

安全研究に係る事後評価、中間評価及び追跡評価

令和 5 年 6 月 2 1 日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、原子力規制庁が実施した安全研究に係る事後評価及び中間評価の結果の了承について諮るとともに、追跡評価の結果を報告するものである。

2. 概要

「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」(改正 令和元年 5 月 29 日 原子力規制委員会決定。以下「基本方針」という。参考 1)) 及び「安全研究プロジェクトの評価実施要領」(令和 3 年 8 月 26 日 原子力規制庁長官決定。以下「評価実施要領」という。参考 2)) では、安全研究の的確な実施及び成果の活用を図るため、各安全研究プロジェクトの開始・終了等の節目において評価を実施し、作成した評価書案を原子力規制委員会へ諮ることとされている。今回、原子力規制庁は、長官官房技術基盤グループで行う安全研究プロジェクトのうち、令和 4 年度に終了した 3 件の安全研究プロジェクトについての事後評価及び令和 3 年度に開始し令和 7 年度に終了する 2 件の安全研究プロジェクトについての中間評価をそれぞれ実施した。

また、基本方針では、終了後一定期間が経過した安全研究プロジェクトを対象として、安全研究プロジェクトを分野ごとに束ね、数年分を取りまとめた上で成果の活用状況等について追跡評価を行い、原子力規制委員会に報告することとされている。今回は、平成 30 年度から令和 2 年度までに終了した 11 研究分野における安全研究プロジェクト 20 件について、追跡評価を実施した。

3. 事後評価結果（了承事項）

令和 4 年度に終了した 3 件の安全研究プロジェクトに対する事後評価結果の案を別紙 1 のとおり了承いただきたい。

別紙 1：安全研究に係る事後評価結果（案）

4. 中間評価結果（了承事項）

令和 3 年度に開始し令和 7 年度に終了する 2 件の安全研究プロジェクトに対する中間評価結果の案を別紙 2 のとおり了承いただきたい。

別紙 2：安全研究に係る中間評価結果（案）

5. 追跡評価結果（報告事項）

平成 30 年度から令和 2 年度までに終了した安全研究プロジェクト 20 件に対する追跡評価結果を別紙 3 のとおり報告する。

別紙 3：安全研究に係る追跡評価結果

<別紙、参考等>

別紙 1 安全研究に係る事後評価結果（案）

別紙 2 安全研究に係る中間評価結果（案）

別紙 3 安全研究に係る追跡評価結果

参考 1 「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（平成 28 年 7 月 6 日原子力規制委員会決定）

参考 2 「安全研究プロジェクトの評価実施要領」（令和 3 年 8 月 26 日原子力規制庁長官決定）（抜粋）

参考 3 技術評価検討会名簿

参考 4 安全研究のプロジェクトごとの事後評価結果

参考 5 安全研究のプロジェクトごとの中間評価結果

安全研究に係る事後評価結果（案）

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。

安全研究に係る中間評価結果（案）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、中間評価の対象となるプロジェクトは次に示す 2 件である。

中間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	特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究	R3 - R7 (2021 - 2025)
II	再処理施設及び MOX 燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究	R3 - R7 (2021 - 2025)

2. 中間評価結果

上記 2 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中間評価（別添）は妥当である。

安全研究に係る中間評価結果

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

今回の中間評価の対象は、令和3年度に開始し令和7年度に終了する以下の2件の安全研究プロジェクトである。

- I. 特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究
- II. 再処理施設及びMOX燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究

2. 評価の方法

中間評価は、安全研究プロジェクトの活動内容及びこれまでの成果等を取りまとめた資料¹に基づき、技術動向、規制動向等の情勢の変化も踏まえ、当初計画の適切性や見直し（研究期間の短縮、研究の中断、中止等を含む。）の要否（以下、「当初計画の適切性」という。）を判断した上で、①研究の進め方に関する技術的適切性に加え、②研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性（以下、「研究の実施状況」という。）を評価した。

なお、評価に当たっては、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。

(1) 「当初計画の適切性」について

2件の安全研究プロジェクトはいずれも、当初計画の変更が必要となるような技術動向、規制動向等の情勢の変化はない。また、国内外の技術知見を踏まえ、計画どおり研究が進捗し、当初計画の目標を着実に達成しつつある。なお、評価対象プロジェクトの先行安全研究プロジェクト（「緊急時活動レベル（EAL）に係るリスク情報活用等の研究（H29-H31）」及び「加工施設及び再処理施設の内部火災等に関するリスク評価手法に関する研究（H29-R2）」）では、事後評価において、論文等による成果の公表がプロジェクト実施期間中に行われなかったことが指摘されている。これを受け、評価対象プロジェクトについては、研究計画において、実施期間中に論文投稿を行うこととしている。

以上より、当初計画は適切であり、見直しは不要と判断できることから、2件の安全研究プロジェクトを継続し、計画どおり研究を行うことが適切であると判断した。

¹ 安全研究プロジェクトの中間評価用資料を示す。「特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究」は第12回シビアアクシデント技術評価検討会 資料3-3として、「再処理施設及びMOX燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究」は第6回核燃料サイクル技術評価検討会 資料3として、原子力規制委員会のホームページに掲載済。

(2) 「研究の実施状況」について

項目別評価

- ・ 「①研究の進め方に関する技術的適切性」について
2件の安全研究プロジェクトはいずれも、研究の実施にあたっては、国内外の先行研究及び最新知見を反映しつつ進めており、技術評価検討会における外部専門家の意見を踏まえ、技術的に適切であると判断し、「A」評価とした。
- ・ 「②研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性」について
2件の安全研究プロジェクトはいずれも、適切な研究体制を構築する等により、研究マネジメント及び予算・契約管理が適切に行われていると判断し、「A」評価とした。

総合評価

2件の安全研究プロジェクトはいずれも、技術評価検討会の外部専門家の意見も踏まえ、技術的適切性をもって研究が行われていると判断し、上記項目別評価の評語を基礎として、「A」評価とした。

4. 評価結果の今後の活用

研究計画を大きく見直す必要はないが、技術評価検討会における外部専門家の意見を踏まえ、「特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究」では、国際協力等の活用を研究計画に反映するとともに、汎用的な評価手法の整備を検討していく。また、「再処理施設及びMOX燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究」では、可能な限り予備解析を行い、事後解析や理論的モデルとの照合による分析を実施するとともに、得られた成果を積極的に公表し、規制活動への具体的な活用方法を明確にしていく。

表 1 安全研究に係る中間評価結果の全体概要

評価項目		I. 特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究	II. 再処理施設及び MOX 燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究	
当初計画の適切性		計画どおりに行うことが適切である	計画どおりに行うことが適切である	
研究の 実施状況	項目別評価 ※1	①研究の進め方に関する技術的適切性	A(3)	A(3)
		②研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性	A(3)	A(3)
	総合評価 ※2	項目別評価結果の総合点	6	6
		項目別評価結果の平均点	3	3
		評価結果(全体評語)	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。

安全研究に係る追跡評価結果

令和 5 年 6 月 2 1 日
原 子 力 規 制 庁

1. 評価の概要

安全研究の基本方針では、「安全研究プロジェクトの成果の活用状況等について一定期間後に実施する評価（追跡評価）については、安全研究プロジェクトを分野ごとに束ね、数年分を取りまとめた上で実施し、委員会への報告を求める」としている。

前回の追跡評価では、平成 27 年度から平成 29 年度に終了した 27 件の安全研究プロジェクトを対象とし、令和 2 年度第 10 回原子力規制委員会で報告した。同委員会における評価の対象期間に関する議論を踏まえ、今回は追跡評価の方法について具体的に定めるとともに、前回評価の対象期間以降である平成 30 年度から令和 2 年度に終了した、表 1 に示す 20 件の安全研究プロジェクトを対象として、安全研究の成果の公表状況及び原子力規制庁が行う規制活動への活用実績を確認した。

2. 評価の方法

令和 2 年度第 10 回原子力規制委員会「安全研究に係る事後評価結果（案）及び追跡評価結果について」における追跡評価の対象期間に関する議論を踏まえ、以下のように評価を行った。

- (1) 追跡評価の実施時期
 - 追跡評価は、3 年間隔で実施する。
- (2) 追跡評価の評価対象プロジェクト
 - 終了後 2 年以上が経過した安全研究プロジェクトを対象とする。
- (3) 追跡評価の確認項目・方法
 - 評価対象プロジェクトにおける規制への活用実績及び成果の公表実績を確認する。
 - 規制への活用実績では、①基準類（規則、告示、内規等）の制定・改正、②審査、検査等の規制活動、③原子力規制庁が実施する公開会合への技術知見の活用等を対象とする。
 - 成果の公表実績では、原子力規制庁が公表する技術文書（NRA 技術報告及び NRA 技術ノート）及び査読付論文（査読付の国際会議のプロシーディングも含む）を対象とする。なお、委託先による成果の公表実績も含む。

3. 評価結果

成果の公表実績及び規制への活用実績について、研究分野ごとに整理した結果を表 2 に示す。また、安全研究プロジェクトごとのまとめを「別添」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。

(1) 成果の公表について

評価対象となった安全研究プロジェクトの成果は、NRA 技術報告 4 件、NRA 技術ノート 5 件及び査読付論文等 274 件、合わせて 283 件として公表され、うち 105 件は安全研究プロジェクト終了後に行われた公表である。安全研究プロジェクト終了後においても継続的に学術的な公表が行われていることが分かる。

研究分野別では、論文等として成果の公表に結びつきやすい分野とそうでない分野とに大局的に二分される。例えば、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ研究が実施されている外部事象及びシビアアクシデント(軽水炉)の分野においては、成果の公表が比較的行いやすいと考えられるが、人的・組織的要因及び原子力災害対策の分野においては、基準類の制定・改正や審査・検査など、至近の規制ニーズに対応することを主要な目的とする傾向があり、論文等による成果の公表に直接的に結びつきにくいことが想定される。

本評価結果もそのような分野による性質の違いが表れている。研究分野別の成果の公表実績では、外部事象及びシビアアクシデント(軽水炉)の分野において、前回の追跡評価結果に引き続き、論文等の公表が積極的に行われた(それぞれ 87 件、27 件。うち、プロジェクト終了後はそれぞれ 34 件、4 件)。また、材料・構造及び核燃料の分野においては、実施期間が長期にわたるプロジェクトが多いということが理由の一つとして考えられるが、多くの成果の公表実績があった(それぞれ 61 件、49 件。うち、プロジェクト終了後はそれぞれ 36 件、5 件)。さらに、熱流動・核特性分野からも、着実に成果の公表が行われた(23 件。うち、プロジェクト終了後は 2 件)。一方、人的・組織的要因及び原子力災害対策の分野においては、プロジェクト終了後を含めて成果公表がほとんど行われていなかった(それぞれ 1 件。うち、プロジェクト終了後はそれぞれ 1 件、0 件)。

(2) 成果の規制活動への活用について

概ね全ての研究分野において、成果が規制活動に活用されている。全体 71 件のうち 46 件は安全研究プロジェクト終了後に行われた活用であり、前回の追跡評価結果と同様、安全研究プロジェクト終了後に成果が活用される傾向にある。

外部事象及び火災防護分野において、前回の追跡評価結果に引き続き活用実績が比較的多い(それぞれ 12 件、14 件。うち、プロジェクト終了後はそれぞれ 9 件、3 件)。これは共通要因故障をもたらす自然現象等に係る想定的大幅な引き上げとそれに対する防護対策の強化を求める新規制基準の適用に対応するものであり、得られた知見は技術情報検討会での報告や規則及び基準類の制定・改正、新規制基準適合性の審査支援に幅広く活用された。さらに、放射性廃棄物埋設施設及び廃止措置・クリアランスの分野についても規則及び基準類の制定・改正や新規制基準適合性の審査支援への活用をはじめとして、多くの規制活動への反映が確認できた。材料・構造分野については、高経年化技術評

価に係る審査支援に多く活用された。成果の公表がほとんど行われなかった人的・組織的要因及び原子力災害対策の分野で得られた知見も、基準類の制定または改正に活用されており、人的・組織的要因分野では、検査に対する技術支援でも活用された。

一方、熱流動・核特性分野については活用実績がなかった。当該分野で行われたプロジェクトは主に解析コードの整備を目的に実施され、当該解析コードは後継プロジェクトにおいて検証及び妥当性確認等が実施され、これらに関する知見が蓄積されている。また、核燃料分野についても活用実績がほとんどなかった。当該分野で主に対象とした新型燃料に関して、審査等の規制活動が行われなかったためであると考えられる。これら2つの分野の成果については、今後予想される BWR10×10 燃料等の新型燃料に関する規制活動においての活用が見込まれる。

(3) 結論

以上より、平成 30 年度から令和 2 年度までに終了した 20 件の安全研究プロジェクトについては、全体として、プロジェクト終了後においても積極的な成果の公表及び成果の規制活動への活用が見られた。一方で、成果の規制活動への活用がほとんどなかった核燃料及び熱流動・核特性分野のプロジェクトについては、今後規制活動への活用が見込まれることから、次回の追跡評価でも引き続き成果の規制活動への活用実績を確認していくこととする。

本評価結果は技術基盤グループ内で共有し、今後のプロジェクトの計画と実施に反映する。

4. その他

今回の追跡評価結果を踏まえ、今後の追跡評価においても、基準類の制定・改正及び審査、検査等の規制活動への活用実績が見られなかった研究分野については、次回の追跡評価時に引き続き成果の規制活動への活用実績を確認することとする。本対応及び 2. で示した追跡評価の方法については、今後、「安全研究プロジェクトの評価実施要領」（令和 3 年 8 月 26 日原子力規制庁長官決定）に明文化するよう改正することとし、評価活動に適用する。

また、研究分野ごとの成果の規制活動への活用実績については、追跡評価の対象とする期間よりもさらに長期的な傾向を把握することとする。

表1 追跡評価対象プロジェクト

No.	プロジェクト名	実施期間（年度）	研究分野
1	火山影響評価に係る科学的知見の整備	H25 - H30 (2013 - 2018)	外部事象
2	事故時燃料安全性に関する規制高度化研究	H18 - H30 (2006 - 2018)	核燃料
3	国産システム解析コードの開発	H24 - H30 (2012 - 2018)	熱流動・核特性
4	事故時等の熱流動評価に係る実験的研究	H24 - H30 (2012 - 2018)	熱流動・核特性
5	人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映	H26 - H30 (2014 - 2018)	人的・組織的要因
6	断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究	H25 - R1 (2013 - 2019)	外部事象
7	地震の活動履歴評価手法に関する研究	H29 - R1 (2017 - 2019)	外部事象
8	地震ハザード評価の信頼性向上に関する研究	H29 - R1 (2017 - 2019)	外部事象
9	緊急時活動レベル（EAL）に係るリスク情報活用等の研究	H29 - R1 (2017 - 2019)	原子力災害対策
10	重大事故の事故シーケンスグループに係る事故進展解析	H29 - R1 (2017 - 2019)	シビアアクシデント（軽水炉）
11	軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	H27 - R1 (2015 - 2019)	シビアアクシデント（軽水炉）
12	軽水炉照射材料健全性評価研究	H18 - R1 (2006 - 2019)	材料・構造
13	電気・計装設備用高分子材料の長期健全性評価に係る研究	H29 - R1 (2017 - 2019)	材料・構造
14	津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究	H29 - R2 (2017 - 2020)	外部事象
15	地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究	H29 - R2 (2017 - 2020)	外部事象
16	加工施設及び再処理施設の内部火災等に関するリスク評価手法に関する研究	H29 - R2 (2017 - 2020)	核燃料サイクル施設
17	廃棄物埋設に影響する長期自然事象の調査方法及びバリア特性長期変遷の評価方法に関する研究	H29 - R2 (2017 - 2020)	放射性廃棄物埋設施設
18	放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究	H29 - R2 (2017 - 2020)	廃止措置・クリアランス
19	火災防護に係る影響評価に関する研究	H29 - R2 (2017 - 2020)	火災防護
20	燃料健全性に関する規制高度化研究	H19 - R2 (2007 - 2020)	核燃料

表2 成果の公表実績及び活用実績の概要※1

※1：本表における件数は、別添の表中の丸数字を1件として数えた。括弧内は、安全研究プロジェクト終了後の実績（内数）を示す。
 ※2：技術情報検討会や東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会等、原子力規制庁が実施する公開会合への技術知見の活用等が対象。

No.	研究分野	対象プロジェクト数	成果の公表実績					成果の規制活動への活用実績			
			NRA技術報告	NRA技術ノート	論文(査読付)	国際会議プロシーディング(査読付)	合計(分野ごと)	基準類の制定・改正への活用	審査、検査等への活用	その他※2	合計(分野ごと)
1	外部事象	6	2(1)	0(0)	67(25) 委託先 45(14)	18(8) 委託先 14(6)	87(34) 委託先 59(20)	2(2)	6(5)	4(2)	12(9)
2	火災防護	1	0(0)	1(1)	4(1) 委託先 2(0)	1(0) 委託先 0(0)	6(2) 委託先 2(0)	8(0)	5(2)	1(1)	14(3)
3	人的・組織的要因	1	0(0)	1(1)	0(0) 委託先 0(0)	0(0) 委託先 0(0)	1(1) 委託先 0(0)	2(2)	2(2)	1(1)	5(5)
4	核燃料	2	0(0)	0(0)	20(5) 委託先 16(2)	29(0) 委託先 21(0)	49(5) 委託先 37(2)	0(0)	0(0)	1(1)	1(1)
5	シビアアクシデント(軽水炉)	2	0(0)	0(0)	10(2) 委託先 5(0)	17(2) 委託先 15(0)	27(4) 委託先 20(0)	1(1)	1(1)	2(0)	4(2)
6	熱流動・核特性	2	0(0)	0(0)	11(2) 委託先 9(0)	12(0) 委託先 12(0)	23(2) 委託先 21(0)	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)
7	材料・構造	2	1(0)	0(0)	32(21) 委託先 26(16)	28(15) 委託先 26(14)	61(36) 委託先 52(30)	0(0)	8(8)	1(1)	9(9)
8	放射性廃棄物埋設施設	1	1(1)	2(1)	4(2) 委託先 2(0)	0(0) 委託先 0(0)	7(4) 委託先 2(0)	7(7)	1(1)	0(0)	8(8)
9	核燃料サイクル施設	1	0(0)	1(1)	11(8) 委託先 9(6)	0(0) 委託先 0(0)	12(9) 委託先 9(6)	0(0)	1(0)	0(0)	1(0)
10	廃止措置・クリアランス	1	0(0)	0(0)	7(7) 委託先 1(1)	1(1) 委託先 1(1)	8(8) 委託先 2(2)	6(3)	9(5)	0(0)	15(8)
11	原子力災害対策	1	0(0)	0(0)	0(0) 委託先 0(0)	1(0) 委託先 1(0)	1(0) 委託先 1(0)	1(0)	0(0)	1(1)	2(1)
合計		20	4(2)	5(4)	166(73) 委託先 115(39)	108(26) 委託先 91(21)	283(105) 委託先 206(60)	27(15)	33(24)	11(7)	71(46)

成果の公表実績及び活用実績（プロジェクトごとのまとめ）

別添

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
1	(1) 横断的原子力安全	①外部事象	火山影響評価に係る科学的知見の整備	H25 - H30	<p>【論文(査読付): 委託先】</p> <p>①山元孝広、「赤城火山軽石噴火期のマグマ噴出率と組成の変化」、地質学雑誌、2016年122巻3号 p. 109-126</p> <p>②Maki Hata, Shinichi Takakura, Nobuo Matsushima, Takeshi Hashimoto and Mitsuru Utsugi, "Crustal magma pathway beneath Aso caldera inferred from three-dimensional electrical resistivity structure", Geophysical Research Letters, Volume 43, Issue 20, p. 10,720-10,727, 2016.</p> <p>③山元孝広、「大山火山噴火履歴の再検討」、地質調査研究報告、2017年68巻1号 p. 1-16.</p> <p>④Kazumi Ito, Toru Tamura, Takashi Kudo, Sumiko Tsukamoto, "Optically stimulated luminescence dating of Late Pleistocene tephric loess intercalated with Towada tephra layers in northeastern Japan", Quaternary International, Volume 456, 15 October 2017, Pages 154-162.</p> <p>⑤工藤崇、「十和田火山先カルデラ期噴出物に挟まれる洞爺火山灰」、地質調査研究報告、2018年69巻1号 p. 31-36.</p> <p>⑥Takahiro Yamamoto, Takashi Kudo, Osamu Isizuka, "Temporal variations in volumetric magma eruption rates of Quaternary volcanoes in Japan", Earth, Planets and Space, volume 70, Article number: 65 (2018).</p> <p>⑦Tadashi Yamasaki, Tomokazu Kobayashi, Tim J. Wright, Yukitoshi Fukahata, "Viscoelastic crustal deformation by magmatic intrusion: A case study in the Kutcharo caldera, eastern Hokkaido, Japan", Journal of Volcanology and Geothermal Research, Volume 349, 1 January 2018, Pages 128-145.</p> <p>⑧Tadashi Yamasaki and Tomokazu Kobayashi, "Imaging a low viscosity zone beneath the Kutcharo caldera, eastern Hokkaido, Japan, using geodetic data", Earth and Planetary Science Letters, Volume 504, 15 December 2018, Pages 1-12.</p> <p>⑨M. Hata, M. Uyeshima, Y. Tanaka, T. Hashimoto, N.</p>	<p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①DNP の噴出規模見直しに係る美浜発電所3号炉、大飯発電所3、4号炉及び高浜発電所1～4号炉に対するバックフィットに活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を17編(うち委託先17編)の論文(査読付)として取りまとめ公表することができた。 本研究で得た知見は、新規規制基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。

