究の成果を反映した。また「事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」を改定して、本研究の成果をレベル 1.5PRA モデルの確認の視点や判断基準に反映し、伊方 3 号機のモデルの適切性確認を行った。（検査監督総括課）
- 本研究により、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が整備された。本知見は今後の審査において、事業者の申請内容の技術的論点抽出や論点对応整理の際に参照するなど、審査の有効性向上等に活用される見込みがある。（実用炉審査部門）

(2) 総合評価

- 評価結果： A

- 評価コメント：

計画どおりに研究が進められ、成果の公表も行うことができた。また、研究マネジメント及び業務管理も適切に行われた。研究期間内に、原子力規制検査の分野において、本研究から得られた成果が活用でき、期待どおりの成果が得られたことから本評価とした。

6. 評価結果の今後の活用

- 上述のガイド等の改定や新たな議論を要する必要がある場合には、本研究プロジェクトで得た成果を活用して規制活動への支援を実施する。

(主な成果の公表)

(1) 原子力規制庁の職員による公表

- 論文 (査読付)
 - ① T. Niisoe, “An iterative application of the Green’s function approach to estimate the time variation in ^{137}Cs release to the atmosphere from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, *Atmospheric Environment*, Vol. 254, 118380, 2021.
- 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
- 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 31 回日本原子力学会熱流動部会優秀講演賞

(2) 委託先による公表

- 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 (14), 3652, 2020.
 - 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, 110785, 2022.

- 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, 108867, 2022.
 - 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, 104415, 2022.
 - ⑤ S. Abe, Y. Sibamoto “Large-eddy simulation on gas mixing induced by the high-buoyancy flow in the CIGMA facility” Nucl. Eng. Technol., 55, 5, pp. 1742-1756, 2023.
- 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)

別表 2

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に対する外部専門家の評価意見及び専門技術者の御意見並びにその回答

(外部専門家から頂いた評価意見及びその回答)

No.	評価項目	評価意見	回答
系井 達哉 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	適切と考えられる	拝承いたしました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	適切と考えられる	拝承いたしました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	適切と考えられる	拝承いたしました。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	見落としではないが、今後、地震を含めた外的事象PRAへ展開されることを期待いたします。	拝承いたしました。
5	その他	報告書の要旨の最後「なお、個別現象解析コードによる評価手法のうちの重大事故時格納容器熱流動実験に関する実験解析及び環境影響評価手法の整備のうちの放射性物質の環境拡散評価手法の整備の一部は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）」が文章になっていないようです。	「に委託して実施した。」の文言が抜けておりましたので、修正いたしました。

No.	評価項目	評価意見	回答
		<p>英文要旨の英語が読みづらい点がありますが、英文校正はされてますでしょうか。</p> <p>放出カテゴリーの用語の定義中に「レベル 1.5PRA」の誤記があります。</p> <p>3.1.2 の結論において、格納容器機能喪失頻度の評価をもってレベル 2PRA としているかのような表現となっているが、用語の定義では「炉心損傷からソースタームの放出までの範囲を対象としたものをレベル 2PRA」としていることから記載の再検討が必要ではと考えます。</p>	<p>ネイティブチェックを依頼します。</p> <p>誤字がありましたので、修正いたしました。</p> <p>3.1.2 の結論において、レベル 2PRA をレベル 1.5PRA と変更しました。</p>
牟田 仁 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	国内外の知見をベースに、より良い解析体系を構築しており、研究の立ち位置としては問題ないと考えます。多くの技術や手法を調査されていますが、それを目指す解析体系にどのように落とし込んでいるか、その整理はあまり伝わってこなかったように思います。	レベル 2PRA 手法に関する諸現象について、現状での最新知見を踏まえた解析手法を整備し、適宜 PRA に反映できるものとして計画いたしました。現状の目的については、各項目での手法整備のコードの成熟度、データの充実度、活用の目的等の状況が異なることから個別での目標を定めております。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	研究のスコープに対して、用いた解析技術や知見は適切であると評価します。研究スコープが非常に幅広く、これを上手くまとめて説明するのは難しかったと思いますが、この点はよく整理されていると感じました。また、個別の解析技術に関してもよく検討されていると思います。	拝承いたしました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価	解析結果に関してはほとんどケーススタディかと思いますので、そこから得られる知見や解析で得られる結果自体の評価は難しいですが、研究の目的に対して	拝承いたしました。

No.	評価項目	評価意見	回答
	評価手法が適切か。	はそれを満足するような結果を得ることができていると考えます。	
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	研究スコープが明確であるため、その意味では重大な見落としはないものと考えます。その一方で、繰り返しになりますが、解析の大きな目的は何で、それを実現する手段（技術）は何で、そのためにこういう検討（コードの開発）を行って、成果として何を得たか、何が高度化されたのか、高度化の意味は何か、という点を明確にする必要があると考えます。このことで、研究も目的に対する成果の十分性が明確になると思います。	各項目での手法整備のコードの成熟度、データの充実度、活用の目的等の状況が異なることから個別での目標を定めております。成果報告書の各項において目的、手段、成果等に触れております。
5	その他	一つ前の項目と同様に、説明の時間が短かったためか、詳細なところまで十分な説明ができなかったように感じました。今後、もう少し時間をとって、成果を十分に説明できるように検討されることを望みます。	拝承いたしました。ご指摘を踏まえ、今後、検討させていただきます。
守田 幸路 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	国内外の既往の研究、評価手法等に関する最新の知見を踏まえており、最新技術を取り込んだ評価手法が整備されたものと評価されます。国際プロジェクトへの積極的な参画により、国外の最新動向をキャッチアップした研究開発が進められていますが、収集された最新の実験手法に基づくデータ等の実験的知見や解析手法に関する最新知見が個別の解析手法の整備に具体的にどの様に活用されたのか、成果報告書において補足することをご検討下さい。	<p>OECD/NEA の各項目で成果を活用した点を記載しました。また、各項目で参考とした内容を引用いたしました。</p> <p>具体的には、「表 2.1.32 国際プロジェクトの概要と得られた主な知見」において、HYMERES-2 計画、THAI-3 計画及び ARC-F 計画について、活用の内容を追記いたします。詳細は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ HYMERES-2 計画 本計画の解析で得られた成層崩壊挙動に関するモデル化の知見は本研究に活用した。 ・ THAI-3 計画 本計画で取得した水素燃焼に関する知

No.	評価項目	評価意見	回答
			見に基づき本研究において解析コードの適用性を確認した。また、ベンチマークに参加して海外専門家と共有した。 ・ARC-F 計画 本計画における MCCI に関する知見は本研究の事故進展解析に活用した。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	本プロジェクトにおいて整備された格納容器防止対策評価手法及び確率論的リスク評価に関連する評価技術は、何れも最新の知見を踏まえており、解析手法の選択などの解析実施方法について適切と評価されます。	拝承いたしました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	これまでの研究成果は、国際的に評価の高い学術雑誌や査読付きの国際会議プロシーディングに数多く公表されており、整備された解析手法は適切であることが評価されていると考えられます。	拝承いたしました。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	重大な見落としはないと評価されます。	拝承いたしました。
5	その他	—	—

(専門技術者から頂いた御意見及びその回答)