*1 下線部は、安全研究プロジェクト終了以降の実績

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>Oshiman, and R. Yoshimura, "Three-Dimensional Electrical Resistivity Distribution Beneath the Beppu-Shimabara Graben With a Focus on Aso Caldera, Southwest Japan Subduction Zone", Journal of Geophysical Research: Solid Earth, Volume 123, Issue 8, pp. 6397-6410.</p> <p>⑩宮坂瑞穂・中川光弘、「支笏火山 60ka 社台噴火の噴火推移—トレンチ調査およびボーリング調査による再検討—」、地学雑誌、2018年127巻2号 p. 229-246.</p> <p>⑪Mizuho Amma-Miyasaka, Daisuke Miura, Mitsuhiro Nakagawa, Shimpei Uesawa, Ryuta Furukawa, "Stratigraphy and chronology of silicic tephras in the Shikotsu-Toya volcanic field, Japan: Evidence of a Late Pleistocene ignimbrite flare-up in southwestern Hokkaido", Quaternary International, Volume 562, 10 October 2020, Pages 58-75.</p> <p>⑫Takahiro Yamamoto, Nguyen Hoang, "Geochemical variations of the Quaternary Daisen adakites, Southwest Japan, controlled by magma production rate", Lithos, Volumes 350–351, 15, 2019, 105214.</p> <p>⑬Masashi Ushioda, Isoji Miyagi, Toshihiro Suzuki, Eiichi Takahashi, and Hideo Hoshizumi, "Preeruptive P-T Conditions and H₂O Concentration of the Aso-4 Silicic End-Member Magma Based on High-Pressure Experiments", Journal of Geophysical Research: Solid Earth, Volume 125, Issue 3, March 2020.</p> <p>⑭Nobuo Geshi, Ikuko Yamada, Keiko Matsumoto, Ayumu Nishihara, Isoji Miyagi, "Accumulation of rhyolite magma and triggers for a caldera-forming eruption of Aira caldera, Japan", Bulletin of Volcanology, Volume 82, Issue 6, May 2020.</p> <p>⑮Tadashi Yamasaki, Freysteinn Sigmundsson and Masato Iguchi, "Viscoelastic crustal response to magma supply and discharge in the upper crust: Implications for the uplift of the Aira caldera before and after the 1914 eruption of the Sakurajima volcano", Earth and Planetary Science Letters, Volume 531, 1 February 2020, 115981.</p> <p>⑯Shinji Takarada, Hideo Hoshizumi, "Distribution and</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p><u>eruptive volume of Aso-4 pyroclastic density current and tephra fall deposits, Japan: a M8 super-eruption</u>", <u>Frontiers in Earth Science</u>, Volume 8, June 2020.</p> <p>⑰Bradley W. Pitcher, Guilherme A. R. Gualda and Takeshi Hasegawa, "Repetitive duality of rhyolite compositions, timescales, and storage and extraction conditions for Pleistocene caldera-forming eruptions, Hokkaido, Japan", <u>Journal of Petrology</u>, Volume 62, Issue 2, February 2021, <u>egaa106</u>.</p>		
2	(1) 原子炉施設	④核燃料	事故時燃料安全性に関する規制高度化研究	H18 - H30	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①K. Kitano, M. Ozawa, "Analysis of stress applied to a ruptured cladding tube under horizontal vibration", <u>Journal of Nuclear Science and Technology</u>, Vol. 57, No. 9, pp. 1051-1061, 2020</p> <p>②小澤正明、天谷政樹、「高燃焼度燃料への ECCS 性能評価指針の適用に関する知見の整備状況」、<u>日本原子力学会和文論文誌</u>、Vol.19、pp.185-200、令和2年</p> <p>③A. Yamauchi, "Study on the relationship between fuel fragmentation during a LOCA and pellet microstructure", <u>Journal of Nuclear Science and Technology</u>, Vol. 58, No. 12, pp. 1330-1342, 2021</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①K. Kitano, M. Ozawa, "Analysis of stress applied to fuel cladding by horizontal vibration under post-LOCA condition", Proc. of Top Fuel 2018, Paper A0073, Prague, Czech Republic, September (2018)</p> <p>【論文(査読付): 委託先】</p> <p>①T. Sugiyama, M. Umeda, T. Fuketa, H. Sasajima, Y. Udagawa, F. Nagase, "Failure of High Burnup Fuels under Reactivity-initiated Accident Conditions", <u>Annals of Nuclear Energy</u>, Vol. 36, 380-385, 2009.</p> <p>②T. Chuto, F. Nagase and T. Fuketa, "High Temperature Oxidation of Nb-containing Zr Alloy Cladding in LOCA Conditions", <u>Nuclear Engineering and Technology</u>, vol. 41,</p>	<p>【その他】</p> <p>・ 下記技術情報検討会に報告した。</p> <p>①第34回技術情報検討会(平成30年11月21日)、資料34-2-3</p>	<p>・ 研究成果を14編(うち委託先11編)の論文(査読付)及び20編(うち委託先19編)のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。</p> <p>・ 本研究で得た知見は、技術検討会で報告された。</p>

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>163-170, 2009.</p> <p>③F. Nagase, T. Chuto and T. Fuketa, “Behavior of High Burn-up Fuel Cladding under LOCA Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 46, 763-769, 2009.</p> <p>④J. Nakamura, M. Amaya, F. Nagase and T. Fuketa, “Thermal Conductivity Change in High Burnup MOX Fuel Pellet”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 46, 944-952, 2009.</p> <p>⑤Y. Udagawa, M. Suzuki, T. Sugiyama and T. Fuketa, “Stress Intensity Factor at the Tip of Cladding Incipient Crack in RIA-Simulating Experiments for High Burnup PWR Fuels”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 46, 1012-1021, 2009.</p> <p>⑥T. Sugiyama, Y. Udagawa and T. Fuketa, “Evaluation of Initial Temperature Effect on Transient Fuel Behavior under Simulated Reactivity-initiated Accident Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 47, 439-448, 2010.</p> <p>⑦V. Grigoriev, R. Jakobsson, D. Schrire, G. Ledergerber, T. Sugiyama, F. Nagase, T. Fuketa, L. Hallstadius, S. Valizadeh, “RIA Failure of High Burnup Fuel Rod Irradiated in the Leibstadt Reactor: Out-of-Pile Mechanical Simulation and Comparison with Pulse Reactor Tests”, Journal of ASTM International 7.9, 1-11, 2010.</p> <p>⑧M. Amaya, J. Nakamura, F. Nagase and T. Fuketa, “Thermal Conductivity Evaluation of High Burnup Mixed-oxide (MOX) Fuel Pellet”, J. Nucl. Mater., Vol 414, 3038-308, 2011.</p> <p>⑨F. Nagase, T. Chuto and T. Fuketa, “Ring-compression Ductility of High Burn-up Fuel Cladding after Exposure to Simulated LOCA Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 48, 1369-1376, 2011.</p> <p>⑩T. Mihara, Y. Udagawa and M. Amaya, “Deformation Behavior of recrystallized and Stress-relieved Zircaloy-4 Fuel Cladding under Biaxial Stress Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 55, 151-159, 2018.</p> <p>⑪T. Fuketa and F. Nagase, “Behavior of Fuel with Zirconium Alloy Cladding in Reactivity-Initiated Accident and Loss-of-Coolant Accident”, ASTM STP 1597, 52-92, 2018.</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>【国際会議のプロシーディング(査読付): 委託先】</p> <p>①T. Sugiyama, M.Umeda, T. Fuketa, H. Sasajima, Y. Udagawa, F. Nagase, “Failure of High Burnup Fuels under Reactivity-initiated Accident Conditions”, Proc. International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR 2008), Paper 118 (log 118), Interlaken, Switzerland, September 14-19, 2008.</p> <p>②F. Nagase, T. Chuto T. Fuketa, “Behavior of 66 to 77 MWd/kg Fuel Cladding under LOCA Conditions”, Proc. International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR 2008), Paper 118 (log 252), Interlaken, Switzerland, September 14-19, 2008.</p> <p>③G. Khvostov, M. Zimmermann, T. Sugiyama T. Fuketa, “On the Use of the FALCON Code for Modeling the Behaviour of High Burn-up BWR Fuel during the LS-1 Pulse-Irradiation”, Proc. International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR 2008), Paper 118 (log 252), Interlaken, Switzerland, September 14-19, 2008.</p> <p>④T. Fuketa, F. Nagase T. Sugiyama, “Progress in Fuel Safety Research at JAEA”, Proc. 16th Pacific Basin Nuclear Conference, Aomori, Japan, October 13-18, 2008.</p> <p>⑤T. Sugiyama, Y. Udagawa, M. Umeda et al.,” PWR Fuel Behavior in RIA-simulating Experiment at High Temperature”, Proc. 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM), Paper 8108, Seoul, Korea, October 19-22, 2008.</p> <p>⑥F. Nagase, T. Chuto T. Fuketa, “Fracture Resistance of High Burnup PWR Fuel Cladding under Simulated LOCA Conditions”, Proc. 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM), Paper 8103, Seoul, Korea, October 19-22, 2008.</p> <p>⑦H. Sasajima, T. Sugiyama, F. Nagase, T. Fuketa, N. Kaminaga, J. Honda, Y. Nishino, “Examination on High-burnup Fuels Pulse-irradiation under Reactivity-initiated Accident Conditions”, Proc. 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM), Paper 8104, Seoul, Korea,</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>October 19-22, 2008.</p> <p>⑧T. Chuto, F. Nagase T. Fuketa, “High Temperature Oxidation of Nb-containing Zr Alloy Cladding in LOCA Conditions”, Proc. 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM), Paper 8047, Seoul, Korea, October 19-22, 2008.</p> <p>⑨T. Fuketa, T. Sugiyama, M. Umeda, H. Sasajima, F. Nagase, “Behavior of LWR/MOX Fuels under Reactivity-Initiated Accident Conditions”, Proc. of Top Fuel 2009, Paper 2083, Paris, France, September, 2009.</p> <p>⑩M. Suzuki, T. Sugiyama, Y. Udagawa, F. Nagase, T. Fuketa, “Comparative Analysis on Behavior of High Burnup PWR Fuel Pulse-Irradiated in Reactivity-Initiated Accident Conditions”, Proc. of Top Fuel 2009, Paper 2082, Paris, France, September, 2009.</p> <p>⑪T. Sugiyama, M. Umeda, H. Sasajima, M. Suzuki, T. Fuketa, “Effect of Initial Coolant Temperature on Mechanical Fuel Failure under Reactivity-Initiated Accident Conditions”, Proc. of Top Fuel 2009, Paper 2086, Paris, France, September 8, 2009.</p> <p>⑫T. Fuketa, F. Nagase, T. Sugiyama M. Amaya, “Behavior of High Burnup LWR Fuels during Design-basis Accidents; Key Observations and an Outline of the Coming Program”, Pros. of 2010 LWR Fuel Performance Meeting/Top Fuel/WRFPM, Paper 0033, USA, Orlando, September, 2010.</p> <p>⑬T. Sugiyama, Y. Udagawa, M. Suzuki F. Nagase, “Influence of Coolant Temperature and Power Pulse Width on Fuel Failure Limit under Reactivity-Initiated Accident Conditions”, Proc. 2011 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Paper T3-022, Chengdu, China, September, 2011.</p> <p>⑭M. Amaya, F. Nagase, T. Sugiyama, Y. Udagawa, A. Sawada, “Current Studies at JAEA on Fuel Behaviors under Accident Condition”, Proc. of WRFPM 2014, Paper No. 100086, Sendai, Japan, September, 2014.</p> <p>⑮M. Amaya, Y. Udagawa, T. Narukawa, T. Mihara, T. Sugiyama, “Behavior of High Burnup Advanced Fuels for LWR during Design-basis Accidents”, Proc. of Top Fuel</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					2015, Paper A0032, Zurich, Switzerland, September, 2015. ⑯Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Amaya, "Recent Research Activities Using NSRR on Safety Related Issues", Proc. of ICAPP 2016, San Francisco, USA, April, 2016. ⑰M. Amaya, Y. Udagawa, T. Narukawa, T. Mihara, Y. Tanagichi, "Behavior of High-burnup Advanced LWR Fuels under Accident Conditions", Proc. TopFuel 2016, Paper 17289, Boise, Idaho, USA, September, 2016. ⑱M. Amaya, Y. Udagawa, T. Narukawa, T. Mihara, Y. Tanagichi, "Behavior of High-burnup Advanced LWR Fuels under Design-basis Accident Conditions", Proc. 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Paper A-078, Jeju, Korea, September, 2017. ⑲M. Amaya, Y. Udagawa, T. Narukawa, T. Mihara, Y. Tanagichi, "Behaviors of High-burnup LWR Fuels with Improved Materials under Design-basis Accident Conditions", Proc. of Top Fuel 2018, Paper A0093, Prague, Czech Republic, September, 2018.		
3	(2) 原子炉施設	③熱流動・核特性	国産システム解析コードの開発	H24 - H30	【論文(査読付)】 ①金子順一ほか、「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、Vol.19、No.3、pp.163-177、令和2年	なし	・研究成果を1編の論文(査読付)として取りまとめ公表することができた。
4	(2) 原子炉施設	③熱流動・核特性	事故時等の熱流動評価に係る実験的研究	H24 - H30	【論文(査読付)】 ①Kaneko, J., et al., "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. 918-932, 2021. 【論文(査読付): 委託先】 ①T. Takeda, I. Ohtsu, "RELAP5 uncertainty evaluation using ROSA/LSTF test data on PWR 17% cold leg intermediate-break LOCA with single-failure ECCS", Annals of Nuclear Energy, 109, 9-21, 2017. ②T. Takeda, I. Ohtsu, "Uncertainty Analysis of ROSA/LSTF Test by RELAP5 Code and PKL Counterpart Test concerning PWR Hot Leg Break LOCAs", Nuclear Engineering and	なし	・研究成果を10編(うち委託先9編)の論文(査読付)及び12編(うち委託先12編)のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>Technology,50, 829-841, 2018.</p> <p>③T. Takeda, I. Ohtsu, "ROSA/LSTF test on nitrogen gas behavior during reflux condensation in PWR and RELAP5 code analyses", Mechanical Engineering Journal, 5[4], Article ID 18-00077, 14 pages, 2018.</p> <p>④T. Takeda, I. Ohtsu, "ROSA/LSTF Tests and Posttest Analyses by RELAP5 Code for Accident Management Measures during PWR Station Blackout Transient with Loss of Primary Coolant and Gas Inflow", Science and Technology of Nuclear Installations, Article ID 7635878, 19 pages, 2018.</p> <p>⑤H. Takiguchi, M. Furuya, T. Arai, K. Shirakawa, "Transient boiling flow in 5 × 5 rod bundle under non-uniform rapid heating", Nuclear Engineering and Design, 340, 447-456. 2018.</p> <p>⑥R. Okawa, M. Furuya, T. Arai, T. Iiyama, "Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet flow dynamics", Nuclear Engineering and Design, 377, 111155. 2021.</p> <p>⑦K. Kaiho, T.Okawa, K. Enoki, "Measurement of the maximum bubble size distribution in water subcooled flow boiling at low pressure", International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 108, Part B, 2365-2380, 2017.</p> <p>⑧T. Okawa, "Enhancing Numerical Stability of a Two-Fluid Model by the Use of Interfacial Pressure Terms", Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 1(2), 021001, 2015.</p> <p>⑨T. Okawa, K. Kaiho, S. Sakamoto, K. Enoki, "Observation and modelling of bubble dynamics in isolated bubble regime in subcooled flow boiling", Nuclear Engineering and Design, Vol. 335, 15, 400-408, 2018.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付): 委託先】</p> <p>①T. Yonomoto, Y. Sibamoto, T. Takeda, A. Sato, M. Ishigaki, S. Abe, Y. Okagaki, H. Sun and D. Tochio, "Thermal Hydraulic Safety Research at JAEA after The Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station Accident", Proceedings of 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>Thermal-hydraulics (NURETH16), 2015.</p> <p>②T. Takeda, I. Ohtsu, "ROSA/LSTF test on nitrogen gas behavior during reflux cooling in PWR and RELAP5 post-test analysis", Proceedings of 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE25), 2017.</p> <p>③A. Satou, Y. Wada, D.T. Le, Y. Shibamoto, T. Yonomoto, "Experimental Investigation of Post-BT Heat Transfer and Rewetting Phenomena", Proceedings of Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU2018), 2018.</p> <p>④Y. Wada, D.T. Le, A. Satou, Y. Sibamoto and T. Yonomoto: "On the liquid film flow characteristics during the rewetting in the single rod air-water system", Proceedings of 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), 2018.</p> <p>⑤H. Takiguchi, M. Furuya, T. Arai, K. Shirakawa, "TRANSIENT BOILING AND CROSS FLOW IN 5 × 5 ROD BUNDLE WITH RAPID HEATING", Proceedings of 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), 2018.</p> <p>⑥K. Kaiho, S. Sakamoto, K. Enoki, T. Okawa, "Visualization of bubbles in water subcooled flow boiling for highly accurate estimation of void fraction", Proceedings of the 10th Japan-Korea symposium on nuclear thermal hydraulics and safety (NTHAS10), 2016.</p> <p>⑦T. Okawa, N. Miyano, K. Kaiho, K. Enoki, "Numerical Simulation of Subcooled Flow Boiling Using a Bubble Tracking Method", Proceedings of 24th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE24), 2016.</p> <p>⑧K. Kaiho, K. Enoki, T. Okawa, "ACCURATE ESTIMATION OF VAPORIZATION RATE IN SUBCOOLED FLOW BOILING BASED ON THE RESULTS OF VISUALIZATION EXPERIMENT", Proceedings of 24th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE24), 2016.</p> <p>⑨T. Okawa, K. Kaiho, S. Sakamoto, K. Enoki, "BUBBLE TRACKING SIMULATION OF SUBCOOLED FLOW BOILING", Proceeding of Japan-U.S. seminar on Two-Phase</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>flow Dynamics, 2017.</p> <p>⑩T. Okawa, K. Kaiho, S. Sakamoto, K. Enoki, "CHARACTERISTICS OF BUBBLES PRODUCED AT NUCLEATION SITES IN SUBCOOLED FLOW BOILING", 17th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics(NURETH17), 2017.</p> <p>⑪S. Sakamoto, H. Ohori, K. Enoki, T. Okawa, "Modeling of Bubble Behavior in Low Void Fraction Subcooled Flow Boiling", Proceedings of the 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26). 2018.</p> <p>⑫H. Ohori, S. Sakamoto, K. Enoki, T.Okawa, "Void Fraction and Heat Transfer in Subcooled Flow Boiling", Proceedings of 12th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulic, Operation and Safety, (NUTHOS12), 2018.</p>		
5	(1) 横断的原子力安全	③人的・組織的要因	人間・組織に係るソフト面の安全規制への最新知見の反映	H26 - H30	<p>【NRA 技術ノート】 高田博子, “健全な安全文化の育成と維持に係る取組を評価するための視点”, NRA 技術ノート NTEN-2020-1001, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ, (2020).</p>	<p>【基準類の制定・改正への活用】 下記のガイドの発行に活用 ①健全な安全文化の育成と維持に係るガイド(令和元年 12 月) ②原因分析に関するガイド(令和元年 12 月)</p> <p>【審査、検査等への活用】 下記の検査に対する技術支援で活用 ①上記①のガイドに関連するチーム検査 ②柏崎刈羽原子力発電所に対する追加検査</p> <p>【その他】 ①規制庁内部の安全文化の育成と維持に関するアンケート・インタビュー調査の実施に活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を 1 編の NRA 技術ノートとして取りまとめ公表することができた。 本研究で得た知見は、規則及びガイド類の制定又は改正に活用されるとともに、新規制基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。
6	(1) 横断的原子力安全	①外部事象	断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究	H25 - R1	<p>【NRA 技術報告】 ① 宮脇昌弘、内田淳一「野島断層の断層破砕物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証」、NRA 技術報告、NTEC-2021-4001、令和 3 年</p> <p>【論文(査読付): 委託先】</p>	なし	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を 1 編の NRA 技術報告及び 10 編(うち委託先 10 編)の論文(査読付)として取りまとめ公表することができた。

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>① Lin, A., et al., “Thermal pressurization and fluidization of pulverized cataclastic rocks formed in seismogenic fault zones”, Journal of Structural Geology, Vol. 125, pp. 278-284, 2017.</p> <p>② Nishiwaki, T., et al., “Recovery of stress during the interseismic period around the seismogenic fault of the 1995 Mw 6.9 Kobe earthquake, Japan”, Geophysical Research Letters, Vol. 45, Issue 23, pp. 12814-12820, 2018.</p> <p>③ 岡田真介ほか、「横ずれ断層における各種物理探査の適用可能性の検討(その1: 浅層反射法地震探査・屈折法地震探査・CSAMT 探査・重力探査)—郷村断層帯および山田断層帯における事例—」、物理探査、第 71 巻、pp. 103-125、平成 30 年</p> <p>④ Lin, A., “Late Pleistocene-Holocene activity and paleoseismicity of the Nojima Fault in the northern Awaji Island, southwest Japan”, Tectonophysics, Vol. 747-748, No. 13, pp. 402-415, 2018.</p> <p>⑤ Lin, A., et al., “Repeated Seismic Slipping Events Recorded in a Fault Gouge Zone: Evidence From the Nojima Fault Drill Holes, SW Japan ”, Geophysical Research Letters, Vol. 46, Issue 3, pp. 1276-1283, 2019.</p> <p>⑥ Nishiwaki, T., et al., “Fractures and subsidiary faults developed in the active strike-slip Nojima fault zone, Japan, and tectonic implications”, Tectonics, Vol. 38, Issue 12, pp. 4290-4300, 2019.</p> <p>⑦ Tsakalos, E. et al. “Absolute Dating of Past Seismic Events Using the OSL Technique on Fault Gouge Material—A Case Study of the Nojima Fault Zone, SW Japan”, Journal of Geophysical Research: Solid Earth, Vol. 125, e2019JB019257, 2020</p> <p>⑧ 杉本達洋ほか、「非弾性ひずみ回復法を用いた熊本地震震源域における深度 700mまでの地震後応力状態の測定」、応用地質、第 62 巻、pp. 13-22、令和 3 年</p> <p>⑨ Shibutani, S. et al. “An Ancient >200 m Cumulative Normal Faulting Displacement Along the Futagawa Fault Dextrally Ruptured During the 2016 Kumamoto, Japan, Earthquake Identified by a Multiborehole Drilling</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p><u>Program”, Geochemistry, Geophysics, Geosystems, Vol. 23, e2021GC009966, 2022</u></p> <p>⑩ 坂下晋ほか、「横ずれ断層における各種物理探査の適用可能性の検討(その2;S波極浅層反射法探査および比抵抗2次元探査)—郷村断層帯および山田断層帯における事例—」、物理探査、第75巻、pp.1-20、令和4年</p>		
7	(1) 横断的原子力安全	①外部事象	地震の活動履歴評価手法に関する研究	H29 - R1	<p>【論文(査読付)】</p> <p>① Matsu'ura, T., et al., "Using Late and Middle Pleistocene tephrostratigraphy and cryptotephrostratigraphy to refine age models of Holes ODP1150A and ODP1151C, NW Pacific Ocean: A cross-check between tephrostratigraphy and biostratigraphy", Quaternary Geochronology, Vol.47, 29-53, 2018, August.</p> <p>② Matsu'ura, T., et al., "Accurate determination of the Pleistocene uplift rate of the NE Japan forearc from the buried MIS 5e marine terrace shoreline angle", Quaternary Science Reviews, Vol. 212, pp. 45-68, 2019, May.</p> <p>③ Matsu'ura, T., et al., "Late Quaternary tephrostratigraphy and cryptotephrostratigraphy of core MD012422: Improving marine tephrostratigraphy of the NW Pacific", Quaternary Science Reviews, Vol. 257, 106808, 2021</p>	<p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①新規規制基準適合性の地質・地質構造(六ヶ所再処理施設等)に係る審査支援に活用</p> <p>②新規規制基準適合性の火山の影響評価(再処理施設、廃棄物管理施設及びMOX燃料加工施設)に係る審査支援に活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を3編の論文(査読付)として取りまとめ公表することができた。 本研究で得た知見は、新規規制基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。
8	(1) 横断的原子力安全	①外部事象	地震ハザード評価の信頼性向上に関する研究	H29 - R1	<p>【論文(査読付)】</p> <p>① 小林源裕、儘田豊、「地震の高域遮断周波数 f_{max} の生成要因に関する基礎的検討」、日本地震工学会論文集、第18巻、第4号、pp.1-24、2018.</p> <p>② 小林源裕、儘田豊、「地震の高域遮断周波数 f_{max} の生成要因に関する基礎的検討(その2)—観測サイトの基盤特性と伝播経路特性を考慮した震源スペクトルの推定—」、日本地震工学会論文集、第18巻、第4号、pp.100-121、2019.</p> <p>③ 小林源裕、儘田豊、「地震の高域遮断周波数 f_{max} の生成要因に関する基礎的検討(その3)—観測サイトの基盤特性を考慮した統計的グリーン関数法に基づく基盤地震動の評価—」、日本地震工学会論文集、第20巻、第6号、pp.41-64、2020.</p> <p>④ Tajima, R., H. Tanaka, and C. Wu, An Empirical Method</p>	<p>【基準類の制定・改正への活用】</p> <p>①「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」等の改正</p> <p>②「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」の改正</p> <p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴う設置変更許可申請等の要否に係る審査支援に活用</p> <p>②原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査支援に活用</p> <p>③核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査支援に活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を13編(うち委託先9編)の論文(査読付)及び5編(うち委託先5編)のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。 本研究で得た知見は、規則及びガイド類の制定又は改正に活用されるとともに、新規規制基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p><u>for Estimating Source Vicinity Ground-Motion Levels on Hard Bedrock and Annual Exceedance Probabilities for Inland Crustal Earthquakes with Sources Difficult to Identify in Advance, Bull. Seismol. Soc. Am., 111 (5): 2408–2425, 2021.</u></p> <p>【論文(査読付): 委託先】</p> <p>① Somei, K., et al., “Near-Source Strong Pulses During Two Large MJMA 6.5 and MJMA 7.3 Events in the 2016 Kumamoto, Japan, Earthquakes”, Pure and Applied Geophysics, 177, 2223–2240, 2020.</p> <p>② Miyakoshi, K., et al., “Scaling Relationships of Source Parameters of Inland Crustal Earthquakes in Tectonically Active Regions”, Pure and Applied Geophysics, 177, 1917–1929, 2020.</p> <p>③ Pitarka, A., et al., “Kinematic Rupture Modeling of Ground Motion from the M7 Kumamoto, Japan Earthquake,” Pure and Applied Geophysics, 177, 2199–2221, 2020.</p> <p>④ Tsurug, M., et al., “High-Frequency Spectral Decay Characteristics of Seismic Records of Inland Crustal Earthquakes in Japan: Evaluation of the f_{max} and κ Models”, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 110, No. 2, pp. 452-470, 2020.</p> <p>⑤ Galvez, P., et al., “Earthquake Cycle Modelling of Multi-segmented Faults: Dynamic Rupture and Ground Motion Simulation of the 1992 Mw 7.3 Landers Earthquake”, Pure and Applied Geophysics, 177, 2163-2179, 2020.</p> <p>⑥ 池田ほか、「経験的グリーン関数法を用いた 2016 年鳥取県中部の地震の震源のモデル化」、土木学会論文集 A1(構造・地震工学)、第 74 巻、第 4 号、pp. 497-507、平成 30 年。</p> <p>⑦ 鶴来雅人ほか、「強震動予測のための高域遮断フィルターに関する研究(その 3)ー国内で発生した地殻内地震の観測記録に基づく検討ー」、日本地震工学会論文集、第 17 巻、第 5 号、pp. 109-132、平成 29 年(2018)</p> <p>⑧ 郭ほか、「強震波形インバージョンに基づくチリ沖プレート</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>間巨大地震の震源特性化」, 日本地震工学シンポジウム論文集, Vol. 15, pp. 2680-2689, 平成 30 年</p> <p>⑨ 吉田ほか、「レシーバー関数による石狩低地帯南東部の堆積層構造の推定」, 地震第 2 輯, 地震 2, 第 75 巻, p. 145-151、令和 5 年</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付): 委託先】</p> <p>① Ju, D., et al., “Examination of fault parameters for intraslab earthquakes around the world”, Proceedings of the 11th National Conference in Earthquake Engineering, Earthquake Engineering Research Institute, Los Angeles, CA., 2018</p> <p>② Galvez, P., et al., “Heterogeneous fault rupture modelling by the earthquake cycle validation and analysis of results”, Proceedings of Hokudan 2020 International Symposium on Active Faulting, Awaji, Japan, 2020, 31-32.</p> <p>③ Pitarka, A., et al., “Rupture Models and Implication of Rupture Dynamics in Simulated Ground Motion for the 2016 M7 Kumamoto, Japan Earthquake”, Proceedings of SCEC Annual Meeting, California, US, 2019, 9336</p> <p>④ Inoue, N., et al., “Estimation of seismic source fault length from subsurface dataset”, Proceedings of 11th. National Conference on Earthquake Engineering, Los Angeles, US, 2018, ID546.</p> <p>⑤ Somei, K., et al., “Strong motion simulations of the 2016 Kumamoto earthquake sequences”, Proceedings of Post-SMiRT 24 Conference, Tokyo, Japan, 2017, (1)-1.1</p>		
9	(4) 災害・放射線	①原子力災害対策	緊急時活動レベル(EAL)に係るリスク情報活用等の研究	H29 - R1	<p>【国際会議のプロシーディング(査読付): 委託先】</p> <p>①Kimura, M., et al., “Improvement of a metabolic model for iodine and consideration of a equivalent dose to the thyroid reduction factor for application to the OSCAAR code”, Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2017 (ASRAM 2017), 2017.</p>	<p>【基準類の制定・改正への活用】</p> <p>①下記の指針の改正に活用 ・原子力災害対策指針 表2</p> <p>【その他】</p> <p>①令和 2 年度第 5 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合(令和 2 年 5 月 25 日)の資料のうち「2. 次回以降の会合での検討事項の整理」の項の記載内容</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・研究成果を 1 編のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。 ・本研究で得た知見は、規則及びガイド類の制定又は改正に活用された。 ・研究成果の一部をまとめて、技術的議論に活用さ

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
						に関し、安全研究プロジェクトで得た成果を取りまとめた文書「EALの見直しに係る着眼点」を提供した。	れた。
10	(2) 原子炉施設	②シビアアクシデント	重大事故の事故シナシケンスグループに係る事故進展解析	H29 - R1	なし	<p>【基準類の制定・改正への活用】</p> <p>①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活用</p> <p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①原子力規制検査における事業者 PRA モデルの適切性の確認に係る技術支援に活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 本研究で得た知見は、規則及びガイド類の制定又は改正に活用されるとともに、新規基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。
11	(2) 原子炉施設	②シビアアクシデント	軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	H27 - R1	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①秋葉美幸,ほか, “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誌, Vol.19, No.01, pp.1-15, Mar. 2020.</p> <p>②A. Hotta, et al., “Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena in High Temperature Debris Bed,” J. Nucl. Sci. Technol., 57(4), pp.353-369, 2020.</p> <p>③M. Akiba, et al., “Characterization of salt deposit layer growth and prediction of cladding temperature of heated rod bundles under long-term seawater injection and pool boiling conditions,” Nuclear Engineering and Design Vol. 337, 2018.</p> <p>④S. M. Hoseyni, M. Akiba, A. Hotta, et al., “Metallic melt infiltration in preheated debris bed and the effect of solidification,” Nuclear Engineering and Design, Vol. 379, 111229, 2021.</p> <p>⑤W. 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</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p>	<p>【その他】</p> <p>成果の一部をまとめて下記検討会に報告した。</p> <p>①第 11 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(令和 2 年 03 月 27 日)</p> <p>②東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ 2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討～」(令和 3 年 3 月 5 日)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を 10 編(うち委託先 5 編)の論文(査読付)及び 17 編(うち委託先 15 編)のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。 本研究で得た知見は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会で報告された。

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>①A. Hotta, W. Kikuchi, “<u>Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability.</u>” <u>RCCS-2021-OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor core and containment cooling systems – long term management and reliability, 2021.</u></p> <p>②W. Kikuchi, A. Hotta, “<u>Extension of molten jet breakup evaluation code JBREAK by improving droplet agglomeration model and validation based on DEFOR A test.</u>” <u>RCCS-2021-OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor core and containment cooling systems – long term management and reliability, 2021.</u></p> <p>【論文(査読付): 委託先】</p> <p>①Y. Abe, et al., “Bubble Dynamics with Aerosol during Pool Scrubbing,” Nucl. Eng. Des., 337: 96-107, 2018.</p> <p>②K. Fujiwara, et al., “Experimental study of single-bubble behavior containing aerosol during pool scrubbing, ” Nucl. Eng. Des., 348: 159-168, 2019.</p> <p>③M. Furuya, et al., “Precipitation profile and dryout concentration of sea-water pool-boiling in 5 X 5 bundle geometry,” Nucl. Eng. Des., 341: 38-45, 2019.</p> <p>④M. Furuya, et al., “Three dimensional void distribution measurement of salt-water poolboiling in 5 x 5 bundle geometry with X-ray CT system,” Nucl. Eng. Des., 129: 207-213, 2019.</p> <p>⑤K. Fujiwara, et al., “Measurement of particle decontamination behavior using interferometer, ” Experiments in Fluids, 61(2): 37, 2020.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付): 委託先】</p> <p>①M. Furuya, et al., “Additive Manufacturing of Ceramic Porous Media with Heating and Temperature-Measurement Devices,” 9th World Conference on Experimental Heat Transfer, Fluid Mechanics and Thermodynamics, Iguazu, Brazil, 2017.</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>②Y. Abe, et al., “Bubble Dynamics with Aerosol during Pool Scrubbing,” Japan-U.S. Seminar on Two-Phase Flow Dynamics, Hokkaido, Japan, 2017.</p> <p>③K. Fujiwara, et al., “The Behavior of aerosol particle inside a rising bubble during pool scrubbing,” 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE25), Shanghai, China,2017.</p> <p>④Y. Sibamoto, et al., “Experimental study on outer surface cooling of containment vessel by using CIGMA,” 17th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH17), Xi’ an, China, 2017.</p> <p>⑤K. Fujiwara, et al., “Experimental study of aerosol behavior during pool scrubbing (1) Visualization measurement of aerosol particle in a single rising bubble,” 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), London, England, 2018.</p> <p>⑥W. Kikuchi, et al., “Experimental study of aerosol behavior during pool scrubbing (2) Decontamination of aerosol particle in two phase flow,” 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), London, England, 2018.</p> <p>⑦Y. Nakamura, et al., “Two phase flow behavior during pool scrubbing,” 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), London, England, 2018.</p> <p>⑧S. Saito, et al., “Experimental Study of Bubble and Aerosol Dynamics during Pool Scrubbing,” International Seminar on Nuclear Reactor Core Thermal Hydraulics Analysis (IS-ReCTHA 2018), 2018.</p> <p>⑨M. Furuya, et al., “X-ray CT visualization of boiling two-phase flow and precipitation profile of sea water and borated water in 5x5 heated-rod bundle,” 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), London, England, 2018.</p> <p>⑩H. Sun, et al., “Experimental Investigation on Dependence of Decontamination Factor on Aerosol Number Concentration in Pool Scrubbing Under Normal Temperature and Pressure,”26th International Conference</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>on Nuclear Engineering (ICONE26), London, England, 2018.</p> <p>⑪K. Fujiwara, et al., “Decontamination of Aeosol in a Single Bubble during Pool Scrubbing,” 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), Busan, Korea, 2018.</p> <p>⑫W. Kikuchi, et al., “Decontamination Behavior of Aerosol Particls in Two Phase Flow during Pool Scrubbing,” 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), Busan, Korea, 2018.</p> <p>⑬Y. Nakamura, et al., “Two Phase Flow Behavior during Pool Scrubbing and the Effect of Steam Condensation,” 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), Busan, Korea, 2018.</p> <p>⑭M. Ishigaki, et al., “Experiments on Collapse of Density Stratification by Outer Surface Cooling of Containment Vessel: CC-PL-12 and CC-PL-24 Experiments at CIGMA,” 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (Nuthos-12), Qingdao, China, 2018.</p> <p>⑮S. Abe, et al., “Influence of grating type obstacle on stratification breakup by a vertical jet,” 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (Nuthos-12), Qingdao, China, 2018.</p>		
12	(2) 原子炉施設	⑤材料・構造	軽水炉照射材料健全性評価研究	H18 - R1	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①Hata, K, Hojo, T, et al., “Grain-boundary phosphorus segregation in highly neutron-irradiated reactor pressure vessel steels and its effect on irradiation embrittlement”, <u>Journal of Nuclear Materials</u>, Vol. 543, January 2021.</p> <p>②小嶋正義、「原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ 材料・構造分野に係る安全研究の成果の活用」、保全学、21 巻、4 号、pp. 30-34、令和 5 年</p> <p>【論文(査読付): 委託先】</p>	<p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請(大飯発電所 3 号炉)の審査に係る支援に活用</p> <p>②高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請(大飯発電所 4 号炉)の審査に係る支援に活用</p> <p>③高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請(志賀原子力発電所 1 号炉)の審査に係る支援に活用</p>	<p>・研究成果を 14 編(うち委託先 12 編)の論文(査読付)及び 12 編(うち委託先 12 編)のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。</p> <p>・本研究で得た知見は、新規制基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用されるとともに、民間規格の技術評価で活用された。</p>

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>①Ogiyanagi, J, et al., "Terminal Solid Solubility of Hydrogen in Hafnium", Journal of Nuclear Science and Technology, 47(2), pp. 197-201, 2010</p> <p>②Hanawa, S, et al., "Verification of FEMAXI-7 code by using irradiation test in Halden reactor for He-pressurization effect on FGR of BWR fuels under power transient", Journal of Nuclear Science and Technology, 49(5-6), pp. 516-525, 2012</p> <p>③Ogiyanagi, J, et al., "FEMAXI-7 analysis on behavior of medium and high burnup BWR fuels during base-irradiation and power ramp", Nuclear Engineering and Design, 253, pp. 77-85, 2012</p> <p>④Tobita, T, et al., "Fracture Toughness Evaluation of Reactor Pressure Vessel Steels by Master Curve Method Using Miniature Compact Tension Specimens", Journal of Pressure Vessel Technology, 137(5), pp. (051405-1)-(051405-8), 2015</p> <p>⑤Chimi, Y, et al., "Correlation Between Locally Deformed Structure and Oxide Film Properties in Austenitic Stainless Steel Irradiated with Neutrons", Journal of Nuclear Materials, 475, pp. 71-80, 2016</p> <p>⑥Kasahara, S, et al., "Influence of temperature histories during reactor startup periods on microstructural evolution and mechanical properties of austenitic stainless steel irradiated with neutrons", Journal of Nuclear Materials, 480, pp. 386-392, 2016</p> <p>⑦Ha, Y, et al., "Applicability of Miniature Compact Tension Specimens for Fracture Toughness Evaluation of Highly Neutron Irradiated Reactor Pressure Vessel Steels", Journal of Pressure Vessel Technology, 140(5), pp. (051402-1)-(051402-6), 2018</p> <p>⑧笠原 茂樹ほか、「ステンレス鋼の亀裂先端における高温水中酸化に及ぼす荷重付与の影響」、材料と環境、第 68 巻、第 9 号、pp. 240-247、2019 年</p> <p>⑨Takamizawa, H, et al., "Bayesian Analysis of Japanese Pressurized Water Reactor Surveillance Data for Irradiation</p>	<p>④高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請(浜岡原子力発電所4号炉)の審査に係る支援に活用</p> <p>⑤高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請(柏崎刈羽原子力発電所3号炉)の審査に係る支援に活用</p> <p>【その他】</p> <p>①JEAC4206-2016 及び JEAC4216-2015 の技術評価に活用</p>	