No.	評価項目	御意見	回答
倉本 孝弘 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	格納容器破損防止対策評価手法整備の研究において、格納容器フィルタベントを考慮した評価を実施しなかったのはなぜでしょうか？今後の規制活動において成果を活用するには、フィルタベントも考慮する必要があるものと考えますが、その計画はあるのでしょうか。	今回の対象プラントとして、代表的な3ループPWRを用いました。PWRプラントにおいてフィルタベントは特定事故等対処施設に位置づけられ、テロ等への懸案から仕様が非公開であるため対象外としました。今後、別プロジェクトにおいて簡易的なFCVSのモデル化によって、これらを考慮した解析の実施を検討いたします。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	レベル1PRAとレベル2PRAの一貫解析手法の研究については、長年取り組まれ最終成果にたどり着かれたという認識です。本手法は、事業者PRAの適切性確認などにおいても、マストの評価方法として扱い求めることになるものとお考えでしょうか。本手法により、重要度評価の一貫評価が効率的に実施するいわばベター方法とは理解しているものですが、PDSごとのCDFを仲介してレベル1とレベル2を分割したコンベンショナルな方法でも同じ重要度計算結果は得ることはできるものと考え、その評価効率性に対する手法オプションであると思っところですが、それ以上の必要性があるものかなど御見解をお教えいただきたい。	事業者PRAの適切性確認の方法を規定するものではありません。レベル1PRAとレベル2PRAを直接接続する手法を用いることが重要であるという点が最も主張したい点でございます。従来の格納容器イベントツリーよりも取り扱いが簡便かつ計算機負荷の低減ができるという利点を踏まえ、本手法を提案しております。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	—	—

No.	評価項目	御意見	回答
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	—	—
5	その他	—	—
高橋 浩道 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	CV バイパス事象のリスクが大きい点については、産業界も同じ認識です。産業界側では、破損 SG の二次側に水張りしてスクラビング効果を期待したり、米国 NRC が採用している建屋内での沈着効果による低減効果を取り入れようと検討しております。	知見の共有をいただきありがとうございます。今後、調査を行い、バイパスシナリオのモデルの高度化が必要と判断した場合には、適宜研究課題として取り入れて参ります。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	2.2.2 のレベル 3PRA 手法の整備に関して、MACCS2 を改良して整備した MACCS2-NRA を用いて解析をされていますが、MACCS2 には各放出開始時刻の風向に依存せず、評価点に向かってプルームが直進するモデルと、風向を考慮するモデルがあり、どちらを用いているか説明があった方が良いと思います。 2.1.1 のクラスごとのセシウムのインベントリの割り振りについて、CSI クラスに移動した分を差し引いて残った質量の半分が Cs ₂ MoO ₄ になるとしてありますが、半分と想定した根拠を明記頂いた方が良いと思います。	MACCS2-NRA に関してはガウスプルームモデルを用いており、放出開始時刻の風向のまま直進するモデルとなっております。そのため、例えば北向きに風が吹いた後に東向きに風が吹くような場合については、北向きに吹いたプルームはその後の風向変動にかかわらず北へ、東に吹いたプルームはその後の風向変動にかかわらず東へ進みます。OIL を考慮する場合でもこれは同様です。 セシウムのインベントリの割り振りの根拠について追記いたします。なお、この根拠は以下のとおりです。 PHEBUS-FPT 試験結果から、モリブデン酸セシウム (Cs ₂ MoO ₄) がプラント内を移行する Cs の主な化学形態であることが示唆されました。 MELCOR2 の入力において Cs (CsOH) : Cs ₂ MoO ₄ = 2 : 8 とすると上部プレナムや蒸気発生器伝熱管の分布を再現できるとされています (NUREG-7228)。本解析では、これを参考に Cs (CsOH) : Cs ₂ MoO ₄ = 1 : 1

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>過圧破損の場合の漏えい面積は破損時点の蒸気発生量に基づくものとしているが、一方で SOARCA では圧力上昇によって漏えい量が急拡大するモデルも使用しており (NUREG/CR-7110 Vol. 2) , これとの整合性についても検討願います。</p>	<p>としています。</p> <p>CsOH は早期に放出されるのに対して、Cs₂MoO₄ は事故後期において沈着面が高温となると再蒸発によって放出される可能性があり、ソースターム評価ではこの配分割合は重要な因子となります。</p> <p>今後は、MELCOR2 による PHEBUS-FPT 等に関する実験解析を計画しており、そこから得られる知見を実機解析に反映していくことを考えています。</p> <p>本解析で整備したモデルは NUREG/CR-7110 Vol. 2 の漏えい量が急拡大するモデルは考慮しておりません。</p> <p>本モデルは日本原子力学会が平成 22 年に発行した「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」における考え方に則り「格納容器圧力は 2Pd で破損」及び「破損面積は発生する蒸気量が全て放出されるのに十分な大きさ」「崩壊熱は全て蒸発潜熱に利用される」という仮定のもと、格納容器破損時点における崩壊熱で発生する臨界流の飽和水蒸気が放出するような面積を、蒸気発生量に依存して調整するよう設定しております。</p> <p>一方、NUREG/CR-7110 Vol. 2 で記載されている漏えい量が急拡大モデルは、漏えい量が急拡大する前提として、鉄筋やライナープレートの降伏が起き、その結果プレストレストコンクリートにひずみが生じた状態で格納容器破損に至り、その後格納容器圧力が上昇した際に漏えい量が急拡大するモデルです。</p> <p>本モデルで考慮した 2Pd の値を確認すると、NUREG/CR-7110 Vol. 2 Appendix A の Table A-1 の Test Data や A-2 に記載された鉄筋やライナープレートの降伏応</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>過圧による格納容器の破損挙動は不確かさが大きい現象と思われるため、漏えい面積の不確かさの幅がどの程度か考察がある方が望ましいと考えます。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の効果を期待しているが、アニュラス空気浄化設備に期待できない場合の感度解析の実施についても検討願います。（漏えい雰囲気の流れにより、負圧が維持できない等の可能性もあると思われます。）</p>	<p>力に達しておりませんでした。また NUREG/CR-7110 Vol. 2 の Fig. 4-11 では漏えい量が急拡大する圧力は $2.0 P/P_0$ 以降であることから、本モデルでは漏えい量が急拡大するモデルは使用しておりません。</p> <p>NUREG/CR-7110 の漏えい量急拡大モデルを使用しない旨及び上記理由を報告書に追記いたします。</p> <p>ご指摘のとおり、漏えい面積の不確かさの幅を特定することは難しく、様々な漏えい面積が考えられ得ると思われま</p> <p>す。</p> <p>今回の解析では、事前注水が行われな</p> <p>い厳しいシーケンスも解析しておりますが、PRA のうち大多数のシーケンスでは、圧力容器破損前に事前にキャビティに水が張られており、落下するデブリは冷却されます。SA 対策設備による格納容器の除熱に失敗した場合には、格納容器の過圧破損に至りますが、この場合崩壊熱が蒸発潜熱として蒸気発生に利用され、大多数のシーケンスでは過圧破損による破損口、格納容器で発生する蒸気に応じた破損口径を定めていることから、今回整備したモデルが非保守的であるとは考えておりません。</p> <p>本件については、上記のように非常に厳しいシーケンスであるとの誤解がないよう説明を追記いたします。</p> <p>今回の解析は、炉内注水及び格納容器再循環ユニット等設備による格納容器除熱の成否による事故進展及びその効果を</p> <p>確認する目的で実施しております。これら設備を作動させるためには中央制御室等へ作業員がアクセスする必要があるた</p>