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p><u>Embrittlement Prediction", Journal of Pressure Vessel Technology, 143(5), pp. (051502-1)-(051502-8), 2021</u></p> <p>⑩Hata, K, et al., "<u>Grain-boundary phosphorus segregation in highly neutron-irradiated reactor pressure vessel steels and its effect on irradiation embrittlement</u>", <u>Journal of Nuclear Materials, 543, pp. (152564-1)-(152564-10), 2021</u></p> <p>⑪Takamizawa, H, et al., "<u>The role of silicon on solute clustering and embrittlement in highly neutron-irradiated pressurized water reactor surveillance test specimens</u>", <u>Journal of Nuclear Materials, 556, 153203, 2021</u></p> <p>⑫Shimodaira, M, et al., "<u>Constraint Effect on Fracture Behavior of Underclad Crack in Reactor Pressure Vessel</u>", <u>Journal of Pressure Vessel Technology, 144(1), PP. (011304-1)-(011304-7), 2022</u></p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付): 委託先】</p> <p>①Chimi, Y, et al., "In-pile Testing for IASCC Growth Behavior of Irradiated 316L Stainless Steel under Simulated BWR Condition in JMTR", 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, TMS, pp. 1219-1228, 2011</p> <p>②Takamizawa, H, et al., "Finite Element Analysis on the Application of Mini-C(T) Test Specimens for Fracture Toughness Evaluation", ASME 2015 Pressure Vessels & Piping Conference, PVP2015-45412, 2015</p> <p>③Chimi, Y, et al., "Effects of Locally Deformed Structure on Oxide Film Properties in Neutron-Irradiated Austenitic Stainless Steel", 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems; Water Reactors., Canadian Nuclear Society (CNS), 2015</p> <p>④Iwata, K, et al., "Specimen Size Effect on Fracture Toughness of Reactor Pressure Steel Following Warm Pre-stressing", ASME 2016 Pressure Vessels & Piping Conference, PVP2016-63795, 2016</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>⑤Ha, Y, et al., "Fracture toughness evaluation of neutron-irradiated reactor pressure vessel steel using miniature-C(T) specimens", ASME 2017 Pressure Vessels & Piping Conference, PVP2017-65568, 2017</p> <p>⑥Chimi, Y, et al., "Evaluation of crack growth rates and microstructures near the crack tip of neutron-irradiated austenitic stainless steels in simulated BWR environment", 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, Vol. 2, pp. 1039-1054, 2017</p> <p>⑦Chimi, Y, et al., "Influence of Zn injection on PWSCC crack growth rates and oxide film properties of Alloy 600", Fontevraud 9, Paper 000074, 2018</p> <p>⑧Kasahara, S, et al., "Empirical Equations of Crack Growth Rates Based on Data Fitting of Neutron Irradiated Stainless Steel under High Temperature Water Simulating Boiling Water Reactor Core Conditions", 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems; Water Reactors, American Nuclear Society (ANS), pp. 1345-1355, 2019</p> <p>⑨Shimodaira, M, et al., "<u>Constraint Effect on Fracture Mechanics Evaluation for an Under-Clad Crack in a Reactor Pressure Vessel Steel</u>", ASME 2020 Pressure Vessels & Piping Conference, PVP2020-21441, 2020</p> <p>⑩Shimodaira, M, et al., "<u>Effect of plastic constraint and cladding on semi-elliptical shaped crack in fracture toughness evaluation for a reactor pressure vessel steel</u>", ASME 2021 Pressure Vessel & Piping Conference, PVP2021-61725, 2021</p> <p>⑪Ha, Y, et al., "<u>Fracture toughness in postulated crack area of PTS evaluation in highly-neutron irradiated RPV steel</u>", ASME 2021 Pressure Vessel & Piping Conference, PVP2021-61892, 2021</p> <p>⑫Iwata, K, et al., "<u>Evaluation of brittle crack arrest toughness for highly-irradiated reactor pressure vessel steels</u>", ASME 2021 Pressure Vessel & Piping Conference, PVP2021-61893, 2021</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
13	(2) 原子炉施設	⑤材料・構造	電気・計装設備用高分子材料の長期健全性評価に係る研究	H29 - R1	<p>【NRA 技術報告】</p> <p>①皆川武史、池田雅昭、田口清貴「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析」、NRA 技術報告、NTEC-2019-1002、令和元年 11 月</p> <p>【論文(査読付)】</p> <p>①皆川武史ほか、「重大事故模擬環境に暴露したエチレンプロピレンジエンゴム絶縁ケーブルの劣化状態分析」、電気学会論文誌 A、139 巻 9 号、pp380-386、令和元年</p> <p>②皆川武史ほか、「重大事故時に噴霧される NaOH 水溶液による原子力発電所用シリコンゴム絶縁ケーブルの劣化」、電気学会論文誌 A、第 140 巻、第 9 号、pp. 457-463、令和 2 年</p> <p>③A. Watanabe., et al., "Insulation Performance of Safety-Related Electrical Penetrations for Pressurized Water Reactors under Simulated Severe Accident Conditions," <u>IEEE Transactions on Fundamentals and Materials, Vol. 141, No. 10, pp.552-559, 2022.</u></p> <p>④小嶋正義、「原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ 材料・構造分野に係る安全研究の成果の活用」、保全学、21 巻、4 号、pp. 30-34、令和 5 年</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①T. Minakawa, et al, "Aging State Analysis of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants Exposed to Simulated Accident Conditions", Proceedings of 2018 IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomena (CEIDP 2018), Cancun, Mexico, pp.602-605, 2018.</p> <p>②A. Watanabe., et al., "Insulation Performance of Safety-Related Electrical Penetrations for Pressurized Water Reactors under Simulated Severe Accident Conditions," <u>Conference Proceedings of ISEIM 2020, virtual web conference, 2020, pp.225-228.</u></p> <p>【論文(査読付): 委託先】</p> <p>①Kaneko Takuya, et al., "Degradation Mechanisms of</p>	<p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請(大飯発電所 3 号炉)の審査に係る支援に活用</p> <p>②高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請(大飯発電所 4 号炉)の審査に係る支援に活用</p> <p>③高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請(島根原子力発電所 2 号炉)の審査に係る支援に活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を 1 編の NRA 技術報告、18 編(うち委託先 14 編)の論文(査読付)及び 16 編(うち委託先 14 編)のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。 本研究で得た知見は、新規規制基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>Silicone Rubber under Different Aging Conditions”, Polymer Degradation and Stability, Vol. 168, 108936, 2019.</p> <p>②Liu Ziyang, et al., “Comparison of the Effects of Heat and Gamma Irradiation on the Degradation of Cross-Linked Polyethylene”, IEEJ Transactions on Electrical and Electronic Engineering, Vol.15, Issue1, pp.24-29, 2019.</p> <p>③Yamaguchi Hikaru, et al., “Degradation of Mechanical and Dielectric Properties of Flame-Retardant Ethylene Propylene Rubber by Thermal Aging”, IEEJ Transactions on Electrical and Electronic Engineering, Vol. 15, No.4, pp. 488-495, 2020.</p> <p>④Ito Seitaro, et al., “Changes in Mechanical and Dielectric Properties of Silicone Rubber Induced by Severe Aging”, IEEE Transactions on Dielectrics and Electrical Insulation, Vol. 27, No. 3, pp. 722-730, 2020.</p> <p>⑤You Jiayi, et al., “Degradation of flame-retardant ethylene-propylene-diene rubber by radiation and steam”, IEEJ Transactions on Electrical and Electronic Engineering, Vol. 15, pp. 1572-1579, 2020.</p> <p>⑥宮崎悠 他, “原子力発電所の重大事故模擬環境下で劣化された架橋ポリエチレンの化学構造と機械的特性の変化”, 電気学会論文誌 A(基礎・材料・共通部門誌), Vol. 140, No. 9, pp. 445-450, 2020.</p> <p>⑦Ishii Hiroyuki, et al., “Comparison of Degradation Behavior Between Soft and Hard Epoxy Resins”, Journal of Nuclear Science and Technology, 58(5), pp. 620–628, 2020.</p> <p>⑧Miyazaki Yu, et al., “Effects of Heat and Gamma-rays on Mechanical and Dielectric Properties of Cross-linked Polyethylene”, IEEE Transactions on Dielectrics and Electrical Insulation, Vol. 27, No. 6, pp. 1998-2006, 2020.</p> <p>⑨Zhou Haolong, et al., “Aging Behavior of Flame-retardant Cross-linked Polyolefin under Thermal and Radiation Stresses”, IEEE Transactions on Dielectrics and Electrical Insulation, IEEE Transactions on Dielectrics and Electrical Insulation, Vol. 28, No. 1, pp. 303-309, 2021.</p> <p>⑩Ohki Yoshimichi, et al., “Degradation of Soft Epoxy Resin for Cable Penetrations Induced by Simulated Severe</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p><u>Accidents”, Energies, 14(21), 6932, 2021.</u></p> <p>①<u>Zhou Haolong, et al., “Various Characteristics of Severely Aged Flame-Retardant Cross-Linked Polyolefin”, IEEJ Transactions on Electrical and Electronic Engineering, Vol. 16, No. 12, pp. 1556-1562, 2021.</u></p> <p>②<u>Ohki Yoshimichi and Hirai Naoshi, “Degradation of Flame-Retardant Cross-Linked Polyethylene Caused by Heat, Gamma-rays, and Steam”, IEEE Access, Vol. 10, pp. 62164-62172, 2022.</u></p> <p>③<u>Ohki Yoshimichi and Hirai Naoshi, “Thermal Aging of Soft and Hard Epoxy Resins”, High Voltage, Vol. 8, No. 1, pp. 12-20, 2023.</u></p> <p>④<u>Ohki Yoshimichi, Naoshi Hirai, Kosuke Sato, Yasuhiro Tanaka, “Reasons for Resistivity Increase in FR-EPDM Insulation of Cables Aged in Nuclear Power Plants”, IEEJ TEEE, Vol. 18, No. 5, pp. 656-664, 2023.</u></p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付): 委託先】</p> <p>①<u>Yang Zhenyu, et al., “Evaluation of Aging Status of Flame-retardant Cross-linked Polyethylene by Measuring Indenter Modulus”, 2nd International Conference on Electrical Materials and Power Equipment, Guangzhou, China, 2019.</u></p> <p>②<u>Miyazaki Yu, et al., “Degradation of Cross-linked Polyethylene Induced by Simulated Severe Accident Aging”, Proceedings of the 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Boston, USA, 2019.</u></p> <p>③<u>Yamaguchi Hikaru, et al., “Effects of Thermal Degradation on the Structure and Mechanical Properties of Flame-retardant Ethylene Propylene Rubber”, Proceedings of the 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Boston, USA, 2019.</u></p> <p>④<u>Ishii Hiroyuki, et al., “Degradation in Dielectric Behavior of Soft Epoxy Resin by Concurrent Aging with Heat and Radiation”, 2019 IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomena, Richland, USA, 2019.</u></p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>⑤Zhou Haolong, et al., “Degradation of Cross-linked Polyolefin Aged by Heat and Radiation”, The 7th IEEE International Conference on High Voltage Engineering and Application, OC1-3, Beijing, China, 2020.</p> <p>⑥Ohki Yoshimichi, et al., “Comparison of Three Mechanical Parameters as Aging Indicators of Polymeric Insulation”, The 7th IEEE International Conference on High Voltage Engineering and Application, OM3-6, Beijing, China, 2020.</p> <p>⑦Hirai Naoshi and Ohki Yoshimichi, “Detection Using Frequency Domain Reflectometry of the Permittivity Change in a Cable Induced by the Exposure to Steam”, International Symposium on Electrical Insulating Materials 2020, D-3, pp. 190-193, Online, Tokyo, Japan, 2020.</p> <p>⑧Ishii Hiroyuki, et al., “Aging Behavior of Soft and Hard Epoxy Resins in Simulated Nuclear-Power-Plant Environments”, International Symposium on Electrical Insulating Materials 2020, pp. 587-590, Online, Tokyo, Japan, 2020.</p> <p>⑨Hirai Naoshi, et al., “Degradation of Flame-retardant Cross-linked Polyolefin in Simulated Severe Environments”, IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomena 2020, pp. 508-511, Online, New York, USA, 2020.</p> <p>⑩Ohki Yoshimichi, et al., “THz Spectroscopic Study of Degradation of Epoxy Resins”, 3rd International Conference on Electrical Materials and Power Equipment, O 1-1, Hybrid, Chongqing, China, 2021.</p> <p>⑪Ohki Yoshimichi, et al., “Mitigation of Degradation in Polymers by Gamma Rays, 13th International Conference on the Properties and Applications of Dielectric Materials”, pp. 89-92, Online, Johor Bahru, Malaysia, 2021.</p> <p>⑫Ohki Yoshimichi, et al., “Degradation of Flame-retardant Cross-linked Polyolefin Caused by Severe Aging Treatments”, 2021 IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomena, D-6, pp. 93-96, Hybrid, Vancouver, Canada, 2021.</p> <p>⑬Ohki Yoshimichi, et al., “Comparison of Thermal</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p><u>Degradation Between Soft and Hard Epoxy Resins”, the 4th International Conference on Dielectrics -ICD2022-, 2a-26, Hybrid, Palermo, Italy, 2022.</u></p> <p>⑭Ohki Yoshimichi and Hirai Naoshi, “Synergism of Gamma-ray Irradiation and Steam Exposure on the Degradation of Silicone Rubber”, 2022 IEEE International Conference on High Voltage Engineering and Application (ICHVE 2022), OC4-1, pp. 1-4, Hybrid, Chongqing, China, 2022.</p>		
14	(1) 横断的原子力安全	①外部事象	津波ハザード評価の信頼性向上に関する研究	H29 - R2	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①道口陽子、三戸部佑太、杉野英治、田中仁、“地殻変動の水平変位による津波初期水位への影響に関する実験的検討”、土木学会論文集 B2(海岸工学)、Vol. 75、No. 2、pp.I 343-I 348、2019.</p> <p>②佐藤太一、杉野英治、“Mw8.8 以下のプレート間地震津波に対する特性化波源モデルの再現性”、土木学会論文集 B2(海岸工学)、Vol. 76、No. 2、pp. I_337-I_342、2020.</p> <p>③杉野英治、阿部雄太“確率論的津波ハザード解析における津波発生・伝播モデルの不確かさの影響”、日本地震工学会論文集、Vol.22、No. 4、pp.1-22、2022.</p> <p>④道口陽子、杉野英治、三戸部佑太、田中仁、“地殻変動の水平変位寄与分の考慮方法の違いによる 2011 年東北地方太平洋沖地震津波の推定波源のすべり量分布の比較”、日本地震工学会論文集、Vol. 22、No. 5、pp.25-42、2022.</p> <p>【論文(査読付):委託先】</p> <p>①齋藤和寿、仙頭紀明、中村晋、“動的な遠心载荷実験に基づく海底斜面の地震時安定性評価”、土木学会論文集 B3(海洋開発)、Vol. 76、No. 2、pp. I 1043-I 1048、2020.</p>	<p>【その他】</p> <p>①「確率論的津波ハザード解析における津波発生・伝播モデルの不確かさの影響」について下記技術情報検討会に報告し、ATENA との連絡会議において事業者に周知した。</p> <p>・第55回技術情報検討会(令和4年9月29日)、資料 55-1-2-2</p> <p>・ATENA との連絡会議(令和4年12月8日)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を5編(うち委託先1編)の論文(査読付)として取りまとめ公表することができた。 本研究で得た知見は、技術情報検討会で報告された。
15	(1) 横断的原子力安全	①外部事象	地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラ	H29 - R2	<p>【NRA 技術報告】</p> <p>①市原義孝、森谷寛、小林恒一、山崎宏晃、大橋守人 “原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討”、NTEC-2021-4002、令和3年3月</p>	<p>【その他】</p> <p>①キャスクのスラップダウン落下試験から得られた最新知見を下記技術情報検討会に報告した。</p> <p>第38回技術情報検討会(令和元年9月4日)、資料 38-3-3</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を1編の NRA 技術報告、19編(うち委託先8編)の論文(査読付)及び13編(うち委託先9編)のプロシーディングス(査読付)として取りまと

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
			ジリティ評価に関する研究		<p>【論文(査読付)】</p> <p>① Ichihara, Y., Nakamura, N., Moritani, H., Choi, B., Nishida, A., “3D FEM Soil-Structure Interaction Analysis for Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Plant Considering Soil Separation and Sliding”, <i>Frontiers in Built Environment</i>, Vol. 7, 676408, 2021.</p> <p>② Y. Li, K. Azuma, K. Hasegawa, “Failure bending moment of pipes containing multiple circumferential flaws with complex shape”, <i>International Journal of Pressure Vessels and Piping</i>, 171, pp.305-310, 2019.</p> <p>③ K. Azuma, S. Hidaka, Y. Yamazaki, “Effects of crack closure on the fatigue crack growth rates of ferritic steels subjected to severe reversing loads”, <i>J. Pressure Vessel Technol.</i>, 142(6): 061503, 2020.</p> <p>④ 太田良巳、松澤遼、鈴木哲夫、吉田匡佑、“国際ベンチマーク解析プロジェクト IRIS3 フェーズ A に係る鉄筋コンクリート構造物の衝撃評価に関する基礎的研究”、土木学会、第 12 回構造物の衝撃問題に関するシンポジウム論文集、p. (19) 1-6、2019.</p> <p>⑤ 太田良巳、澤田祥平、山田和彦、紺谷修、二階堂雄司、岡安隆史、金子貴司、日向大樹、石木健士朗、相馬和貴、安本宏、“衝撃作用を受ける構造物の衝撃挙動評価に関する取り組み”、日本建築学会シンポジウム「耐衝撃設計の合理化に向けてー現状と新しい流れ、今後の課題ー」、pp.135-144、2019.</p> <p>⑥ 市原義孝、中村尚弘、森谷寛、堀口朋裕、崔炳賢、“鉄筋コンクリート耐震壁に対する等価線形解析の適用性検討：原子炉建屋耐震壁終局応答試験の三次元有限要素法シミュレーション解析”、日本原子力学会和文論文誌、21 巻、1 号、pp.1-14、令和 4 年</p> <p>⑦ Azuma, K., Li, Y. and Xu, S., “Closed-form stress intensity factor solutions for surface cracks with large aspect ratios in plates”, <i>J. Pressure Vessel Technol.</i>, 142(2): 021207, 2020.</p> <p>⑧ Azuma, K. and Li, Y., “Closed-Form Stress Intensity Factor Solutions for Circumferential and Axial Surface Cracks With Large Aspect Ratios in Pipes”, <i>J. Pressure Vessel Technol.</i>, 144(6): 061303, 2022.</p>	<p>② 接地型計器用変圧器の支持部にガタがある場合の衝撃耐力に係る最新知見を下記技術情報検討会に報告した。 第 43 回技術情報検討会(令和 2 年 10 月 29 日)、資料 43-1-2</p> <p>③ 原子炉施設の建屋三次元解析モデルに関する検討成果の一部を下記技術情報検討会に報告した。 第 45 回技術情報検討会(令和 3 年 4 月 14 日)、資料 45-2-2-2</p>	<p>め公表することができた。</p> <ul style="list-style-type: none"> 本研究で得た知見は、技術情報検討会で報告された。