No.	評価項目	御意見	回答
			<p>め、その作業員の被爆を低減するための前提条件として、本解析ではアニュラス空気浄化系設備は期待できると仮定しております。そのため、アニュラス空気浄化設備に期待しないシーケンスの解析は実施しておりません。</p> <p>今後の解析においても、安全設備の成否による事故進展という観点で解析を進める予定であるため、アニュラス空気浄化設備の効果を期待しない解析について行う予定はありません。</p>
3	<p>③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。</p>	<p><2.3.2 遮蔽解析に係る技術的知見の整備></p> <p>(2)実施内容①では、「評価点が緊急時対策所内にある PWR 格納容器の解析においては、最大 20%程度の差異が生じる」との記載があります。設定するタリーの違いとしては大きいものと考えられますので、適用した分散低減法、タリー、解析結果（統計誤差込み）等を記載頂いた上で、差異の原因分析を記載頂けると、解析結果の理解がしやすいものと考えられます。</p> <p>上記に関連して、(2)実施内容①の最後で、「評価点が緊急時対策所内にあるような複雑な計算体系の場合には、F5 タリーと、F2 タリーや F4 タリーの評価値が同等の値になることを確認することにより、結果の信頼性を確認できる」と結論付けておりますが、1 つ目のコメントのとおり、タリーの違いで評価値に差異が生じるとありますので、どのタリーの評価値の信頼性が最も高いのかを記載頂いた方が分かりやすいものと考えます。</p>	<p>適用した分散低減法について追記いたしました。現状では、差異が生じることが確認できたという状況で、詳細な原因分析等は実施しておりません。</p> <p>解析結果はケースバイケースです。タリー間の評価値が同等の値にならない限り、差異を生じる何らかの要因が含まれているということであり、どのタリーが最も信頼性が高いということとはできないと考えております。</p> <p>評価点が緊急時対策所内にあるような</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>(3) ために「主要な分散低減パラメータやタリーの選択がそれぞれの解析結果に与える影響が小さい」とありますが、一方で、1 つ目のコメントのとおり、複雑な計算体系の場合にはタリーの違いで評価値に差異が生じており、ここから得られた知見についても追記頂ければと考えます。</p>	<p>複雑な計算体系の場合には、統計精度が判断基準を満足したからと言って、必ずしも収束が良いとは言えない旨、成果報告書に追記しました。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>表 2.1.10 で IS-LOCA 及び SGTR 時の CV 破損要因が「過圧破損」となっていますが、これらは格納容器のバイパス事象ではないでしょうか？</p>	<p>SGTR については誤字であったため「—」と修正いたします。</p> <p>一方 ISLOCA については、実際の解析時間は 300 時間程行っておりました。この際、格納容器スプレイ操作により格納容器内水位が上昇していき、その水位が破損した原子炉圧力容器下部ヘッドに達した後に格納容器内圧力が上昇しはじめ、表に記載の時間に格納容器内圧力が 2PD に達したという解析結果がでております。このため、事象としては格納容器バイパスの分類ですが、CV の過圧破損を満たしたということで、参考として CV 破損時間と共に過圧破損と記載したものです。</p> <p>上記現象の旨を、「(ウ) 格納容器破損時刻」に記載いたします。</p>
5	その他	<p>Cs-137 の地表面濃度が 555 kBq/m² 以上となる面積 (km²) を新たなリスク評価指標として設定されていますが、その根拠について、もう少し補足頂けないでしょうか（土地汚染による公衆被ばく線量との関係や、ソースタームの評価指標 Cs-137 放出量 100 TBq との関係など）。</p>	<p>Cs-137 の地表面濃度が 555 kBq/m² に関してはチェルノブイリ原子力発電所などで用いられた移転の基準となります。こちらについては米国のレベル 3PRA においても同じ指標を用いて評価がなされております。</p> <p>公衆被ばく線量との関係については、福島第一原子力発電所における計画的避難区域（年間 20mSv 以上）のエリアが、Cs-137 の汚染面積がおおよそ同程度となっております。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>要旨：最終パラグラフの記載が脱落していると思われます。</p> <p>2.2 章 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備において、整備するベースとなる PRA モデルは、NRA で適切性確認された若しくは適切性確認中のレベル 1 PRA 及びレベル 1.5 PRA モデルでしょうか？</p>	<p>100TBq との関係については、放出が 100TBq 程度であればこのレベルの汚染を生じさせる区域は限定的であるという結果が得られたというのが本研究の成果となります。</p> <p>修正いたしました。</p> <p>実用炉検査で使用する PRA モデルとは異なります。規制庁の安全研究として国内プラントを参考として仮想プラントのモデルを整備しました。</p>
田原 美香 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	<p>開発対象ごとに国内外の様々な研究成果を参照し、検証等に用いており、最新知見を踏まえながら進めていると思えます。</p>	<p>拝承いたしました。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>報告書 p. 118 の後半に、「MELCOR2 において SOARCA プロジェクトでも調査されておらず、不確かさが存在するクラストの割れに伴う水侵入及びクラストの熱伝導に着目し」とありますが、SOARCA ではクラストの割れによる実質的な伝熱面積の増加を BOILING=10 で考慮しているのではないのでしょうか？</p> <p>表 2.1.21 と表 2.1.23 には BOILING が含まれていませんが、この変数はどうなったのでしょうか？SOARCA と同じ 10.0 にしているのか、あるいはパラメータ自体が MELCOR2 でなくなってしまったのか、説明があると良いと思いました。ま</p>	<p>MELCOR2.2 においても BOILING はございます。その上で、SOARCA で決定されたデフォルト値の 10.0 で解析を行いました。</p> <p>SOARCA では、EPRI 主催の国際協力 MACE 実験に基づき、クラスト割れによる伝熱面積増加を考慮して 10 倍の BOILING と、酸化物及び金属デブリに対して 5 倍のデブリの伝導率乗数を使用して、水への熱伝達モデルを増加させました。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>た、調整パラメータとそれを補正する物理的な意味、例えば、COND OX を大きくするという事は、熔融状態における対流熱伝達を考慮するためである、などということを整理してパラメータ設定に関する考察を記載すると良いと思いました。</p>	<p>しかしながら、その後実施された CGI 実験では、クラスト割れに加えてエラプションによってデブリ表面形状は、凹凸が多く伝熱面積が大きいことが確認され、SOARCA の設定を踏まえても上面熱流束を過小評価することから、SOARCA 以降に組み込まれたパラメータの調査を行いました。</p> <p>調整パラメータとそれを補正する物理的な意味については、デブリ-床面の熱伝達率の乗数 (HTRBOT) 及びデブリ-側面の熱伝達率の乗数 (HTRSIDE) を調整することで、コンクリート反応ガス、キャビティ形状による対流熱伝達の影響を確認します。</p> <p>また、デブリの対流は非常に小さく熱伝導による冷却が支配的となった際のデブリの熱伝導率を金属は COND. MET、酸化物は COND. OX、クラストは COND. CRUST で考慮します。</p> <p>CGI-3 で得られた計測結果に基づき MELCOR2.2 からクラスト割れに伴う水侵入モデルが実装されましたので、このモデルの影響を確認しました。</p>
3	<p>③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。</p>	<p>使用済燃料プールでの事故進展解析について、報告書 p. 44 の図 2.1.23 に被覆管酸化実験解析の結果が示されていますが、このデータと参考文献のデータとの対応がよくわかりませんでした。参考文献のデータを見ると、1200℃で1時間保持の試験ケースのうち、空気供給速度 10 l/h、50 l/h、90 l/h での酸化 Zr 厚さがプロットされているように見えますが、図 2.1.23 は横軸が空気体積割合になっており、どう対応するのかがわかりませんでした。また、実験は空気供給量と共に水蒸気供給量も変化させていますの</p>	<p>本解析で解析対象とした参考実験では空気、蒸気及び不活性ガスの割合を変更した実験を行っています。このうち 1473K (1200℃) の実験結果をについて、ガス流速ではなく、ガスのうちの空気の含有割合 (空気体積割合) に着目したプロットを記載しております。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>で、これを解析ではどう扱っているのか、説明があった方が良くと思いました。ご確認をお願いします。</p>	
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>重大な見落としは無いと思います。</p>	<p>拝承いたしました。</p>
5	その他	<p>報告書 p. 118 の二行目に「不確かさが少ない収束解を得ることを目的とする」とありますが、ここでいう“不確かさ”とはどういう意味で使っているのでしょうか？調整パラメータの設定により実験結果と整合する結果を得ようとするなら、それは不確かさではなく誤差になると思います。全般的にこの章における不確かさという言葉の使い方が気になりましたので、ご確認ください。</p> <p>報告書 p. 126 の 11 行目、「格納容器バウンダリで最も影響のある構造物はペDESTAL 壁面であり」とありますが、ペDESTAL は格納容器バウンダリではありませんので、記載の見直しをお願いします。</p> <p>レベル 3PRA 手法の整備の評価条件について、評価対象は初期フェーズ (EARLY) までか、長期フェーズ (CHRONC) を含んでいるか記載があると良いと思います。また、長期フェーズまで含んでいる場合は防護対策の条件が記載されていると良いと思います。</p>	<p>MELCOR1. 8. 5 では、侵食の異方性、クラスト割れに伴う水侵入、メルトエラプションといった現象をモデル化できていなかったため解析コードの不確かさが大きい課題がありました。加えて、熱収支に関する課題により計算が収束するのが困難な状況が見られました。SOARCA プロジェクトにおいて、Best practice の解析がなされ、これらの現象の知見が蓄積されていることから、不確かさが低減し、かつ収束解が得られる最新の MELCOR2. 2 を使用することとしました。</p> <p>修正いたしました。</p> <p>初期フェーズまでを対象としております。本文に記載いたします。本文に EARLY までを対象としていることを明示いたします。</p>