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>⑨日高慎一郎、東喜三郎、庄司学、藤本滋、「耐震信頼性実証試験に基づくPWR鋼製原子炉格納容器の耐震性評価に関する検討(座屈設計評価手法において座屈耐力に考慮される保守性の明確化)」、日本機械学会論文集、88巻、913号、p. 22-00146、令和4年9月</p> <p>⑩太田良巳、松澤遼、高橋千明、蔡飛、「剛飛翔体衝突を受ける鉄筋コンクリート板の局部損傷評価に関する一考察」、コンクリート工学年次論文集、Vol.42、No.2、pp.577-582、2020.</p> <p>⑪太田良巳、二階堂雄司、澤田祥平、相馬一貴、野澤貴、山田和彦「物体衝突に対する構造物の埋込効果の影響に関する実験的研究」、土木学会第13回構造物の衝撃問題に関するシンポジウム論文集、2022.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Li, Y., Azuma, K. and Hasegawa, K., “Failure bending moment of pipes containing multiple circumferential flaws with complex shape”, 2018 International Symposium on Structural Integrity (ISSI 2018), 2018.</p> <p>②Toriyama T. and Ishida N. “A METHOD FOR EVALUATING TSUNAMI LOADING ON SEAWALLS DURING OVERFLOW”, Proceedings of 37th Conference on Coastal Engineering, 2020.</p> <p>③Azuma, K., Yamaguchi, Y. and Li, Y., “Pilot study on seismic fragility evaluation for degraded austenitic stainless steel piping using probabilistic fracture mechanics code PASCAL-SP”, Proceedings of the ASME 2021 Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2021-62233, V004T06A063, 2021.</p> <p>④Kouki Yamakawa, Masaaki Saruta, Hiroshi Moritani, Hiroaki Yamazaki, Akemi Nishida, Manabu Kawata and Kazuhiko Iigaki, "Estimation of Vibration Characteristics of Nuclear Facilities Based on Seismic Observation Records", 28th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE2021-64337, 2021</p> <p>【論文(査読付):委託先】</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>①相馬和貴、山田和彦、澤田祥平、岡安隆史、安本宏、“Riera の方法による柔飛翔体衝突時の強度分布推定”、土木学会、第 12 回構造物の衝撃問題に関するシンポジウム論文集、2019、p. (22) 1-4.</p> <p>②織田 幸伸、小俣 哲平、羽角 華奈子、坂下 克之、“防潮堤を対象とした越流津波に対する応答特性の水理実験”、土木学会論文集 B2(海岸工学)、2018、74 巻、2 号、p. I 241-I 246.</p> <p>③織田 幸伸、本田 隆英、小俣 哲平、“防潮堤に働く津波漂流物の衝突力に関する実験的研究”、土木学会論文集 B2(海岸工学)、2019、75 巻、2 号、p. I 457-I 462.</p> <p>④織田 幸伸、本田 隆英、橋本 貴之、“津波による浮遊船舶の防潮堤への衝突に関する実験的研究”、土木学会論文集 B2(海岸工学)、2020、76 巻、2 号、p. I 673-I 678.</p> <p>⑤織田 幸伸、本田 隆英、小俣 哲平、“津波越流時の防潮堤背後における津波浸水深の評価”、土木学会論文集 B3(海洋開発)、2020、76 巻、2 号、p. I 162-I 167.</p> <p>⑥奥谷 哲也、平石 哲也、“津波による海岸砂丘の変形に関する模型実験”、土木学会論文集 B2(海岸工学)、2020、76 巻、2 号、p. I 403-I 408.</p> <p>⑦織田 幸伸、本田 隆英、小俣 哲平、“津波による浮遊漂流物の防潮堤への衝突力評価に関する一考察”、土木学会論文集 B2(海岸工学)、2021、77 巻、2 号、p. I 205-I 210.</p> <p>⑧織田 幸伸、本田 隆英、橋本 貴之、“波による津波漂流物の防潮堤への衝突評価に関する実験的研究”、日本船舶海洋工学会・日本海洋工学会、第 29 回海洋工学シンポジウム公演論文集、2022.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付): 委託先】</p> <p>①Oda Y., Honda T. and Omata T., “EXPERIMENTAL STUDY ON TSUNAMI FORCES ACTING ON VERTICAL SEAWALLS UNDER OVERFLOW”, Proceedings of 36th Conference on Coastal Engineering, structures. 37, 2018.</p> <p>②Tadashi KAWAI, “A study of measuring stress conditions in the embankment model ground during a shaking event of the centrifuge test-Towards a validation of effective stress analysis-”, 20th International Society for Soil Mechanics and</p>		

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>Geotechnical Engineering, 2022.</p> <p>③Y. Yamaguchi, J. Katsuyama, Y. Li, "Crack growth prediction for cracked dissimilar metal weld joint in pipe under large seismic cyclic loading", Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels and Piping Conference, 2018.</p> <p>④Yamaguchi Y., Nishida A. and Li Y., "Development of Probabilistic Analysis Code for Evaluating Seismic Fragility of Aged Pipes with Wall-Thinning", Proceedings of ASME 2022 Pressure Vessels & Piping Conference, 2022.</p> <p>⑤Yamaguchi Y., Katsuyama J., Masaki K. and Li Y., "Development of Guideline on Seismic Fragility Evaluation for Aged Piping", Proceedings of ASME 2021 Pressure Vessels & Piping Conference, 2021.</p> <p>⑥Furuya O., Fujita S., Muta H., Ohtori Y., Itoi T., Okamura S., Minagawa K., Nakamura I., Fujimoto S., Otani A., Nishida A., Watakabe T., "Research and Examination of Seismic Safety Evaluation and Function Maintenance for Important Equipment in Nuclear Facilities", Proceedings of ASME 2021 Pressure Vessels & Piping Conference, 2021.</p> <p>⑦Muta H., Ohtori Y., Furuya O., Fujita S., "Study on Reliability of Seismic Capacity Analysis for Important Equipment in Nuclear Facilities", Proceedings of ASME 2021 Pressure Vessels & Piping Conference, 2021.</p> <p>⑧B. Choi, A. Nishida, T. Shiomi, M. Kawata, Y. Li, "Outline of guideline for seismic response analysis method using 3D finite element model of reactor building", Proceedings of the 2021, 28th International Conference on Nuclear Engineering, ICON28, August 4-6, 2021.</p> <p>⑨A. Nishida, B. Choi, T. Shiomi, M. Kawata, Y. Li, "Assessment of seismic fragility using a three-dimensional structural model of a reactor building", Proceedings of the 2021, 28th International Conference on Nuclear Engineering, ICON28, August 4-6, 2021.</p>		
16	(3) 核燃料サ	①核燃料サイクル	加工施設及び再処理施設の	H29 - R2	<p>【NRA 技術ノート】</p> <p>①野島康夫、山口晃範、古田昌代、“商用再処理施設の除染作業における機器の劣化に関する留意点-異材接合継</p>	<p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①日本原燃株式会社再処理事業所六ヶ所再処理施設及び同事業所 MOX 燃料加工施</p>	<p>・ 研究成果を 1 編の NRA 技術ノート及び 11 編(うち委託先 9 編)の論文(査読</p>

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
	イクル・廃棄物	ル施設	内部火災等に関するリスク評価手法に関する研究		<p><u>手のアルカリ腐食による水素脆化-</u>、<u>NRA 技術ノート(令和4年9月)</u>、<u>NTEN-2022-1002</u></p> <p>【論文(査読付)】</p> <p>①<u>山口 晃範、横塚 宗之、古田 昌代、久保田 和雄、藤根 幸雄、森 憲治、吉田 尚生(JAEA)、天野 祐希(JAEA)、阿部 仁(JAEA)、</u>”<u>再処理施設における高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時の事象進展の整理</u>”、<u>日本原子力学会和文論文誌</u>、<u>Vol. 21, No. 4, p. 173-182(2022)</u></p> <p>②<u>寺垣俊男、平野雅司、森憲治、迎隆、</u>”<u>起因事象マトリックス法による地震リスク評価</u>”、<u>日本原子力学会和文論文誌</u>、<u>Vol. 21, No. 4, p. 201-215(2022)</u></p> <p>【論文(査読付):委託先】</p> <p>①<u>吉田、他、再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故でのFP 硝酸塩の脱硝に伴い発生する NOx の化学的挙動解析</u>、<u>日本原子力学会和文論文誌</u>、<u>Vol.18, No.2, pp.69-80, 2019.</u></p> <p>②<u>Naoki Yoshida, et al., Decomposition behavior of gaseous ruthenium tetroxide under atmospheric conditions assuming evaporation to dryness accident of high-level liquid waste, Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 57, Pages 1256-1264, 2020.</u></p> <p>③<u>Ryoichiro Yoshida, et al., Restraint effect of coexisting nitrite ion in simulates high level liquid waste on releasing volatile ruthenium under boiling condition, Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 58, Pages 145-150, 2021.</u></p> <p>④<u>Takuya Ohno, Shinsuke Tashiro, Yuki Amano, Naoki Yoshida, Ryoichiro Yoshida, Hitoshi Abe, “Consistent modelling of material weight loss and gas release due to pyrolysis and conducting benchmark tests of the model—A case for glovebox panel materials such as polymethyl methacrylate,” PLOS ONE 16(1) e0245303, 2021 Jan 28.</u></p> <p>⑤<u>Shinsuke Tashiro, Gunzo Uchiyama, Takuya Ohno, Yuki Amano, Ryoichiro Yoshida, and Hithoshi Abe, “Differential Pressure Changes of a High Airflow-Type</u></p>	設の新規制基準適合性に係る審査のための技術的な判断材料に活用	付)として取りまとめ公表することができた。 ・本研究で得た知見は、新規制基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p><u>HEPA Filter During Solvent Fire in Reprocessing Facilities</u>”, NUCLEAR TECHNOLOGY, VOLUME 208, 1205-1213, July 2022</p> <p>⑥Shinsuke Tashiro, Takuya Ohno, Yuki Amano, Ryoichiro Yoshida, Koji Watanabe, and Hithoshi Abe, “Clogging Properties of HEPA Filter Induced by Loading of Soot from Burned Glove-Box Panel Materials.” NUCLEAR TECHNOLOGY, VOLUME 208, 1553-1561, October 2022</p> <p>⑦石島暖大、上野文義、阿部仁、“Ta の NaOH 水溶液中における腐食挙動の時間依存性”、腐食防食学会学会誌「材料と環境」、70 巻(2021)6 号、pp. 192-198</p> <p>⑧Yasuhiro Ishijima, Fumiyoshi Ueno, Hitoshi Abe, “Time Dependence of Corrosion Behavior on Ta in NaOH Solutions”, MATERIALS TRANSACTIONS, 2022 Volume 63 Issue 4 Pages 538-544</p> <p>⑨Yasuhiro Ishijima, Ken’ichi Yokoyama, Fumiyoshi Ueno, Hitoshi Abe, “Positron Annihilation Lifetime Spectroscopy Investigation of Thermal Aging Effect for the Mechanical Properties of Hydrogen-Absorbed Tantalum”, MATERIALS TRANSACTIONS, 2022 Volume 63 Issue 4 Pages 592-599</p>		
17	(2) 原子炉施設	②放射性廃棄物埋設施設	廃棄物埋設に影響する長期自然事象の調査方法及びバリア特性長期変遷の評価方法に関する研究	H29 - R2	<p>【NRA 技術報告】</p> <p>①青木広臣他、「ウラン廃棄物のクリアランス及び埋設に関する線量評価」、NRA 技術報告、NTEC-2021-3001、令和3年10月</p> <p>【NRA 技術ノート】</p> <p>①室田 健人 青木 広臣、「ウラン廃棄物の埋設及びクリアランスに関する海外の規制」、NTEN-2020-3001、令和2年9月</p> <p>②前田 敏克 大村 哲臣 青木 広臣 木嶋 達也 田中 知「中深度処分の規制基準の背景及び根拠」、NRA 技術ノート、NTEN-2022-0001、令和4年8月</p> <p>【論文(査読付)】</p>	<p>【基準類の制定・改正への活用】</p> <p>下記の第二種廃棄物埋設の基準等の制定に活用</p> <p>①第二種廃棄物埋設の廃棄物埋設地に関するガイド(令和3年9月制定)</p> <p>②ウラン廃棄物のクリアランス及び埋設に係る規制の考え方(令和3年3月原子力規制委員会決定)</p> <p>下記の第二種廃棄物埋設の基準等の改正に活用</p> <p>③核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則(令和3年10月改正)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を1編の NRA 技術報告、2編の NRA 技術ノート及び4編(うち委託先2編)の論文(査読付)として取りまとめ公表することができた。 本研究で得た知見は、規則及びガイド類の制定又は改正に活用されるとともに、新規規制基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>①廣田明成、伊藤一充、「中深度処分における隆起と侵食の考え方」、原子力バックエンド研究、2022、29(2)、119-129</p> <p>②Murota, K., Saito, T., "Pore size effects on surface charges and interfacial electrostatics of mesoporous silicas", <u>Physical Chemistry Chemical Physics</u>, Vol. 24, pp. 18073-18082, 2022.</p> <p>【論文(査読付): 委託先】</p> <p>① M. Takeda, M. Manaka, K. Ito, "Potential geologic osmotic pressure in the Wakkanai Formation: Preliminary estimation based on the dynamic equilibrium between chemical osmosis and advection", <u>Journal of Hydrology</u>, Vol. 579, 124166, 2019.</p> <p>② 村上裕晃、岩月輝希、竹内竜史、西山成哲、「放射性廃棄物の処分分野における地下水モニタリングの方法」、原子力バックエンド研究、27、1、pp.22-33、令和 2 年</p>	<p>④第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(令和 3 年 10 月改正)</p> <p>⑤第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(令和 3 年 10 月改正)</p> <p>⑥第二種廃棄物埋設の廃棄物埋設地に関するガイド(令和 4 年 4 月改正)</p> <p>下記の原子力規制委員会における地層処分において安全確保上少なくとも考慮されるべき事項に関する制定に活用</p> <p>⑦特定放射性廃棄物の最終処分における概要調査地区等の選定時に安全確保上少なくとも考慮されるべき事項(令和 4 年 8 月 24 日委員会決定)</p> <p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①日本原燃株式会社濃縮・埋設事業所における第二種廃棄物埋設の事業の変更許可申請の審査における、人工バリアの長期性能評価、地下水流動評価、核種移行評価、隆起・侵食評価等の妥当性検討に活用</p> <p>・日本原燃株式会社濃縮・埋設事業所における第二種廃棄物埋設の事業の変更許可申請書に関する審査書(令和 3 年 7 月 21 日委員会決定)</p>	
18	(3) 核燃料サイクル・廃棄物	③廃止措置・クリアランス	放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究	H29 - R2	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①Sakai, H., Yoshii, T., Takasaki, F., Kawarabayashi, J., "Evaluation of the detection limit of net count in peak for the energy spectrum of CZT detector", <u>Applied Radiation and Isotopes</u>, Vol. 169, 109569, 2021.</p> <p>②Sakai, H., Yoshii, T., Kawasaki, S., "Derivation of uncertainty propagation for clearance measurement", <u>Applied Radiation and Isotopes</u>, Vol. 170, 109630, 2021.</p>	<p>【基準類の制定・改正への活用】</p> <p>下記の規則、基準の制定に活用</p> <p>①工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則(令和 2 年 8 月 13 日制定)</p> <p>②放射能濃度についての確認を受けようとする</p>	<p>・ 研究成果を 7 編(うち委託先 1 編)の論文(査読付)及び 1 編(うち委託先 1 編)のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。</p> <p>・ 本研究で得た知見は、規則及びガイド類の制定又</p>

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>③Yamamoto, K., Asanuma, H., Takahashi, H., Hirata, T., "In situ isotopic analysis of uranium using a new data acquisition protocol for 10¹³ ohm Faraday amplifiers", <u>Journal of Analytical Atomic Spectrometry</u>, Vol. 36, pp. 668-675, 2021.</p> <p>④Takahashi, H., Park, K. C., Nomura, M., Shibahara, H., Miura, H., Ohishi, Y., Yuki, M., Tsukahara, T., "Influence of extraction process on Cs isotope ratios for Fukushima Daiichi nuclear power plant accident-contaminated soil", <u>Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry</u>, Vol 329, pp. 327-336, 2021.</p> <p>⑤Yoshii, H., Takamura, K., Uwatoko, T., Takahashi, H., Sakai, Y., "Screening of uranium contamination on waste surfaces using X-ray fluorescence analysis", <u>Spectrochimica Acta Part B: Atomic Spectroscopy</u>, Vol. 189, 106368, 2022</p> <p>⑥Yamashita, S., Yamamoto, K., Takahashi, H., Hirata, T., "Size and isotopic ratio measurements of individual nanoparticles by a continuous ion-monitoring method using Faraday detectors equipped on a multi-collector-ICP-mass spectrometer", <u>Journal of Analytical Atomic Spectrometry</u>, Vol. 37, pp. 178-184, 2022.</p> <p>【論文(査読付):委託先】 ①島田太郎、根本宏美、武田聖司、「放射性物質を有するアスベスト含有廃棄物を対象としたクリアランスレベルの評価」、日本保健物理学会誌、57巻1号、p. 5-29、令和4年</p> <p>【国際学会のプロシーディングス(査読付):委託先】 ①Miwa, K., Namekawa, M., Shimada, T., Takeda, S., "Development of dose evaluation method considering radionuclides migration on the surface of the site for confirmation of completion of decommissioning.", <u>MRS Advances</u>, Vol 7, p.165-169, 2022.</p>	<p>る物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の方法に係る審査基準(令和元年9月11日制定)</p> <p>③放射能濃度についての確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の方法に係る審査基準(令和2年7月29日改正)</p> <p>④工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則(令和3年10月21日改正)</p> <p>⑤放射能濃度についての確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の方法に係る審査基準(令和3年9月29日改正)</p> <p>下記のガイドの発行に活用</p> <p>⑥廃止措置の終了確認における敷地土壌等の状況の判定に関するガイド(令和4年3月30日発行)</p> <p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①第1回クリアランスの測定及び評価の不確かさに関する事業者との意見交換会(令和2年3月26日)に参加し議論に活用</p> <p>②第2回クリアランスの測定及び評価の不確かさに関する事業者との意見交換会(令和3年4月8日)に参加し議論に活用</p> <p>○下記のクリアランス測定法の認可に関する審査に活用</p> <p>③中部電力浜岡原子力発電所1,2号原子炉施設(金属:約7,682t)のクリアランス測定法の認可申請(平成31年3月19日認可)</p>	<p>は改正に活用されるとともに、新規制基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。研究成果の一部をまとめて、国際シンポジウム等の技術的議論に活用された。</p>

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
						④JAEA 人形峠環境技術センター(金属:約607tの内数)のクリアランス測定法の認可申請(平成31年1月25日認可) ⑤日本原電敦賀発電所1号炉(金属:約2,900t)のクリアランス測定法の認可申請(審査中) ⑥中部電力浜岡原子力発電所4号原子炉施設(金属:約334t)のクリアランス測定法の認可申請(令和3年4月5日認可) ⑦関西電力大飯発電所1,2号炉(金属:約70t)のクリアランス測定法の認可申請(令和3年6月16日認可) ⑧日本原電敦賀発電所1号炉(金属:約2,900t)のクリアランス測定法の認可申請(審査基準変更反映)(審査中) ⑨中国電力島根原子力発電所1,2号炉(金属:約1,035t)のクリアランス測定法の認可申請(審査中)	
19	(1)横断的原子力安全	②火災防護	火災防護に係る影響評価に関する研究	H29 - R2	【NRA 技術ノート】 ①笠原文雄ほか、「米国における火災時安全停止回路解析の調査」、NTEN-2021-1001、令和3年 【論文(査読付)】 ①Kabashima H., et al, “Experimental Study of High Energy Arcing Faults Using Medium Voltage Metalclad Switchgears”, Nuclear Technology, Vol. 205, pp. 694-707, 2019. ②Kabashima H., et al, “Nuclear Regulatory Authority Experimental Program to Characterize and Understand High Energy Arcing Fault (HEAF) Phenomena”, NUREG/IA-0470 Volume 2, October 2021. 【国際会議のプロシーディング(査読付)】 ①Kabashima H., “FIRE SAFETY REGULATION ON HIGH ENERGY ARCING FAULTS (HEAF)”, Proceedings of the Technical and Scientific Support	【基準類の制定・改正等に活用】 基準類の制定・改正等に活用された。 ①実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第六号) ②研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第十号) ③再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号) ④再処理施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則(昭和六十二年総理府令第十二号) ⑤実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(原規技発第1306194号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を1編のNRA技術ノート、4編(うち委託先2編)の論文(査読付)、1編のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。 本研究で得た知見は、規則及びガイド類の制定又は改正に活用されるとともに、新規基準適合性の審査支援又は検査の技術支援で活用された。 本研究で得た知見は、技術情報検討会で報告された。

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>Organizations (TSOs) in Enhancing Nuclear Safety and Security: Ensuring Effective and Sustainable Expertise Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations Conference 2018, Brussels, Belgium, Paper ID No. 93, 2018.</p> <p>【論文(査読付):委託先】</p> <p>①Toru Takeshima, et al, “Numerical Thermofluid Simulation of High Current Air Arcs at Fault Point Contaminated with Metal Vapor from Evaporation of Metal Electrode in Open Air”, IEEJ Transactions on Electrical and Electronic Engineering, Vol.14, Issue11, 2018, e7-e13.</p> <p>②Toru Takeshima, et al, “Numerical Thermofluid Simulation 10kA-class High Current Fault Arcs in Air Contaminated with Metal Vapor from Evaporation of Metal Electrodes in Open Air”, 2019 5th International Conference on Electric Power Equipment - Switching Technology (ICEPE-ST), 2019.</p>	<p>⑥研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(原管P発第 1306193 号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))</p> <p>⑦高エネルギーアーク損傷(HEAF)に係る電気盤の設計に関する審査ガイド</p> <p>⑧原子力発電所の内部火災影響評価ガイド(原規技発第 13061914 号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))</p> <p>【審査、検査等への活用】</p> <p>①新規基準適合性の特定重大事故等対処施設(川内発電所1・2号炉)に係る審査支援に活用</p> <p>②新規基準適合性に係る火災防護(島根発電所2号炉)の審査支援に活用</p> <p>③新規基準適合性に係る HEAF(大飯発電所3・4号炉、高浜3・4号炉)の審査支援に活用</p> <p>④新検査制度の火災防護(高浜発電所1・2号炉)に係る検査支援に活用</p> <p>⑤新検査制度の火災防護(美浜発電所3号炉)に係る検査支援に活用</p> <p>【その他】</p> <p>①米国における火災防護に係る規制制度に関する調査結果の一部を下記技術情報検討会に報告した。 ・第49回技術情報検討会(令和3年9月9日)、資料 49-2-3</p>	
20	(2)原子炉施設	④核燃料	燃料健全性に関する規制高度化研究	H19 - R2	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①A. Yamauchi and K. Ogata, “A study on macroscopic fuel cladding ductile-to-brittle transition at 300°C induced by radial hydrides”, J. Nucl. Sci. Technol., 57 [3], 301-311, 2020.</p>	なし	<p>・研究成果を6編(うち委託先5編)の論文(査読付)及び9編(うち委託先2編)のプロシーディングス(査読付)として取りまとめ公表することができた。</p>