Ⅲ. 原子力プラントの熱流動最適評価に関する安全研究 (R1～R4 (2019～2022))

1. 研究プロジェクトの目的

- 軽水炉導入当時から運転時の異常な過渡変化 (A00) 及び設計基準事故 (DBA) の安全解析において、炉心損傷前までの事故時熱流動挙動は保守的な評価手法により評価されてきた。
- 近年、最適評価の適用が進みつつあり、新規規制基準の設置変更許可申請等において事業者が最適評価を適用する状況が見込まれる。このため、事業者が実施する最適評価の技術的妥当性の確認に活用可能な技術基盤の構築が必要であることから、熱流動に関する最適評価及び不確かさを考慮した最適評価 (BEPU) 手法に係る技術的知見を取得することを目的とする。

2. 研究概要

- 事故時の物理現象の把握及びモデルの高度化
事故時のプラント挙動に影響を及ぼす以下の六つの重要な物理現象に対して、国際プロジェクト参画等により実験データを取得するとともに、実験データの分析、実験結果と解析結果の比較等を通じて評価モデルの高度化について検討を行う。
 - ① BWR の原子炉停止機能喪失事象 (ATWS) を想定した条件下での液膜ドライアウト及びリウエット
 - ② BWR の制御棒落下事故 (RIA) を想定した条件下でのボイド挙動
 - ③ 冷却材喪失事故 (LOCA) 時の燃料ペレット細片化、移動及び放出 (FFRD)
 - ④ 再冠水
 - ⑤ プール内の温度成層化
 - ⑥ 事故時のシステム全体の挙動を模擬し、関連する物理現象の複合的な影響を確認するための総合効果試験
- 原子炉システム解析コードの検証及び妥当性確認 (V&V)
先行安全研究プロジェクト「国産システムコードの開発 (H24-H30)」において開発した原子炉システム解析コード (AMAGI) の V&V を進める。
- BEPU 手法の高度化及び安全解析への適用
米国の規制動向の調査、入力パラメータの不確かさの定量化手法の検討を行うとともに、BEPU 手法を実施するための計算環境を整備する。

3. 研究成果

- 事故時の物理現象の把握及びモデルの高度化
 - ① BWR の ATWS を想定した条件下での液膜ドライアウト及びリウエットについては、振動条件下での液膜ドライアウト及びリウエット挙動、液膜先端近傍での先行冷却並びに液膜ドライアウトに対するスペーサ効果について実験データを取得するとともに、取得した実験データを用いて液膜ドライアウト

及びリウエットの評価モデルの高度化を進めた（JAEA 及び一般財団法人電力中央研究所の委託研究の成果を含む）。

- ② BWR の RIA を想定した条件下でのボイド挙動については、サブクール沸騰時のボイド率急昇（OSV）に着目した実験データを取得し、OSV を予測するモデルの開発を行った（国立大学法人電気通信大学の委託研究の成果を含む）。また、RIA 時のボイド挙動に係る評価手法を高度化した。
- ③ FFRD については、FFRD の影響を取り入れた熱流動挙動の評価手法を整備し、実験解析による評価モデルの妥当性確認を行った。
- ④ 再冠水については、国際プロジェクトで得た実験データを用いたベンチマーク解析を通じて再冠水の評価手法を高度化した。
- ⑤ プール内の温度成層化については、BWR の圧力抑制室の温度成層化の評価手法を高度化するとともに、学校法人早稲田大学との共同研究により使用済み燃料プールを想定した温度成層化の実験データを取得・分析するとともに、温度・流速同時測定手法の開発を行った。
- ⑥ 総合効果試験については、JAEA の委託研究及び参画した国際プロジェクトの中で PWR の多重故障事故を模擬した総合効果試験を実施し、プラント挙動に係る実験データを取得することで、事故時のプラント挙動について知見を得た。

- 原子炉システム解析コードの検証及び妥当性確認（V&V）

AMAGI の V&V として、重要度ランクテーブル（PIRT）から抽出された重要現象に基づき妥当性確認のための実験を選定し、実験の模擬解析による妥当性確認を実施した。また、実験データや他コードとの比較により、評価モデルの違いの影響について知見を蓄積した。

- BEPU 手法の高度化及び安全解析への適用

BEPU 手法に関して米国における規制体系及び申請状況等の整理を行った。また、解析コードの入力パラメータの不確かさの定量化に向けて、ベイズの手法に基づく逆解析手法を適用した試解析を実施した。さらに、実機 BEPU 解析に向けて、プラント解析データ及び統計解析ツールの整備を行った。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 本研究プロジェクトで取得した実験データは貴重であることから公開して欲しいとの意見があった。また、原子力規制庁が開発した原子炉システム解析コード AMAGI の効率的な運用及び継続的な活用に向けてユーザーを増加すべく解析コードを公開するべきとの意見があった。いずれも前向きに検討することとしたい。
- 今後も同テーマを継続して取り組むにあたり、研究計画の十分な検討、AMAGI の効率的な運用、世界的に減少する高出力装置を用いた実験の実施について幅広い議論及び人材育成の観点から着実な体制整備の検討を促す意見があった。熱流動研究として取り組む課題選定、解析コード等の基盤整備、実施体制等について十分に検討することとしたい。

- 詳細は別表3参照。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況： A

- 事故時の重要現象の把握及びモデルの高度化、原子炉システム解析コードのV&V並びに BEPU 手法の高度化及び安全解析への適用について検討を進め、それぞれにおいて技術的知見を拡充することができた。事業者が実施する最適評価の技術的妥当性の確認に資する研究成果が得られたことから設定した目標を達成できた。

② 成果の公表等の状況： S

- 原子力規制庁から、査読付論文3件、国際会議のプロシーディング3件を公表した。
- 原子力規制庁の職員が原子力学会賞（技術賞）を受賞した。
- 委託先から、査読付論文6件、国際会議のプロシーディング2件を公表した。

③ 研究の進め方に関する技術的適切性： A

- 国内外の専門家との議論を通して、研究の進め方、成果の妥当性を確認している。また、国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえた上で、適切な手法にて研究を実施していることから、技術評価検討会での外部専門家からの意見も踏まえ、技術的適切性を有していると判断した。

④ 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性： A

- 委託研究等の相手も含め適切な実施体制を構築して研究を進めた。原子力規制庁及び委託先から研究成果を計画的に公表したことから、適切なマネジメントのもとに研究が行われたと評価した。
- 予算執行、進捗管理及び検収を含めた契約業務を、法令等を遵守して実施しており、適切に業務管理が行われたと判断した。

⑤ 成果の規制への活用の状況・見通し： B

- 本研究により、事故時の重要現象の把握及びモデルの高度化、原子炉システム解析コードのV&V、並びに BEPU 手法の高度化及び安全解析への適用について知見が得られた。これらの知見は、新規規制基準の適合性に係る審査に活用されるだけでなく、今後提出されることが予定されている“BWR10×10燃料導入時過渡事象へのBEPUの適用”の技術評価にも活用される見込みがある。（実用炉審査部門）

(2) 総合評価

- 評価結果： A
- 評価コメント：

研究を適切に遂行した上で、成果目標を達成することができた。また、研究成果の公表を積極的に進めたことに加え、原子力学会賞を受賞して学術的価値が対外的に認められた。規制活動への貢献については、今後の審査等に成果が活用されることが見込まれる。

6. 評価結果の今後の活用

- 実験データ及び解析コード AMAGI の公開について検討するとともに、熱流動に係る技術基盤の構築を継続して実施するための体制、研究計画等について検討を行う。
- 事業者から最適評価手法を適用した申請、安全性向上の取組等があった場合に、本研究プロジェクトで得た知見を活用して規制活動への支援を実施する。

(主な成果の公表)

(1) 原子力規制庁の職員による公表

- 論文（査読付）
 - ① 金子順一、塚本直史、「原子炉システム解析コード AMAGI の解析機能と開発状況」、日本原子力学会和文論文誌、19 巻、3 号、pp. 167-177、2020.
 - ② J. Kaneko, A. Satou, M. Sekine and Y. Masuhara, “Validation of mechanistic dryout and rewetting model based on the three-field model with single tube experiments”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 58, No. 8, pp. 9180932, 2021.
 - ③ M. Sekine and M. Furuya, “Development of measurement method for temperature and velocity field with optical fiber sensor”, Sensors, Vol. 23, Issue 3, 1627, 2023.
- 国際会議のプロシーディング（査読付）
 - ① M. Sekine, J. Kaneko and T. Takeda, “RELAP5 CODE ANALYSES OF PKL-4 PROJECT TEST ON PWR MULTIPLE STEAM GENERATOR TUBE RUPTURE ACCIDENT WITH RECOVERY ACTIONS”, Proceedings of 28th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 28), Virtual Conference, 2021.
 - ② H. Eguchi, H. Uehara and H. Ono, “DEVELOPMENT OF TRACE/FRAPTRAN-NRA COUPLED CODE AND INCORPORATION OF FFRD MODELS FOR LOCA ANALYSIS”, Proceedings of 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19), Virtual Meeting, 2022.
 - ③ J. Kaneko and M. Sekine, “SIMULATION ON THE OECD/NEA RBHT REFLOOD OPEN TEST BENCHMARK USING TRACE AND COBRA-TF”, Proceedings of 19th

International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19), Virtual Meeting, 2022.

- 表彰・受賞

- ① 金子順一、塚本直史、「システム解析コード AMAGI の開発」、第 55 回（2022 年度）原子力学会賞 技術賞、令和 5 年

(2) 委託先による公表

- 論文（査読付）

- ① A. Satou, Y. Wada, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Study on Dryout and Rewetting during Accidents including ATWS for the BWR at JAEA”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 354, 110164, 2019.
- ② Y. Wada, T. D. Le, A. Satou, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Liquid Film Behavior and Heat Transfer Mechanism near the Rewetting Front in a Single Rod Air-Water System”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 57, No. 1, pp.100-113, 2020.
- ③ S. Abe, Y. Okagaki, A. Satou and Y. Sibamoto, “A numerical investigation on the heat transfer and turbulence production characteristics induced by a swirl spacer in a single-tube geometry under single-phase flow condition”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 159, 108321, 2021.
- ④ T. Takeda, Y. Wada, Y. Sibamoto, “Major Outcomes through Recent ROSA/LSTF Experiments and Future Plans”, World Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 11, No. 1, pp.17-42, 2021.
- ⑤ T. Okawa, “On the mechanism of onset of significant void in subcooled flow boiling”, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 181, 121835, 2021.
- ⑥ T. Okawa, “Developing a semi-mechanistic correlation for the onset of significant void in subcooled flow boiling”, International Communications in Heat and Mass Transfer, Vol. 134, 106047, 2022.

- 国際会議のプロシーディング（査読付）

- ① S. Abe, Y. Obi, A. Satou, Y. Okagaki and Y. Sibamoto, “Implementation of the heat and mass transfer models for BT and post-BT regions in three-field two-fluid CFD”, Proceedings of 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19), Virtual Meeting, 2022.
- ② T. Okawa, Y. Endo and R. Tsujimura, “VISUALIZATION STUDY FOR THE MECHANISMS TO CAUSE OSV AND DNB IN SUBCOOLED FLOW BOILING”, Proceedings of 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal

Hydraulics (NURETH-19), Virtual Meeting, 2022.