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①K. Ogata, et al., “Progress in the Research Programs to Elucidate Axial Cracking Fuel Failure at High Burnup”, Proc. 2007 International LWR Fuel Performance Meeting, San Francisco, Sept. 30 - Oct. 3, 2007.</p> <p>②K. Ogata, et al., “Separate Effects of Factors Affecting Outside-in Cracking of High Burnup Fuel Cladding”, Proc. 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Seoul, Seoul, Korea, Oct. 19-23, 2008.</p> <p>③K. Ogata, et al., “Effects of Heat Flux on Hydrogen Diffusion and Hydride Induced Crack Propagation in Zr-lined Zircaloy-2 Cladding Tube”, Proc. Top Fuel 2009, Paris, Sept. 6-10, 2009.</p> <p>④K. Ogata, et al., “Hydrogen Thermal Diffusion and Crack Propagation Behaviors in Irradiated Zircaloy-2 Cladding Tubes”, Proc. 2010 LWR Fuel Performance Meeting, Orlando, USA, Sept. 26-29, 2010.</p> <p>⑤K. Ogata, et al., “Hydrogen-Induced Crack Initiation and Propagation in Zr-Lined Zircaloy-2 Cladding Tubes”, 2011 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Chengdu, China, Sept. 11-14, 2011.</p> <p>⑥K. Ogata, et al., “Effect of Increased Hydrogen Content on the Mechanical Performance of Irradiated Cladding Tubes”, Proc. Top Fuel 2012, Manchester, UK, Sept. 2-6, 2012.</p> <p>⑦K. Ogata, et al., “Conditions to Cause Cladding Failure by Hydrogen-Induced Cracking”, Proc. 2013 LWR Fuel Performance Meeting, Charlotte, USA, Sep. 15-19, 2013.</p> <p>【論文(査読付):委託先】</p> <p>①K. Une, K. Ogata, et al., “The Terminal Solid Solubility of Hydrogen in Irradiated Zircaloy2 and Microscopic Modelling of Hydrogen Behavior”, Journal of Nuclear Materials, 389, pp. 127-136, 2009.</p> <p>②T. Kubo, K. Ogata, et al., “In-Situ Scanning Electron Microscope Observation and Finite Element Method Analysis of Delayed Hydride Cracking Propagation in</p>		

No.	カテゴリー	分野	安全研究プロジェクト	実施期間	成果の公表実績*1	成果の規制活動への活用実績*1	自己評価
					<p>Zircaloy-2 Fuel Cladding Tube”, Journal of ASTM International, Vol. 8, No. 3, 2011.</p> <p>③垣内、天谷、“燃料被覆管用改良合金の照射成長挙動”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 19, No.1, pp. 24-33</p> <p>④K. Kakiuchi, M. Amaya, Y. Udagawa, "<u>Irradiation growth behavior and effect of hydrogen absorption of Zr-based cladding alloys for PWR</u>", <u>Annals of Nuclear Energy, Volume 171, 2022, 109004.</u></p> <p>⑤K. Kakiuchi, M. Amaya, Y. Udagawa, "<u>Engineering formulation of the irradiation growth behavior of zirconium-based alloys for light water reactors</u>", <u>Journal of Nuclear Materials, Volume 573, 2023, 154110.</u></p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付): 委託先】</p> <p>①Y. Endo, et al., Ab-initio Study of the Influence of Pressure on the Hydrogen Diffusion Behavior in Zirconium Hydrogen Solid Solution, Materials Science and Technology 2008, Pittsburgh, USA, Oct. 5-10, 2008.</p> <p>②M. Amaya, T. Mihara, K. Kakiuchi, “Irradiation Growth Behavior of Improved Zr-Based Alloys for Fuel Cladding”, Top Fuel 2019, Seattle, USA, September, 2019.</p>		

制定 平成28年7月6日 原規技発第1607064号 原子力規制委員会決定
改正 令和元年5月29日 原規技発第1905294号 原子力規制委員会決定

原子力規制委員会における安全研究の基本方針を次のとおり定める。

平成28年7月6日

原子力規制委員会

原子力規制委員会における安全研究の基本方針

原子力規制委員会は、安全研究の進め方に関する基本的な考え方、実施体制等の基本方針を次のとおり定める。

原子力規制委員会における安全研究の基本方針

平成28年7月6日
原子力規制委員会

1. 安全研究の意義

原子力規制委員会(以下「委員会」という。)は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、その業務を遂行するに当たっては、科学的・技術的な見地から、独立して意思決定を行うこととしている。また、安全を支えるのは知識基盤、人材基盤、施設基盤等の技術基盤であり、特に、深く幅広い視点から物事を捉え、的確な判断ができる高度な科学的・技術的専門性が重要であるとの認識に基づき、原子力規制庁(以下「規制庁」という。)の個々の職員及び組織全体の科学的・技術的専門性を向上させることなどにより、原子力規制等を支える強固な技術基盤を構築し維持していくことが不可欠である。

原子力規制等における課題に対応するための知見を収集し、また、自ら生み出す研究活動は、科学的・技術的能力の向上、強固な技術基盤の構築等を行うための最も効果的な方策の一つである。委員会は、安全研究を通じこれらを実現し又原子力規制等に最大限活用していく。

2. 安全研究の基本的な考え方

(1) 安全研究の目的

委員会における安全研究の目的は、次のとおりとする。なお、事業者等が行うべき技術開発や信頼性向上を安全研究の目的とはしない。

① 規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備

委員会が所管する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「原子炉等規制法」という。)及び放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律(以下「RI法」という。)に関する規制制度、規制基準及び解釈・審査ガイド並びに原子力災害対策特別措置法(以下「原災法」という。)に基づく原子力災害対策指針及びその関連規定等の策定又は改正並びに放射線障害防止の技術的基準に関する法律に基づく放射線審議会の所掌事務の遂行に必要な科学的・技術的知見の収集・整備

② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備

原子炉等規制法、RI法及び原災法に基づく委員会の審査、検査、その他の原子力規制等に係る活動(以下「規制活動」という。)に関し、事業者からの申請又は報告の内容の確認や原子力災害時の判断に必要なデータや情報等の科学的・技術的知見の収集・整備

③ 規制活動に必要な手段の整備

安全評価に使用する解析コード、緊急時モニタリング技術等の委員会が規制活動を遂行するに当たり必要となる手段の整備

④ 技術基盤の構築・維持

将来の規制活動に役立つ新たな知見の創出、原子力規制等における高度な専門性を有する人材の確保及び育成等の技術基盤の構築・維持

なお、④の技術基盤の構築・維持については、①～③を明確にした上で目的に加える場合があるものとする。

(2) 安全研究を行う上での留意事項

① 内外の研究機関の活用

安全研究の実施に当たっては、研究資源を有する技術支援機関や大学・学会等の国内関係機関との連携が重要であることを踏まえ、これら機関の技術力に応じて広く活用する。また、これら機関の活用に加えて国外の研究機関や国際機関との連携・協力を積極的に取り組む。

② 独立性、中立性及び透明性の確保

委員会が実施する安全研究は、委員会の規制活動に必要な科学的・技術的知見の収集・整備、技術基盤の構築・維持等を目的としていることから、その実施に当たっては規制活動と同様に、独立性、中立性及び透明性を確保する。なお、事業者等において行われる安全性向上を目的とする研究開発について、委員会の安全研究の必要性から試験データ等を含む情報交換等を行う場合があり得るが、その際においても独立性、中立性及び透明性を確保する。

③ 知見の共有と情報の発信

安全研究を通じて得られる成果は、安全研究の担当部署にとどまらず、委員会全体の科学的・技術的能力の向上、強固な技術基盤の構築等に役立てていく必要があることから、共有に努める。また、安全研究の成果は公共財であるとの認識の下、広く原子力安全に役立てることが望まれることから、対外的な情報の発信に努める。

3. 安全研究プロジェクトの企画と評価

(1) 安全研究プロジェクトの企画

委員会は、次年度以降を対象に「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」(以下「実施方針」という。)を原則として毎年度策定する。

規制庁は、科学的・技術的知見等の安全研究の成果が原子力規制等において確実に反

映・活用されるよう、実施方針に基づき研究テーマの設定及び研究実施内容の策定を行う過程において、規制活動におけるニーズ、内外の最新技術動向等を踏まえ、安全研究の成果及びその活用方策を明確化した上で安全研究プロジェクトを企画する。

なお、事故・トラブル、自然災害及びその他安全に影響する重要課題に対応するため速やかに安全研究が必要となる場合は、実施方針を改定せずとも、関連する安全研究プロジェクトにおける課題の追加又は内容の見直しを行うなどにより、柔軟に対応する。

(2) 安全研究プロジェクトの評価

委員会は、安全研究の的確な実施及び成果の活用を図るため、各安全研究プロジェクトの開始・終了等の節目において評価を実施する。安全研究プロジェクトの開始時においては事前評価、終了時においては事後評価を行うこととし、期間が長いものについては原則として中間評価を実施する。

委員会が実施する安全研究の目的に関し、得られた科学的・技術的知見の反映先は自らの規制活動であることから、これらの安全研究の評価は基本的に自己評価とする。他方、研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性については、評価に客観性を加味する観点から、事前評価、中間評価及び事後評価に際し、外部専門家の評価意見及び産業界等の専門的な技術的知見を有する者(専門技術者)の意見を聴取し参考とする。

① 事前評価

実施方針に従って計画された新規の安全研究プロジェクトについて、当該分野の最新動向等を踏まえた成果目標及び研究手法・計画の技術的妥当性の評価を行う。

② 中間評価

研究期間が5年以上の場合は、原則として研究開始から3年ごとに中間評価を行う。当該評価では、実施方針との整合性について確認するとともに、研究の進捗状況や成果、当該分野の最新動向等を踏まえ、改めて成果目標及び研究手法・計画の技術的妥当性の評価を行う。その上で、当該評価の結果に基づき必要に応じ研究計画の見直しを行う。

③ 事後評価

安全研究プロジェクトの終了後、研究成果を確認し、成果目標の達成状況及び成果の活用状況、見直し等について評価を行う。

安全研究の実施状況に関する毎年度の評価については、年度業務計画の管理の一部として、安全研究の担当部署において実施する。

また、安全研究プロジェクトの成果の活用状況等について一定期間後に実施する評価(追跡評価)については、安全研究プロジェクトを分野ごとに束ね、数年分を取りまとめた上で実施し、委員会への報告を求めるものとする。

4. 安全研究の実施体制

委員会は、規制庁に安全研究の担当部署として技術基盤グループ及び放射線防護グループを擁し、研究職員が安全研究を自ら手がけており、得られた成果は基準整備など、規制に活用している。

また、国外を含む規制庁内外の研修制度、学会参加、論文等の成果の公表、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。)安全研究センターとの人材交流等により、科学的・技術的能力の向上及び強化に努めている。

安全研究の実施に際しては、安全研究の委託や試験等の請負を大学、民間企業等との契約により実施するとともに、他省庁と共同所管している技術支援機関としてのJAEA及び国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構(以下「QST」という。)と連携するほか、国外の研究機関や国際機関とも連携・協力している。

こうした多様な安全研究の実施体制に関し、技術支援機関の役割及び期待並びに国際機関等との関係は次のとおりである。

(1) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)

技術支援機関としてのJAEAの役割は、原子炉施設、核燃料サイクル施設、廃棄物処理・処分、原子力防災などの分野における先導的・先進的な研究を推進するとともに、単独で又は規制庁の研究職員と共同で行う当該分野の研究を通じ、技術支援に必要な人材の確保及び育成、規制庁職員の人材育成支援、安全研究に必要な試験研究施設等の維持・整備を行うことである。

また、原子力分野における我が国唯一の総合的な研究機関であることを踏まえ、他の研究機関、大学等との協力の中心的役割を担うことを期待する。

(2) 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構(QST)

技術支援機関としてのQSTの役割は、長期間を要する低線量の被ばく等による放射線の人への影響評価を含め、放射線安全・防護及び被ばく医療等に係る分野の研究を推進することである。また、技術支援機関及び防災基本計画等の中核的な指定公共機関として、原子力規制等及び原子力災害時の技術支援に必要な人材の確保及び育成を行うことである。

また、当該分野における国際原子力機関(以下「IAEA」という。)、原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)、世界保健機関(WHO)等の国際機関との協力の中心的役割を担うことを期待する。

(3) 国際機関及び諸外国の規制機関等との連携

原子力安全は国際的に共通の問題であり、国際共同研究等に参加することは、国際的な認識の共有を図るほか、限られた試験施設を活用した貴重な試験データの取得及び最新知見の取得の観点から重要である。

このため、IAEA、経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)等の国際機関、米国原子力規制委員会(NRC)、仏国放射線防護原子力安全研究所(IRSN)等の諸外国の規制関係機関との連携を積極的に推進するとともに、これら機関との共同研究に関し、安全研究の国際動向や我が国の課題との共通性等を踏まえた上で、積極的に参加する。

5. その他

以下の安全研究の関連文書は廃止する。

- ① 原子力規制委員会における安全研究の推進について（平成25年9月25日原子力規制委員会）
- ② 原子力規制委員会における安全研究について—平成27年度版—（平成27年4月22日原子力規制委員会）

ただし、原子力規制委員会における安全研究について—平成27年度版—のうち「4. 安全研究が必要な研究分野」については、委員会において本文書が決定された後、平成28年度の安全研究の実施の終了をもって廃止する。

安全研究プロジェクトの評価実施要領（抜粋）

平成31年4月16日 制定

令和3年8月26日 改正

原子力規制庁

（前略）

3. 安全研究プロジェクトの評価

安全研究プロジェクトの評価は、事前評価（3. 1）、中間評価（3. 2）及び事後評価（3. 3）についてそれぞれ行う。この際、これらの評価に連続性と一貫性を持たせるため、以下の視点から一貫した評価を行う。

- ・ 目標・成果の適切性
- ・ 技術的妥当性
- ・ 研究の管理の適切性

（中略）

3. 2 中間評価

（1）中間評価の目的

中間評価は、研究計画と実施方針の整合性について改めて確認するとともに、研究の進捗状況やその時点までの成果について、当該研究分野の最新動向等を踏まえた研究計画の見直し等（研究の充実化、中断、中止、期間の短縮等の対応を含む。）の要否の判断並びに研究手法及び研究計画の技術的妥当性の評価を行うことを目的とする。

（2）中間評価結果の活用

中間評価の結果は、安全研究業務のプロジェクトマネジメントの改善、次年度以降の安全研究の実施方針の策定、予算等の資源配分を行う際の意味決定等に活用する。

（3）中間評価の実施時期

中間評価は、5年以上の期間にわたって行う長期の安全研究プロジェクトを対象とし、原則としてプロジェクト開始の年度から起算して3年目の年度（その後3年ごと）に実施する。ただし、安全研究プロジェクトの残りの研究期間を踏まえ、研究期間の最終年度については中間評価を実施しないものとする。また、当該評価は、事前評価と同様に技術評価検討会での議論を経た上で行うものとする。

(4) 中間評価の手法及び評価基準

中間評価は、安全研究プロジェクトの活動内容、成果等を取りまとめた資料²を用いて実施する。

中間評価では、評価時における技術動向、規制動向等の情勢の変化及び先行安全研究プロジェクトの事後評価からの改善状況（該当する場合に限る。）を踏まえ、当初計画の見直し等の要否及び当該安全研究プロジェクトの継続可否を評価する³。

次に、上記の評価において継続することとされた安全研究プロジェクトについて、評価項目ごとに、別記1の基準による評価（別記1、別記2及び様式3において「項目別評価」という。）を行い、その結果を表示する記号（別記2において「項目別評語」という。）を付し、別記2の方法による評価（別記2及び様式3において「総合評価」という。）を行い、中間評価の結果を総括的に表示する記号（3. 2、別記2及び様式3において「全体評語」という。）を付す。

評価項目は、次の項目とする。ただし、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて、必要に応じて評価項目を追加することを可能とする。

- ア. 研究の進め方に関する技術的適切性
- イ. 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性

(5) 中間評価の手続

担当安全技術管理官等は、技術動向を踏まえた当初計画の見直しの要否を評価し、中間評価結果取りまとめ表（様式3）に記載するとともに、規制動向を踏まえた当初計画の見直しの要否の評価については、評価年度の実施方針における研究の必要性や研究課題に応じて、当該安全研究プロジェクトに関係する原子力規制部（以下「規制部門」という。）の主管課等の長（以下「安全規制管理官等」という。）又は基準を所管する主管課等の長に見直しの要否の評価を求めた上で、最終的な当初計画の見直しの要否及び当該安全研究プロジェクトの継続可否を中間評価結果取りまとめ表の①当初計画の適切性に関する評価欄に記載する。

安全研究プロジェクトを継続すると評価した場合、担当安全技術管理官等は、中間評価結果取りまとめ表（様式3）の②研究の実施状況の評価欄及び全体評語欄に評価を記載し、安全研究プロジェクトごとの評価結果についてばらつきが生じないように、担当安全技術管理官等間で相互にレビュー・調整を行った上で、最終的な評価案を原子力規制委員会へ諮る。

²当該資料は、技術基盤グループ長が別に定める「報告書作成要領」（平成30年9月25日技術基盤グループ長決定）における「安全研究成果報告」の構成によることを原則とする。ただし、安全研究計画の変更など評価において特に記載すべき事項があれば、その記載事項を適宜追加又は変更することができるものとする。

³「計画の見直しは不要」、「計画を見直した上で継続する」、「研究を中断する」、「研究を中止する」等を判断するものとする。

3. 3 事後評価

(1) 事後評価の目的

事後評価は、安全研究の成果を確認するとともに、成果目標の達成状況、成果の規制への活用状況・見通し等について評価することを目的とする。

(2) 事後評価結果の活用

事後評価の結果は、目的及び目標の達成状況の確認、後継安全研究プロジェクトの企画や研究計画の見直し等（次年度以降の安全研究の実施方針の策定、後継安全研究プロジェクトの中間評価、予算等の資源配分を行う際の意思決定等への反映を含む。）、今後の安全研究業務のプロジェクトマネジメントの改善、国民への説明等に活用する。なお、後継安全研究プロジェクトの中間評価の際にも当該評価の結果を活用する。

(3) 事後評価の実施時期

事後評価は、安全研究プロジェクトの終了後、かつ、次年度以降の安全研究の実施方針の策定前に行う。また、当該評価は、事前評価及び中間評価と同様に技術評価検討会での議論を経た上で行うものとする。

(4) 事後評価の手法及び評価基準

事後評価は、安全研究プロジェクトの活動内容、成果等を取りまとめた資料⁴を用いて実施する。

事後評価では、評価項目ごとに別記3の基準により評価を行い、その結果を表示する記号（別記3及び別記4において「項目別評語」という。）を付す（3. 3、別記3、別記4、別記5及び様式4において「項目別評価」という。）。
次に、別記4の方法により事後評価の結果を総括的に表示する記号（3. 3、別記4及び様式4において「全体評語」という。）を付す（別記3、別記4及び様式4において「総合評価」という。）。
評価項目は、次の項目とする。なお、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて、必要に応じて評価項目を追加することを可能とする。

- ア. 成果目標の達成状況
- イ. 成果の公表等の状況
- ウ. 研究の進め方に関する技術的適切性
- エ. 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性
- オ. 成果の規制への活用の状況・見通し