別表 3

原子カプラントの熱流動最適評価に関する安全研究に対する外部専門家の評価意見及び専門技術者の御意見並びにその回答

(外部専門家から頂いた評価意見及びその回答)

No.	評価項目	評価意見	回答
北田 孝典 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	国内外の過去の研究に加えて、関連する動向を踏まえて研究が実施されていると、説明を受けて判断。当初計画に対する追加(計画外)での検討となるため記載は困難かもしれないものの、研究期間における動向を踏まえて追加的な実験内容が検討されているとなれば、本項目の評価は S としたい。	拝承致しました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	当初の目的に沿った結果が得られているなど着実な実験データの取得が行われていること、また幾つかの解析手法・解析コードを組み合わせ適切に解析が実施されていると判断。ただし、報告書においては計算条件が不明確と思われる箇所(特に実機条件)がみられるため、解析実施に当たり入力した情報は報告書では網羅して記載されていることが望まれます。	<p>拝承致しました。</p> <p>実機解析の計算条件について、RIA 解析での実機条件として炉心条件、減速材温度を報告書に追記しました。</p> <p>FFRD 解析においては実機体系での評価が可能であることを確認したものであり、結果の分析・解釈には至っていないことから実機条件は示しませんでした。</p>
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	得られた実験結果(現象)の機構解釈を進めるとともに、実験結果と解析結果の比較を、実験で得られた結果を踏まえたモデルの高度化などと組み合わせ実施されており、適切に評価が行われていると判断。結果を踏まえての実機への適用性に関する判断根拠や、解析コードの適用性が意味するところをもう少し明確にしたほうが良いと考えます。現状では、評価できるだけの精度で評価できるのか、が不明確に感じます。	<p>拝承致しました。</p> <p>FFRD 解析に関しては、実機体系でも評価可能であることを確認したものであり、実機への適用性については今後の課題となりますので、その旨が分かるように報告書の記載を修正しました。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
4	④重大な見落とし(観点の欠落)がないか。	現時点では特に無いと判断。	拝承致しました。
5	その他	<p>今後は、得られた膨大な実験データの有効活用や実験データの様々な活用を図るためにも公開を前向きにご検討いただきたい。また AMAGI の高度化にもユーザーの増大およびユーザーからのフィードバックが有用であるため、同様に公開を前向きにご検討いただきたい。(コードの場合はロードモジュールでも良いと考えます)。</p> <p>一旦のまとめのタイミングであり、これまでの活動や内容を振り替える良い機会だと思いますので、外部からのコメントだけでなく、内部での意見交換もしっかりと進めて頂きたい。</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>実験データの公開について、委託先と協議して検討したいと思います。</p> <p>AMAGIの公開についても、前向きに検討したいと思います。</p> <p>熱流動研究の成果活用、今後の研究計画等について、規制庁内でしっかりと議論したいと思います。</p>
五福 明夫 氏			
1	①国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	熱流動数値解析技術の状況を踏まえた研究になっていると思われる。境界面が時間的に変動する体系を三次元的に解くのは困難であるので、Best-Estimateをどう捉えて規制のための研究を進めるかについて、十分に検討して今後の研究を計画することが重要であると思われる。	拝承致しました。
2	②解析実施手法、実験方法が適切か。	事故時の熱流動数値解析モデルを検討するために必要であってこれまでデータが無かった実験を計画して実施している点は評価される。すでに実験データがある場合であっても、計測技術の発達により計測データの精度が向上しているものもあると思われるので、今後は計測技術の進展を踏まえて過去の実験を再度行うことを考えて	拝承致しました。

No.	評価項目	評価意見	回答
		も良い事象が無いかを精査していただくことも必要と考えられる。	
3	③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	<p>実験データの整理には問題が無いと思われる。委員会でも指摘があったように、逆解析の結果からはモデルパラメータが実際とずれていることを示唆しており、モデルの洗練化も必要であると思われる。</p> <p>本研究で開発した OSV モデルの BEPU の観点での性能を確認するための方法を検討いただきたい。</p>	<p>逆解析は、OECD/NEA ATRIUM プロジェクトへの参画を通じて検討を継続していく予定ですので、その中でモデルの洗練化を検討したいと思います。</p> <p>OSV モデルは多数の実験データでベンチマークしましたが、今後、BEPU への適用に向けて不確かさの定量化、実機への適用性等について検討できればと思います。</p>
4	④重大な見落とし(観点の欠落)がないか。	特に無いと思われる。	拝承致しました。
5	その他	本研究を含めたこれまでの研究成果や今後の研究成果を、規制庁内で十分に共有していただきたい。また、事業者の BEPU の適用結果の確認への、研究成果の活用の考え方も十分に検討いただきたい。	拝承致しました。
山路 哲史 氏			
1	①国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	OECD/NEA による国際ベンチマークへの参画や、米国 NRC による最新の実験的な知見等も把握しながら研究プロジェクトが推進されており、国内外の最新知見が適切に本研究に反映されていたと思います。	拝承致しました。
2	②解析実施手法、実験方法が適切か。	いずれの実験や解析についても妥当であったと思われますが、ATWS を模擬した ATWS 模擬試験の試験条件の代表性についての議論がありましたように、それぞれの実験や解析ケースの選定理由を分かりやすくご発信頂けると良いと思います。	ATWS 模擬試験の試験条件の設定については、事業者が実施した解析に基づき設定した旨を報告書に記載しております。実験や解析のケースを選定して提示する場合には、選定理由を明示するようにしたいと思います。

No.	評価項目	評価意見	回答
3	③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	プール内の温度成層化に係る現象把握及びモデルの高度化については、温度成層化の解消メカニズム等の一部の現象は完全には解明されていないように見受けられます。今後の研究課題としてご検討下さると良いかと思えます。	<p>拝承致しました。</p> <p>プール内の温度成層化については、別プロジェクトで検討を継続する予定ですので、その中で機構の解明を進めたいと思います。</p>
4	④重大な見落とし(観点の欠落)がないか。	重大な見落としは見受けられませんでした。	拝承致しました。
5	その他	限られたリソースにより得られた貴重な知見の効果的な活用について今後も継続してご検討下さると良いと思えます。一部は委託元との調整を伴うと思われませんが、例えば、大学も含めた AMAGI のユーザー拡大の検討、OECD/NEA 国際ベンチマークや Data Bank を通じた実験データの公開、学会活動における課題共有等が考えられるかと思えます。知識の継承は単に報告書等にまとめるだけでは困難な部分もあるため、例えば AMAGI の継続的な利用を伴う研究テーマの提案等があると効果的かと思えます。	<p>拝承致しました。</p> <p>実験データ及び解析コードの公開については、ご教示いただいた方法を含め検討したいと思います。</p> <p>知識の継承に関しては、AMAGI の活用を含めた熱流動研究の継続的な実施を検討できればと思います。</p>

(専門技術者から頂いた御意見及びその回答)