(5) 事後評価の手続

担当安全技術管理官等は、項目別評価項目（成果の規制への活用の状況・見通しに

⁴脚注2を参照。

係る評価項目を除く。) ことの評価を事後評価結果取りまとめ表(様式4)に記載するとともに、成果の規制への活用の状況・見通しに係る評価項目については、評価年度の安全研究の実施方針における研究の必要性や研究課題に応じて、当該安全研究プロジェクトに係る規制部門の安全規制管理官等又は基準を所管する主管課等の長に別記5の方法により評価を求めた上で、全体評語案を記載する。その後、安全研究プロジェクトごとの評価結果についてばらつきが生じないように、担当安全技術管理官等間で相互にレビュー・調整を行った上で、最終的な評価案を原子力規制委員会へ諮る。

中間評価における項目別評価基準

中間評価のうち項目別評価における評価項目ごとの評価基準について、以下のとおり定める。

なお、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて評価項目を追加するときの評価基準については、担当安全技術管理官等が別途定めることを可能とする。

① 研究の進め方に関する技術的適切性

研究手法（最新の知見が取り入れられているか、適切な研究実施手法が採られているか）、成果の取りまとめ方法等についての技術的適切性を以下の区分に基づき評価する。なお、評価に当たっては、外部専門家から意見等を聴取する目的で実施する技術評価検討会における技術的な意見を参考とすること。

S：技術的に優れている

A：技術的に適切である

B：おおむね技術的に妥当であるが、一部見直しが必要である

C：技術的に適切ではない

② 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性

安全研究プロジェクトの実施に当たり、研究計画（状況変化を踏まえて適切に対応しているか）、研究体制（研究体制が有効に機能しているか、研究者が能力を発揮できているか）、進捗管理（研究の遅れが生じた場合に適切に対応できているか、国内外の規制動向を把握し、その影響を踏まえ適切に対応できているか）等の研究マネジメントの適切性並びに予算及び契約管理の適切性を以下の区分に基づき評価する。

S：模範となる管理の水準である

A：適切に管理されている

B：おおむね適切に管理されているが、一部見直しが必要である

C：管理に問題がある

中間評価における総合評価の方法及び評価基準

総合評価における全体評語は、項目別評価した2つの評価項目の項目別評語(S、A、B、C)を数字に換算(Sを4点、Aを3点、Bを2点、Cを1点)した上で、その平均をとったもの(別記2及び様式3において「総合点」という。)及びそれを再度評語に変換(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)したものを基礎とする。

最終的な総合評価は、基礎とした総合点及び評語を基にして、以下の評価基準により担当安全技術管理官等が実施する。この際、担当安全技術管理官等は、全体評語とともに、評価コメントを付すものとする。

【総合評価の評価基準】

S：模範となる水準で管理され、研究が行われている

A：適切に管理され、研究が行われている

B：おおむね適切に管理されているが、一部見直しが必要である

C：管理が不十分であり、研究体制も含め抜本的な見直しが必要である

事後評価における項目別評価基準

事後評価のうち項目別評価における評価項目ごとの評価基準について、以下のとおり定める。

なお、安全研究プロジェクトの特性を踏まえて評価項目を追加するときの評価基準については、担当安全技術管理官等が別途定めることを可能とする。

①成果目標の達成状況

原子力規制委員会が毎年度決定する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」及び「安全研究計画」で示される成果目標に対する達成状況について以下の区分に基づき評価する。

- S：設定した目標を大きく超える成果が得られている
- A：設定した目標を達成した成果が得られている
- B：設定した目標をおおむね達成した成果が得られているが、一部十分ではない
- C：設定した目標を達成した成果が得られていない

②成果の公表等の状況

NRA技術報告、国内外の査読付の論文又はそれらと同等と考えられる公表活動⁵(下記のS、A、Bに該当するもの)を対象として、安全研究プロジェクト終了時点における公表の有無及び内容を以下の区分に基づき評価する。ここでは、著者が原子力規制庁職員であるか否かを問わず、安全研究プロジェクトの中で行われた成果公表を評価対象とする。

- S：NRA技術報告(2件以上)を公表した、学会から表彰を受けるなど学術的価値が対外的に認められる査読付の論文等を公表した又は原子力の安全規制に大きく貢献する成果を公表した
- A：NRA技術報告又は査読付の論文等を公表した(論文の場合、投稿先から受理される等発行が確実な場合を含む)
- B：NRA技術報告の発行又は査読付の論文等の公表には至っていないが、公表に向けて手続中であり、NRA技術報告又は査読付の論文等の公表が見込まれる状況である
- C：NRA技術報告又は査読付の論文等を公表しなかった上に、今後の公表の見込みが不透明である

③研究の進め方に関する技術的適切性

研究手法(最新の知見が取り入れられているか、適切な研究実施手法が採られているか)、成果の取りまとめ方法等についての技術的適切性を以下の区分に基づき評価する。

⁵ 論文投稿で行われる査読と同等以上のレベルで行われる査読付きの予稿を伴う国際会議の口頭発表等が対象となる。
なお、NRA技術ノートは対象としない。

なお、評価は、外部専門家から意見等を聴取する目的で実施する技術評価検討会における技術的意見を参考とすること。

S：技術的に優れている

A：技術的に適切である

B：おおむね技術的に妥当であるが、一部十分ではない

C：技術的に適切ではない

④研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性

安全研究プロジェクトの実施に当たり、研究計画（状況変化を踏まえて適切に対応したか）、研究体制（研究体制が有効に機能したか、研究者が能力を発揮できたか）、進捗管理（研究の遅れが生じた場合に適切に対応できたか、国内外の規制動向を把握し、その影響を踏まえ適切に対応できたか）等の研究マネジメントの適切性及びに予算及び契約管理の適切性を以下の区分に基づき評価する。

S：模範となる管理の水準である

A：適切に管理されている

B：おおむね適切に管理されているが一部十分ではない

C：管理に問題がある

⑤成果の規制への活用の状況・見直し

規制への活用（規制基準、各種ガイド類等の整備・見直しの要否の判断、審査及び検査への活用等）が可能な研究成果が得られ、規制に活用されたかについて、以下の区分に基づき評価する。

S：規制の高度化に大きく貢献した又は今後大きく貢献することが確実に見込まれている

A：規制活動に貢献する結果が得られた

B：得られた結果による規制活動への貢献は限定的である

C：規制活動に活用される結果が得られなかった

【項目別評価の目安】

成果の規制への活用の状況・見直しに関する項目別評価の具体例は以下のとおり。なお、S又はAと評価される場合であって、原子力の安全規制活動で引用されるような複数のNRA技術報告等の成果物を発行した場合には、1点又は2点をその評価項目に加算することができる。

（具体例）

S：安全研究で得られた最新知見に基づき、規制基準、基準解釈、ガイド等が改訂されるなど、規制活動を大きく前進させるような成果が得られた場合

A：審査等で活用することのできる最新知見に基づいた判断根拠を整備するなど、期待していたとおりの研究成果が得られ、規制活動に貢献した場合

B：研究が計画どおりに進捗しなかった等の理由により、期待される成果の質又は量を満足せず、規制活動への貢献が限定的である場合

C：研究が大幅に遅延する等の理由により、期待していた成果が全く得られず、規制活動に活用する見込みがない場合

事後評価における総合評価の方法及び評価基準

総合評価における全体評語は、項目別評価した5つの評価項目の項目別評語（S A B C）を数字に換算（Sを4点、Aを3点、Bを2点、Cを1点）した上で、その平均をとったもの（別記4及び様式4において「総合点」という。）及びそれを再度評語に変換（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）したものを基礎とする。

ただし、特に留意すべき評価項目である②成果の公表等の状況及び⑤成果の規制への活用の状況・見通しに対して良好な成果が得られた場合には、1点又は2点をその評価項目に加算できるものとする。

最終的な総合評価は、基礎とした総合点及び評語を基にして、以下の評価基準により担当安全技術管理官等が実施する。この際、担当安全技術管理官等は、全体評語とともに、評価コメントを付すものとする。

なお、②成果の公表等の状況又は⑤成果の規制への活用の状況・見通しで最下位の評語（C）がある場合の全体評語は、総合評価の基礎として算出した評語がS又はAのときはBへ、BのときはCへそれぞれ下げるものとする。

【総合評価の評価基準】

S：模範となる水準で管理され、期待以上の成果があった※

A：適切に管理され、期待どおりの成果があった

B：おおむね適切に管理され、期待どおりの成果があったが、一部十分ではなかった

C：管理が不十分であり、期待された成果が得られなかった

※全体評語がSとなる条件は、項目別評語のSが2つ以上あることとする。

事後評価における「成果の規制への活用の状況・見通し」 の評価方法

項目別評価の項目のうち、「⑤成果の規制への活用の状況・見通し」に関する評価は、関係する規制部門又は基準を所管する主官課等（以下「課室等」という。）が行う。

部等⁶の総括課⁷は、部等において安全研究プロジェクトを評価する課室が複数ある場合、様式5を用いて各課室等の評価の調整及び取りまとめを行うとともに、部等としての評価結果を技術基盤グループに提出する。その際、1つの安全研究プロジェクトを評価する課室等が複数あり、かつ、複数の課室等の評価が異なる場合、以下の考え方に基づき、部等としての評価を決定する。

安全研究の成果の規制への活用は、規制基準、審査、検査等といった規制分野や、実用炉、試験研究炉、核燃料サイクル施設等といった規制対象の施設の違いなどによって、活用される時期や必要性について差が生じると考えられる。安全研究の大きな目的の一つは規制への貢献であり、いずれの規制分野、施設等であっても、そのうち一つにでも研究成果が活用されれば、規制への活用という目的は達成されたと言える。以上から、安全研究プロジェクトを評価する課室等が複数あり、かつ、複数の課室等による評価が異なる場合は、各課室等の評価のうち最も上位の評価を当該プロジェクトの「⑤成果の規制への活用の状況・見通し」に係る評価結果とする。

なお、1つの安全研究プロジェクトを評価する課室等が複数あり、各課室等の評価が同一の場合は、当該評価を評価結果とする。また、1つの安全研究プロジェクトを評価する課室等が1つである場合は、当該課室等の評価を評価結果とする。

⁶ 原子力規制委員会行政文書管理要領第2条第1項に規定される「部等」を示す。

⁷ 原子力規制委員会行政文書管理要領第2条第4項に規定される「総括課」を示す。

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

核燃料サイクル技術評価検討会

(五十音順)

外部専門家

浅沼 徳子	東海大学工学部応用化学科 准教授
榎田 洋一	名古屋大学大学院工学研究科 教授
本間 俊司	埼玉大学工学部応用化学科 准教授
村松 健	公益財団法人原子力安全技術センター 理事

専門技術者

中林 弘樹	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所再処理廃止措置技術開発センター 廃止措置推進室廃止措置技術グループ グループリーダー
-------	--

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30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、大きな不確実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、不確実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、不確実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、不確実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、不確実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実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、不確実さ低減を達成した。

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実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拡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、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ものですが、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 I₂ 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、CH₃I 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、B₄C 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」としてありますが、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る。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えます。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いました。</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えます。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。	重大な見落としは無いと思います。	拝承いたしました。
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のお考えでしょうか。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ておりますが、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_2MoO_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_2MoO_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_2MoO_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_2MoO_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) まとめて「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	<p>④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。</p>	<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	<p>その他</p>	<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。	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。	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. 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、歪みが一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
		<p>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、その後に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きたい。</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>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>	<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	<p>④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。</p>	<p>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。</p>	<p>拝承致しました。</p>
5	<p>その他</p>	<p>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>	<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>	

安全研究のプロジェクトごとの中間評価結果

令和5年5月30日
原子力規制庁

I. 特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する研究（R3～R7（2021～2025））

1. 研究プロジェクトの目的

- 原子力規制庁では、緊急時活動レベル（以下「EAL」という。）の中長期的な課題として、特定重大事故等対処施設、多様性拡張設備及び自主設備（以下「特定重大事故等対処施設等」という。）を踏まえた EAL の見直し、新規基準を踏まえた防護措置となるようオフサイトとオンサイトが一体となった EAL の見直し等が挙げられている。このため、本研究プロジェクトでは、これらの中長期的課題を議論する際に重要と考えられる知見を取得することを目的とする。

2. 研究概要

- EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究
特定重大事故等対処施設等を考慮した EAL の見直しのため、設計基準対象施設、重大事故等対処施設に加え、特定重大事故等対処施設等を考慮したモデルの整備を行い、様々な事故シナリオによる公衆の被ばくの特徴分析を行う。
- 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究
事故シナリオと防護措置を組み合わせた試解析を行い、防護措置の判断の分岐点になり得る要素をオンサイトとオフサイトの両方から検討する。

3. 現状の研究成果

- EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究
EAL の設定の条件、根拠等について、海外事例を調査して取りまとめ、我が国の設定条件との比較を行うとともに、参考事故シナリオの事故進展解析及び環境影響評価を実施し、公衆被ばくの特徴分析を行った。特に、核分裂生成物（以下「FP」という。）の放出時期及び格納容器破損、管理放出等の FP 放出の形態について特徴を整理した。なお、現状では防護措置を考慮しない場合を仮定した事故シナリオの特徴分析までを行った。
- 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究
事故シナリオと防護措置を組み合わせた試解析を行うために、確率論的環境影響評価コード OSCAAR の被ばく評価モデル及び防護措置解析モデルについて、運用上の介入レベル（以下「OIL」という。）に則した評価を行うためのモデルの改良、避難に関する解析パラメータの整備等を実施した。なお、研究の一部は、JAEA に

委託して実施した。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 国内外の先行研究、最新知見を踏まえて研究が進められているとの評価を受けた。
- 炉型や設備が異なる原子力発電プラントについてもその違いを考慮して適用できる汎用的な評価手法の整備を期待するとの意見があり、今後、汎用的な評価手法の整備について検討することとした。
- 国際協力、国際会議への積極的な参加等を行うことが期待されるとの意見があり、研究計画に反映させることとした。
- 詳細は別表1参照

5. 中間評価結果

(1) 当初計画の適切性に関する評価

① 技術動向の観点からの評価

- EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究では、海外の EAL の例を調査し、国外の技術知見を踏まえ、特定重大事故等対処施設等を考慮した EAL の見直しのための知見の整理を行っていることから、当初計画どおり継続的に研究を行うことが適切である。
- 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究では、国外での継続的な環境影響評価コードの開発による最新知見が得られており、継続的にこれらのコードの適用性を確認しながら研究を進めている。これまでに、特定重大事故等対処施設等を考慮した解析モデルの整備を行い、複数のシナリオでの試解析を実施していることから、当初計画どおり継続的に研究を行うことが適切である。

② 規制動向の観点からの評価

- 本研究の目的は、中長期課題である緊急時活動レベルの高度化に資するための評価手法の整備及び確率論的環境影響評価手法の高度化であり、より実効的な防護措置の枠組みを検討するために必要となる知見を取得するものである。今年度までの成果としては、BWR の特重施設を踏まえた現行 EAL の考え方の範囲内での事象進展の整理等であることから、本判断とした。今後も引き続き実効的な防護措置の枠組みの検討を進めていただきたい。なお、確率論的環境影響評価コード OSCAAR の改良項目のうち、中長期的な防護措置の効果に係る事項（長期被ばく 50 年までの評価や再浮遊による内部被ばくの評価等）については、その内容がどのように活用されるかを明確にしてほしい。（関係する規制部門（緊急事案対策室・放射線防護企画課）による評価。当初計画の見直しの要否「否」。）

③ 上記評価を踏まえた当初計画の見直し等の要否に係る評価

- 評価結果：計画どおりに行うことが適切である
- 評価コメント：本研究で得られた知見は、より実効的な防護措置の枠組みを検討

するために必要となる知見であることから、当初計画どおりに研究を行うことが適切である。なお、先行安全研究プロジェクト「緊急時活動レベル（EAL）に係るリスク情報活用等の研究（H29-H31）」の事後評価において、論文等による成果の公表がプロジェクト実施期間中に行われなかったことが指摘されている。これを受け、令和5年度の論文投稿を計画しており、それに向けた準備を進めることとする。

（2）研究の実施状況の評価（項目別評価）

① 研究の進め方に関する技術的適切性： A

- 国内外の先行研究及び最新知見を反映し研究を進めていることから、技術評価検討会の外部専門家の意見も踏まえ、技術的適切性を有していると判断した。なお、国際協力等の積極的な活用を求める意見もあったことから、今後は、積極的に活用し、計画を進めることとする。

② 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するとともに、これまでの成果の一部は原子力防災分野に知見が活用されるなどの研究成果が得られていることから、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る。

（3）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ていると評価できる。また、研究マネジメント及び業務管理も適切に行われており、今後も計画どおりに進めることが適切である。

6. 研究計画への反映

- 技術評価検討会の外部専門家の意見を踏まえ、今後は、積極的に国際協力等を活用し、計画を進めるとともに、汎用的な評価手法の整備を検討していく。

（主な成果の公表）

（1）原子力規制庁の職員による公表

なし

（2）委託先による公表

なし

別表 1

特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動レベル（EAL）見直しに関する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
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。	概ね適切であると考えられる。	拝承いたしました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	概ね適切であると考えられる。	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。	概ね適切であると考えられる。	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。	図 2.1 などを見ると原子力災害対策指針全体の課題を扱っているように見えますが、一方で、本研究でできること、できないことがあるように思います。最終報告をまとめるうえで、そのような点が明確になるようにまとめていただけるとよいのではと考えます。	図 2.1 では活用先の内容を含む概要を記載いたしました。この点の最終報告での記載を充実化させます。具体的には時間、シナリオ、対象住民及び防護措置の組合せによる被ばくの特徴を整理します。時間については EAL 発出時間、環境への放射性物質の放出時期等、シナリオについては早期・晩期放出、格納容器破損・管理放出等、住民については PAZ・UPZ、一般住民・要配慮者等、防護措置は避難、屋内退避及びヨウ素剤の服用の項目に着目し、これらの組合せで特徴的な公衆被ばくを明確化します。 この際、実際の EAL や防護措置の判断

No.	評価項目	評価意見	回答
			を決定する明確な提言は規制庁内の検討チームなどによる公開の場での議論において取り扱う予定です。そのため、ここでは従来の EAL や防護措置と一定の合理性のある EAL や防護の最適化を行った結果を示し、その利点と悪影響について明確化したいと考えます。
5	その他	今後の課題が、今後の予定の記載にとどまっておらず、当初の研究の目的を達成するうえで必要なことが何かかわかりづらく記載になっているように感じます。	<p>「3.5.1. EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究」について、「令和4年度までに、防護措置を考慮しない場合について、代表的な事故シナリオの特徴分析を進めてきた。今後の課題としては、防護措置を考慮する場合についても、事故シナリオの特徴分析、防護措置の特徴整理を考慮した検討を進め、EAL の見直し及び実効的な防護措置の判断の作成等に資するための知見を整理する。」としております。目標達成のために、防護措置を考慮した場合の特徴分析ができていないことが課題のため、これを実施します。</p> <p>「3.5.2. 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究」について、「防護措置モデルの改良として屋内における核種の濃度と被ばく量の推定手法の改良及び実プラントにおける周辺住民の避難経路データの整備を進めるとともに、複数の事故シナリオにおける防護措置のタイミングの影響を分析する予定である。」としております。防護措置の影響を考慮した解析においては、屋内退避に関する防護のモデル化が重要であり、屋内の濃度と被ばくの関係のモデル化が課題と考えておりますので、これを実施します。</p>
牟田 仁 氏			
1	① 国内外の過去の	研究の入り口として国内外の知見を参照しており、問題ないと考えます。今後、	最終報告でご指摘の点を踏まえて、記載をいたします。

No.	評価項目	評価意見	回答
	研究、最新知見を踏まえているか。	どのような知見をどのように活かしていたか、ご報告の際に明確にされることを望みます。	
2	②解析実施手法、実験方法が適切か。	本日のご説明で問題ないと感じました。時間の制約と、まだ中間の報告であるためか、詳細な説明が得られなかった部分もありますが、追って説明があるものと期待します。	最終報告でご指摘の点を踏まえて、報告をいたします。
3	③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	こちらも検討途上であることから十分な結果を示されておりませんが、今後に期待します。また、前と被りますが、得られた解析結果の評価だけでなく、目的に対する解析コードの機能の充分性にも言及いただければと思います。	最終報告でご指摘の点を踏まえて、記載をいたします。
4	④重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	今の所、大きな見落としはないように思います。まだ試行錯誤があるものと思いますが、適切に検討いただくことを期待します。	拝承いたしました。
5	その他	報告会の時間配分について、十分な説明ができるように配慮いただくことを望みます。	拝承いたしました。