No.	評価項目	御意見	回答
新井 健司 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	特記事項なし。	拝承致しました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>AMAGI コードについては、今後、継続的に V&V やモデル改良、計算速度や計算安定性の改良を進めるには大きなリソースが必要になるものと予想され、どうやって効率的に進めるのかも検討する必要があるものと考えます。そのための一つの方策としては、例えば NRC がやっているようにユーザーを拡大し幅広い解析に適用してフィードバックを受けることや数値解析分野での最新の知見を活用するなどが考えられます。ご検討ください。これにあわせて、AMAGI コードのモデルデスクリプションやユーザーマニュアルが参考文献には見当たりませんが、整備を進める必要があると考えます。</p> <p>「技術基盤の構築は一朝一夕ではできない」との記載がありましたが、BEPU 手法の実機適用に当たっても多くのステップが必要と考えます。今回の研究期間の中で実施した逆解析が、このフェーズで実施されることが適切なのか、提示された資料では判断できませんが、いずれにしても BEPU 手法の実機適用に向けたロードマップを作成して、それに沿って合理的に進めることが必要であると考えます。</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>AMAGI の改良に関しては公開を含めた方策を検討したいと思います。</p> <p>ご指摘頂いた AMAGI に関する文書については整備中です。また、コードを公開する場合の進め方についても併せて検討いたします。</p> <p>BEPU の実機適用については、規制機関として取組むべき内容を整理して、今後も取組めればと思います。</p> <p>逆解析に関しては、OECD/NEA プロジェクトの中で国際的に継続して検討されているテーマであり、その動向をより詳細にフォローするため本プロジェクトで着手したものととなります。その旨を報告書に追記しました。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
3	③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	試験解析や V&V では、試験データの不確かさも踏まえたうえで、試験結果と解析結果との差の定量化や、個別モデルの誤差への影響の定量が重要と考えます。検討の深堀をお願いしたい。	拝承致しました。
4	④重大な見落とし(観点の欠落)がないか。	特記事項なし。	拝承致しました。
5	その他	<p>産業界では大型の熱水力試験装置の数も少なくなっており、今回の研究で取得された試験データは貴重な技術資産と理解されることから、民間でも広く活用できるように、すなわち民間コードの精度評価解析でも使えるように、試験装置の詳細も含めて積極的に試験データのデジタル値の公開や共有を進めていただきたい。</p> <p>今回の試験解析や V&V において、システム解析コードの範疇では、AMAGI、TRACE、RELAP5 の各コードが用いられている。多くのコードを使い分けることはメリットがある反面、コード管理やリソース管理の面では負担も大きくなる。効率化の観点も含めて、解析コードの適用、使い分け、集約についての考え方をまとめていただきたい。</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>試験データの公開については、委託先と協議して検討したいと思います。</p> <p>解析コードの使い分けについては、TRACE をメインとしながら、モデル高度化のプラットフォームとして AMAGI の活用を考えております。</p> <p>RELAP5 に関しては、多数の解析データを蓄積していることから、今後も TRACE、AMAGI との比較、急を要する検討等、用途に応じて活用していきたいと考えておりますが、新規の解析は TRACE 及び／又は AMAGI で実施する予定です。</p>
梅澤 成光 氏			
1	①国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	(2.1.3 LOCA 等における現象の把握及びモデルの高度化 (1) FFRD に関する検討) 別途「事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究」においても FFRD に関する実験を用いた検討が行われているようですが、解析についてはスコープに入っていないようです。解析コードの開発にフィー	今後、FFRD に関する熱流動研究はご指摘の実験プロジェクトに引き継がれる予定です。その中で必要に応じて実験結果を解析コードにフィードバックするか検討していくこととなります。

No.	評価項目	御意見	回答
		ドバックがなされる計画になっているでしょうか。	
2	②解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>(2.1.3 LOCA 等における現象の把握及びモデルの高度化 (1) FFRD に関する検討)</p> <p>④ 3 ループ PWR の LOCA 解析)</p> <p>TRACE と FRAPTRAN との結合コードを使用し、炉心を集合体単位のチャンネル分割とする大変詳細な解析ですが、FFRD の影響把握以外では今後どのような目的での活用を想定されているでしょうか。計算負荷が大変大きいと思われるので、目的に照らして現実的な計算時間になっているかも含めて説明があればと思います。</p> <p>炉心条件により結果は変わりますが、どのように設定されているでしょうか。サイクル内のどの時期か、各集合体の燃料棒の燃焼度、出力条件等、データの出典を含めて記載されると解りやすいと考えます。</p> <p>(2.1.3 LOCA 等における現象の把握及びモデルの高度化 (2) 再冠水に関する検討)</p> <p>RBHT 試験のベンチマーク解析を TRACE と COBRA-TF で実施されていますが、両者の棲み分けについて目的も含めて説明いただければと思います。</p> <p>LOFT 試験の TRACE コードによる解析において、ブローダウンフェイズでは再冠水モデルをオンとした方が燃料温度を高く評価する傾向にあると記載があります。再冠水モデル(軸方向熱伝導、動的ファインメッシュ機能等との記載あり)は、燃料被覆管の軸方向の温度勾配が大きい時に影響すると考えられます。ところが、ブローダウ</p>	<p>炉心を集合体単位のチャンネル分割する解析は、燃料被覆管の破裂による流路閉塞が 3 次元熱流動に与える影響を見るために行ったものであり、そのような解析が実機体系で現実的な計算時間で計算可能なことを確認したものととなります。その旨が分かるよう報告書を修正しました。</p> <p>今回は実機体系で解析が可能であることを確認したものであり、炉心条件の影響等の分析はスコープ外であるため記載しておりません。そのような分析は今後の課題であり、報告書にその旨を追記しました。</p> <p>RBHT のベンチマーク解析において、機構解明及びモデル高度化に向けての参照コードとして TRACE よりも詳細な解析が可能な COBRA-TF を用いたため、その旨を報告書に追記しました。</p> <p>LOFT 試験の TRACE 解析において、再冠水モデルによりブローダウンフェイズの結果に影響が生じた理由は解明できておらず、今後の課題と考えております。報告書にはその旨を追記しました。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>ンフェイズで影響が大きいとの結果であり定性的に考えられる傾向と合致していません。結果がこうであったというだけでなく理由についての分析が必要と考えます。</p>	
3	<p>③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。</p>	<p>(2.1.3 LOCA 等における現象の把握及びモデルの高度化 (1) FFRD に関する検討 ③ ハルデン LOCA 解析) 図 2.1-66 (IFA-650.4 試験の周方向歪みの軸方向分布の計算結果と測定値の比較)によると FRACAS-1/BALON-2 の解析モデルでは 0.2m より若干下の位置のみで歪が大きくなっていますが、理由は何でしょうか。縦軸の単位が不明ですが不連続な歪は被覆管の破裂によるものと思われる。破裂が生ずると高温クリープが停止するので、実験で破裂が生じていないのであれば、解析においても破裂させない条件で比較することでモデルの特性がより正確に把握できると考えます。</p> <p>(2.1.3 LOCA 等における現象の把握及びモデルの高度化 (1) FFRD に関する検討 ④ 3 ループ PWR の LOCA 解析) 「実機プラントを対象に解析可能なことが確認できた。」との記載がありますが、解析結果が記載されていません。解析結果の妥当性について、FRAPTRAN と結合しない計算との一致を確認と記載されていますが、元々の目的である燃料の破損が生じた場合の妥当性の確認をどのように実施するか説明があればと思います。</p> <p>(2.1.5 プール内の温度成層化に係る現象把握及びモデルの高度化) 実験において 125 W の時に上部の温度が沸点に到達すると、底部の温度も急昇し、温度成層化の解消が見られたとの記載</p>	<p>ハルデン LOCA 解析においては、被覆管が破裂し FFRD が発生した試験を対象に解析を実施しました。FRACAS-1/BALON-2 の解析では、歪みが不連続に増加している位置で破裂が生じた解析結果となっております。破裂が生じた旨を報告書の図の説明として追記しました。</p> <p>今回は実機体系で評価可能であることを確認したものであり、解析結果の分析はスコープ外であるため記載しておりません。FFRD が実機で生じた場合の評価結果の妥当性については、実験データと実機との関係性を整理する等、今後分析が必要と考えており、今後の課題として報告書に追記しました。</p> <p>温度成層化の解消に対して、ボイド挙動がご指摘のような形で影響を及ぼしたと考えられますが、ボイド挙動の分析を含む温度成層化の解消等の機構解明については、別プロジェクトで検討を継続する予定と</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>がありますが、沸点に到達した際のボイド発生挙動について記載があればと思います。ボイド発生による攪拌、水頭の減少によるボイド発生の加速といった現象により、成層化の状況は変わると考えられます。</p> <p>(2.3.2 逆解析手法による解析コード入力パラメータ不確かさの定量化)</p> <p>管群ボイド試験を対象に評価がなされていますが、特に影響が大きいと考えられる気泡・スラグ流領域についての気液界面抗力に関して TRACE では実験に基づくドリフトフラックスモデルがベースになっていると理解しています。逆解析結果によると図 2.3.1 の横軸は 1.0 から大きく外れており、実験に基づく相関式が使用されている割には乖離が大きすぎると考えられます。乖離の原因について分析が必要と考えます。</p>	<p>なっております。</p> <p>逆解析手法において、ご指摘のように感度係数が 1.0 から大きく離れる結果となった点は課題と認識しており、報告書にもその旨を記載しております。</p> <p>また、OECD/NEA ATRIUM プロジェクトに今後も継続して参加し、逆解析手法について検討したいと思っております。</p>
4	④重大な見落とし(観測点の欠落)がないか。	<p>(2.2 原子炉システム解析コードの V&V)</p> <p>表 2.2.1～表 2.2.4 で重要現象が抽出されていますが、燃料健全性に関する評価指標のみが挙げられています。DBA 及び原子炉停止機能喪失においては、原子炉圧力上昇時の原子炉健全性も重要な評価対象であり、原子炉圧力を評価指標とした場合に抜けがないか確認が必要と考えます。</p>	<p>原子炉圧力を評価指標とした場合でもリストアップした重要現象でおおむね網羅できているのではないかと考えますが、今後の研究において抜けがないか確認したいと思います。</p>
5	その他	<p>(2.1.1 BWR ATWS 条件下での液膜ドライアウト及びリウエット)</p> <p>ポスト BT の燃料健全性については原子力学会において標準(BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準)が発行されています。ATWS 条件下での液膜ドライアウト及びリウエットに関するデータ類は、ポスト BT の最新知見として学会の</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>ATWS 試験の実験データの公開について、学会の場等での共有を含め検討したいと思います。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>場等で共有を図ることでより有効に活用され则认为ます。</p> <p>(3.2 目的の達成状況)</p> <p>目的と達成状況として、「炉心損傷前までの軽水炉の事故時熱流動挙動を対象に適合性審査等において事業者の最適評価の技術的妥当性の確認に活用可能な技術基盤を構築すること」と「当初の目的を満たす成果が得られた」との記載がありますが、DBAを対象とした事業者の BEPU 手法の申請があれば審査可能ということでしょうか。</p>	<p>現時点で BEPU 手法の審査が可能であるかについて回答する立場にはございませんが、もし申請があれば、その時点で有する知見を最大限活用して審査等への支援を行うことになるかと思います。継続して知見を蓄積し、より良い規制活動につながるよう今後も取り組みたいと考えております。</p>
溝上 伸也 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	<p>ATWS 時の振動試験については、NRC の委託によるドイツ KATHY 試験施設での比較的類似した実験が実施されているが、振動条件の相違など、もう少し定量的な説明があるとよい。また、世界的に高出力の熱流動ループが減少している中であるので、どのような実験設備によるどのような実験が必要かについて、規制側産業界側に限定せず、国際的に議論したうえで協働する方向性についても議論すべき。</p> <p>統計的安全評価手法を用いた安全評価は実適用の例が少ないものの、世界的にも検討が進められている分野であるので、最新の動向を継続的にフォローしていくべきである。</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>KATHY 試験との関係性については、実験に関する論文公表や実験データの公開等の際に提示できればと考えております。また、こういった取組を通じて、国内外で本実験に関する議論や今後取り組むべき実験について協議できればと思います。</p> <p>統計的安全評価手法を用いた安全評価の最新動向については今後もフォローしたいと思います。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>解析コードの妥当性確認には学会標準の手法を適用しているとのことであり、妥当であるとの認識。使用する解析コードについては、RELAP, TRACE, AMAGI の3つ、将来的には RELAP はフェードアウトしていくとのことであるが、導入コードである TRACE</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>AMAGI の開発については、活用方法を検討の上、継続して実施したいと思います。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		と自らが開発者である AMAGI とでは妥当性確認の手法は異なるものとなっているはずである。コードの開発者として妥当性確認を実施することは、その後を実施する安全解析の妥当性を確保するうえでもアドバンテージとなると考えられるので、リソースの確保は簡単ではないと思われるが、AMAGI の開発は継続的に実施していただきたい。	
3	③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	低圧サブクール試験の再現解析については、ポンピング因子には一定の感度があるため調整パラメータに使うアプローチには一定の有効性がある。しかし、これを更に詰めるには、ポンピングによって運ばれる過熱境界層の機構論的定式化などを進める必要があり、この点にフォーカスした実験の実施によって有効なデータを取得する必要がある。このようなアプローチよりも、蒸気泡の離脱に係るより詳細なメカニズムを調査し、それに基づく機構論的アプローチの方が長い目では有効ではないか？急がば回れでお願いしたい。	<p>拝承致しました。</p> <p>ポンピング因子の影響評価については感度を有する因子を特定できたことは成果と考えておりますが、現状のポンピング因子のモデルで十分との結論までは得られたとは考えておりません。引き続き、機構論的なアプローチで解決できるかも含め検討できればと考えております。</p>
4	④重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	重大な見落としというほどの問題はないとの認識である。	拝承致しました。
5	その他	BWR 産業界では 30 年ぶりの新燃料の導入となる 10x10 燃料導入に向けての検討が進められている。燃料の特徴を考えれば、従来の 1 点炉近似のシステムコードでは現象を再現することは物理的に不可能である。そのため、最適評価コードを用いた統計的安全評価手法の導入が必須条件となっていると認識している。そのような状況下においては、規制側でも同等の解析能力を備えておくことが必要であると考え	<p>拝承致しました。</p> <p>ご指摘のとおり、審査等の規制活動において規制機関が当該技術の知見を有することは必要であり、将来を見据えて人材育成を進めたいと思います。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>る。一方で、ベテランの技術者ほど、使い慣れた古いコードから新しいコードへ乗り換えることは難しいと考えられる。そのため、解析に必要な共通した技術の技術伝承と新しい解析コードを活用できる人材育成を進めていくことが課題になると考えられる。この分野の人材の確保は非常に重要であるため、着実な体制整備を検討いただきたい。</p>	