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。	EALの検討に関する事故シナリオの研究やリスク情報を活用した防災研究等の国外での取り組みにおける最新の知見を踏まえた研究が進められていると評価されます。国外の動向に関する知見の調査・取りまとめだけでなく、国際協力を積極的に活用して研究開発を進めていくことが重要と思われます。これに関連して、これまでの活動及び今後の展望について成果報告書において補足することをご検討ください。	最終報告でご指摘の点を踏まえて、記載をいたします。
---	--------------------------	---	---------------------------

No.	評価項目	評価意見	回答
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	研究計画で提示された2つの項目、(1) EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究 (2) 防護措置実施の検討に関するリスク評価研究 は、ともに最新の知見を踏まえて実施されており、これまでの技術的知見が集約された解析コードを基盤とした評価手法の整備が進められており、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。	本研究では、EAL の検討に関する事故シナリオと防護措置の組み合わせを考慮した最新の評価手法の整備が進められており、特定重大事故等対処施設等を考慮した EAL の見直し及び防護措置の最適化に必要な技術的知見が得られることから、解析結果の評価手法は適切と評価されます。炉型や設備が異なる原子力発電プラントについてもその違いを考慮して適用できる汎用的な評価手法が整備されることが期待されます。また、今後、国際会議や学術雑誌等へ積極的に成果を公表することが望まれます。	最終報告に向けて、他プラントへの対応を実施する方針で作業を進めて参ります。最終報告までの期間に成果の公表を進めて参ります。
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。	我が国の EAL は米国に比べて非常に細分化され複雑な判断基準となっている中、本研究成果の活用により、米国並みのシンプルでより実効的な EAL 判断基準に整理していくことが期待されるものと考えますが、この研究の成果としてどこまでを目指し、EAL 見直しに対して最終的なアウトプットとして何を示すように考えられているのかお教えいただきたい。	<p>EAL の見直しに資する技術知見として、時間、シナリオ、対象住民及び防護措置の組合せによる被ばくの特徴を整理します。時間については EAL 発出時間、環境への放射性物質の放出時期等、シナリオについては早期・晩期放出、格納容器破損・管理放出等、住民については PAZ・UPZ、一般住民・要配慮者等、防護措置は避難、屋内退避及びヨウ素剤の服用の項目に着目し、これらの組合せで特徴的な公衆被ばくを整理します。</p> <p>直接的な EAL や防護措置の提案ではなく、ケーススタディの結果をとりまとめるとともに、従来の EAL や防護措置の判断との差異、利点、悪影響等について整理し、EAL の見直しにおける重要な視点を整理する予定です。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	今回の研究での被ばく評価解析には、FARCON、MACCS、OSCAAR を使用されています。FARCON を簡易被ばく解析に使用するの理解するとして、EAL の事故シナリオ検討には MACCS、防護措置検討には OSCAAR と使い分けておられますが、これらは MACCS 或いは OSCAAR にて共通的に実施できないもののでしょうか。MACCS では、防護措置を複雑に扱う場合に対応できず、改良、機能追加を含めた OSCAAR でないと評価できないという判断からなののでしょうか、また、事故シナリオ検討解析向けにも改良を加え国産コード OSCAAR を積極的に使用していくことも考えられそれを期待するものですが、こ	<p>MACCS は多岐にわたるシナリオを小さな計算負荷で実施できること、総合シビアアクシデント解析コード MELCOR とのインターフェイスの充実度から採用しております。</p> <p>一方で OSCAAR は、計算ニーズに沿った解析コードの改良を行いながら MELCOR、MACCS で解析した重要なシナリオの評価を行う予定です。ご指摘のとおり国産コード OSCAAR に知見を拡充し、活用する計画をしております。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		の点に関しての御見解、計画などをお教えいただきたい。	
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	—	—
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	MELCOR+OSCAAR によるシナリオと防護措置の組み合わせを考慮した解析については、EAL 高度化に必要な技術的知見の蓄積に資するために加えて、実際に原子力災害発災時にその時の事象シナリオ・気象条件に基づいて解析を実施し、防護措置の種類・タイミングを判断するという活用も有用であると考えますが、そのような活用は想定されるものでしょうか。本研究の中で、そのような活用に向けた検討を実施というようなことがあるのかお教えいただきたい。	実際の発災時における成果の活用については、本研究の結果を意思決定に直接活用することは考えておりませんが、本研究の成果の一部を規制庁について整備予定である緊急時対応技術マニュアルにおける計算に活用する予定です。
5	その他	(誤記) スライド 16/24 の下から 3 行目：「CDF 解析」→「CFD 解析」	誤記です。最終報告において修正を行います。
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。	—	—
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	避難ルートとして 32 方位にメッシュを切っていますが、実際の気象データは 16 方位と思われるので、16 方位をどう 32 方位に展開したのか説明を追記いただいた方が良いでしょう。	気象データは気象庁メソ数値予報モデル GPV (MSM) のサイト近傍の値を基に作成しております。風ベクトルの東西成分と南北成分が与えられており、そこから風向を計算し、OSCAAR コードにおけるメッシュの 32 方位に展開した旨記載いた

No.	評価項目	御意見	回答
			します（最終報告において修正を行います）。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	<p>事故シナリオに対する被ばくの特徴分析では、BWR5 プラントを対象に分析を実施していますが、PWR では事故発生から EAL 発出、炉心損傷、FP 放出までの時間の傾向が異なってくると考えます。PWR への適用において留意事項等の記載があった方が良く考えます。</p> <p>避難の順次開始を考慮した際の線量が評価されていますが、一方で気象シーケンスも 500 ケースの評価を実施しており、線量の 95%値は避難開始時間と気象シーケンスの両方を加味した 95%なのか、気象シーケンスのみを考慮した 95%なのか明記願います。</p> <p>図 2.3.10、図 2.3.11、図 2.3.12 図の説明で「1.5 km 地点における各ケースの 95%値シーケンスの避難開始前の位置ごとの早期被ばく線量（各時刻における位置を考慮して線量を積算）の分布」とありますが、各図で避難しない/直線避難/経路避難の3グラフが記載されており、各ケースと各避難経路の関係が不明瞭ですので説明追記願います。</p>	<p>今後 PWR での検討も併せて行います。中間報告では管理放出に着目するためフィルターベントが SA 設備として位置づけられている BWR を代表例としました。</p> <p>全てのケースについて避難開始時間は全て放出開始時に設定しており、気象シーケンスのみを考慮した 95%である旨記載いたします（最終報告において修正を行います）。</p> <p>共通の気象シーケンスを各ケースに適用した被ばく線量の分布を比較するものであり、気象シーケンスの選択基準が各ケースの 95%値である旨記載いたします（最終報告において修正を行います）。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	—	—
5	その他	—	—
田原 美香 氏			
1	① 国内外の過去の	国内外の過去の研究、最新知見を踏まえていると思います。	拝承いたしました。

No.	評価項目	御意見	回答
	研究、最新知見を踏まえているか。		
2	②解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>報告書 p. 49 の MACCS の解析条件について、タイムステップが 1.0h ごと、と記載されていますが、これはタイムステップというよりも気象データの時間間隔とした方が正しいのではないのでしょうか。MACCS はタイムステップ毎に計算をするプログラムにはなっていないと思いますので、タイムステップという記載に違和感を覚えました。また、気象条件に「一年平均」とあり、備考に「大気安定度、風速、降雨、混合層高さは簡単のため代表プラントの 1 年間の平均とした」とありますが、これは MACCS で 1 年間の気象データを用いて計算を行い、その結果を平均した年間気象平均値を用いているのか、あるいは、各気象データを平均化したものを 1 パターンだけ与えて計算したものが区別できません。わかるような記載をお願いします。</p>	<p>ご指摘のとおり、タイムステップではなく気象データの時間間隔です。また、「一年平均」というのは MACCS で 1 年間の気象データを用いて計算を行い、その結果を平均した年間気象平均値ですので、その旨も分かるよう修正いたします（最終報告において修正を行います）。</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>適切であると思います。</p>	<p>拝承いたしました。</p>
4	④重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>報告書 p. 51～52 の防護措置を考慮した場合において重要と考えられる視点について、検討のアプローチの観点で意見を述べさせていただきます。例えば、TQUX では早期に GE22 が出ます。そして、その後のマネジメントの成否によって格納容器破損や管理放出を回避できる場合や、回避できない場合の大規模 FP 放出タイ</p>	<p>検討会でのご回答のとおり、破損なし（設計漏洩）に関する取り扱いについて、今後検討します。最終報告でご指摘の点を踏まえて、記載を検討いたします。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>ミングの違いが生じます。表 2. 2. 16 によれば、超早期放出であれば屋内退避、早期及び晩期放出であれば避難が有効な対策ということになりますが、結果としてそうであったとしても、GE22 が出た段階で、超早期放出になるのか、早期・晩期放出になるのかはわかりません。GE が出た段階でマネジメントの成否の見通しと事態の深刻度をどう判断するのか、その検討が重要であると考えます。このような検討をするのであれば、表 2. 2. 16 と表 2. 2. 17 に「放出なし（事故収束）」の欄を追加してみると良いかもしれません。今後のご検討をお願いします。</p>	
5	その他	<p>工程表の「防護措置に関する知見の整理」に該当する箇所が報告書中に見当たりませんでした。今回は検討途中であるため報告なしということでしたが、この項目で何を実施するのかがわかるようにしていただくと良いと思いました。オンサイトにおける EAL とオフサイトにおける防護措置の最適化を考える上で、オフサイトの防護措置に影響を与える自然災害との重畳を考えることが重要であると思います。それをどう扱うのか（扱わないのか）、中間報告でその方向性を記載していただけたらよかったですと思いました。</p>	<p>「防護措置に関する知見の整理」は、次年度から実施予定の防護措置についての文献調査、環境影響評価コードにおけるモデルの調査等を行いました。現行の防護に関する知見とモデルの整備状況から今後実施予定の解析の計画と解析範囲を同定しております（最終報告において内容を記載します）。</p> <p>自然災害との重畳については、本研究プロジェクトの対象外としております。</p>

Ⅱ. 再処理施設及びMOX燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究 (R3～R7 (2021～2025))

1. 研究プロジェクトの目的

- 令和2年4月から施行された原子力規制検査では、合理的な範囲でリスク情報を活用し、効率的かつ効果的な検査の実施に努めることとされている。このようなリスク情報を得るに当たっては事故シナリオを明確にし、不確かさを低減する必要がある。本研究プロジェクトでは、再処理施設での蒸発乾固事象及びMOX燃料加工施設でのグローブボックス(GB)火災について、既往の安全研究では得られていないデータ等を取得することにより事象を明確にし、これらの事故シナリオの不確かさを低減することを目的とする。

2. 研究概要

- 蒸発乾固事象に関する研究
重大事故の緩和対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件下での Ru 移行挙動データ及び凝縮液への Ru 化学吸収効果データの拡充を行うほか、乾固後の温度上昇段階における Cs の移行挙動データを取得する。加えて、事象進展解析コード整備のための検討を実施する。
- GB 火災に関する研究
GB 火災の事象進展シナリオを評価する解析手法の整備のため、実規模 GB 火災試験データ※等に基づく分析及び解析を行う。
(※：仏国放射線防護原子力安全研究所 (IRSN) と原子力規制庁との間で締結された FIGARO プロジェクトの試験データ。)

3. 現状の研究成果

- 蒸発乾固事象に関する研究
 - ・ 重大事故等の緩和対策やその際の環境を踏まえた条件下での Ru 移行挙動について、気体状 Ru 放出に対する亜硝酸の抑制効果に係る試験データを得た。また、NOx 含有気相における気体状 Ru 化合物の分解阻害反応の温度依存性等に係る知見を得た。
 - ・ 凝縮液への Ru の化学吸収挙動について、取得した試験データから反応モデル案を作成した。
 - ・ 乾固後の Cs 化合物の移行挙動について、共存元素の影響に係る知見を得た。また、乾固物温度解析モデルについて検討し知見を整理した。
 - ・ 事象進展解析コードの整備に向けた課題を分析し整理した。
(上記は、JAEA への委託研究を含む。)
- GB 火災に関する研究
 - ・ 開放空間及び換気条件下の GB 火災試験データから GB の構成 (パネルの材料、開

口部位置等)によるパネル溶融への影響に係る知見を得た。また、GB 火災への防護対策(消火剤の放出、給排気の停止、ダンパ閉止等)を含む GB 内火災シナリオの解析から、火災防護対策の燃焼抑制効果等に係る知見を得た。

- 実規模 GB 火災の試験データに基づくベンチマーク解析から、GB 火災の発熱速度、パネル材燃焼時の GB 内温度上昇等に係る知見を得た。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 実験の予備解析と事後解析との比較や、実験結果と理論的モデルとの照合による分析があれば一層高い成果が期待できることから、実験計画の段階で物理・化学現象に関するモデルを用いた予備解析をもっと行うべきであるとの意見があった。本研究では、実験計画は事前の文献調査及び予備試験に基づいて作成しているが、実験結果の分析がより深まるように、可能な限り予備解析を実施していく。
- 得られた知見を体系的に整理し、知識・技術の継続的な改善を可能とするツールとして、物理・化学現象の知見を解析コードに反映していくことが重要であり、その際 PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table: 重要な現象を抽出しランク付けする分析方法。)による整理が有効であるとの意見があった。本研究では、長期的な目標として解析コードの整備のための検討を進めており、今後も、TSO (国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター)とともに、当該コードを基にした解析研究の強化を検討していく。また、PIRT が有効なツールであると認識しており、今後、PIRT の活用を進めていく。
- 蒸発乾固事象に関する研究について、Ru や Tc 等の揮発性物質の化学的挙動は複雑で技術的に捉えにくい現象であるため、関係者と積極的に実験データ等を共有し、海外専門家に確認してもらうなど、多くの視点をもって見落としや見誤りのないよう慎重に取り組むべきとの意見があった。本研究では、当該化学反応の基礎的な検討のほか、広範な反応の評価をこれまで以上に進め、研究実施機関と連携して慎重に検討し、現場でしか得られない情報等を加味しながら、研究を進めていく。
- GB 火災については、成果を活用していく上で、解析結果に対する支配因子や不確かさの因子に関して考察を充実させていくことが有益であり、また、今後も解析コードの V&V (検証と妥当性確認) と不確かさの検討が望まれるとの意見があった。指摘のあった因子については重要な因子であると認識しており、本研究では、今後も解析結果に対する支配因子等について検討していくほか、現在実施中の試験等から得られているデータも踏まえた解析を実施し、V&V と不確かさの検討を進めていく。
- 本研究で得られた成果について、論文誌や原子力安全規制上の利用に加えて学会等での口頭発表等を促す意見のほか、成果の具体的な活用を明確にすべきとの意見があった。本研究では、今後、成果を学会等での口頭発表や論文等にて積極的に公表していく。また、具体的な活用について、検査部門と継続して議論をしており、検査活動の場での有効な利用を踏まえた活用方法を検討していく。

- 詳細は別表2参照

5. 中間評価結果

(1) 当初計画の適切性に関する評価

① 技術動向の観点からの評価

- 蒸発乾固事象に関する研究については、世界的にみても貴重な試験データの取得に取り組んでおり、技術評価検討会においても同様な意見をいただいている。また、試験の実施においては、委託先において、実施内容及び進捗について有識者によるレビューを受けながら試験を実施しているほか、海外研究機関との意見交換から得られた知見を踏まえて研究を進めている。
- GB 火災に関する研究については、MOX 燃料加工施設における対策を考慮した解析を行っているほか、海外研究機関との意見交換から得られた科学的・技術的知見を踏まえて研究を進めている。
- 本研究プロジェクトの当初計画は、事前評価時に行った技術評価検討会の意見も踏まえて作成しており、研究の途中で課題が発生したとしても柔軟に対応できる計画となっている。また、研究は計画どおり進んでおり、現時点での目標とした科学的・技術的知見を取得している。
- 以上より、外部専門家の意見も踏まえながら研究を進めてきており、技術動向の観点から適切に研究を実施できたと評価できる。今後も計画どおりに研究を進めることで、目標とした科学的・技術的知見が取得できる見込みである。

② 規制動向の観点からの評価

- 本研究で得られた知見については、直ちに規制に活用できる状態に至ってはいないが、施設全体のリスクの一部であり、その他のリスク情報とともに取りまとめ、原子力規制検査に加え、必要に応じて安全性向上評価の確認へ活用できるよう計画どおり研究を行うことが適切である。（関係する規制部門（核燃料施設等監視部門）による評価。当初計画の見直しの要否「否」。）

③ 上記評価を踏まえた当初計画の見直し等の要否に係る評価

- 評価結果： 計画どおりに行うことが適切である
- 評価コメント：得られた研究成果の規制への活用については、その具体的な方法を今後の規制部門のニーズに合わせて検討する必要があるが、本研究は科学的・技術的な適切性をもった研究であり、計画的な研究の進捗により期待される成果が見込まれることから、計画どおり研究を行うことが適切である。なお、先行安全研究プロジェクト「加工施設及び再処理施設の内部火災等に関するリスク評価手法に関する研究（H29-R2）」の事後評価において、論文等による成果の公表がプロジェクト実施期間中に行われなかったことが指摘されている。これを受け、令和7年度の論文投稿に向け準備を進めることとする。

(2) 研究の実施状況の評価（項目別評価）

① 研究の進め方に関する技術的適切性： A

- 研究に必要な試験の実施においては、委託先において有識者による専門委員会を設置し、実施内容及び進捗についてレビューを受けながら試験を実施した。また、解析を含め、国内外の最新知見及び海外研究機関との意見交換から得られた知見を踏まえて研究を進めた。以上より、技術的適切性をもって研究が進められていると判断した。

② 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性： A

- 委託先を含め適切な研究体制を構築し、計画どおりに進捗させ目標を達成していることから、研究マネジメントが適切に行われたと判断した。
- 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。

(3) 総合評価

- 評価結果： A
- 評価コメント：

計画どおりに試験及び解析を実施して計画していた知見を取得し、現時点での目標を達成している。また、研究マネジメント及び業務管理も適切に行われており、今後も計画どおりに進めることが適切である。

6. 研究計画への反映

- 研究計画作成の段階で可能な限り予備解析を実施して検討を行い、事後解析や理論的モデルとの照合による分析を行っていく。
- 得られた知見について、PIRT等を活用して体系的に整理し、解析コード整備のための検討を行っていく。
- 成果を学会等での口頭発表等や論文にて積極的に公表していく。また、具体的な活用については検査部門とも議論をしており、今後、規制活動への具体的な活用方法を明確にしていく。

(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）
なし
- 国際会議のプロシーディング（査読付）
なし

- 論文（査読無）
なし

- 口頭発表

- ① 瀧澤 真、櫻井 智明、「グローブボックス火災の事象進展評価における火災解析に関する検討」、日本原子力学会 2023 年春の年会 東京大学駒場キャンパス、令和 5 年 3 月

- (2) 委託先による公表
なし

再処理施設及びMOX燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る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
浅沼 徳子 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	国内外のこれまでの取組みを十分踏まえたうえで計画及び実行されていると判断する。特に、高レベル廃液の蒸発乾固事象に関する研究については、世界的にも貴重な試験データの取得に取り組んでいる。また、GB火災に関する研究では、海外との協力関係の下で実規模データが取得できており、解析まで含めて良好な取り組みであると評価する。	蒸発乾固事象に関する研究については、今後とも最新知見を注視しながら研究を進めていきます。 GB火災に関する研究についても、引き続き、実規模データを取得するとともに、解析から得られた知見を踏まえて、研究を実施していきます。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	蒸発乾固事象に関する研究については、亜硝酸という不安定な化学種を取り扱っており、ルテニウム化学種も多様であることから、大変捉えにくい状況と推察する。実験方法や条件により結果が大きく左右される可能性があるため、ある程度の試行錯誤も必要と考えられる。得られたデータを吟味しつつ、現場でしか得られない情報は実験担当者と積極的に共有するなど、多くの視点をもって見落としや見誤りのないよう取り組んだ方がよい。 GB火災に関する研究では、試験結果と解析がおおむね一致する結果となっており、取り組みとして適切であると判断する。	ご指摘の点を踏まえ、亜硝酸に関連する実験の考察は、研究実施機関と連携して慎重に検討し、現場でしか得られない情報等を加味しながら、多角的に進めていきます。 引き続き、試験結果と解析結果との比較を行いながら、適切に実施していきます。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が	蒸発乾固事象に関する研究については、豊富な実験結果に対して、これらの情報をどう解析に生かすかが今後の課題と考える。	ご指摘の点を踏まえ、解析コードの整備のために、まずは個々の物理・化学現象をモデル化するなど、実験結果を解析に活用することを視野に入れて研究を進めていきます。

No.	評価項目	評価意見	回答
	適切か。	GB 火災に関する研究では、海外の協力の下で貴重な実データが取得できる見込みである。現時点では解析結果も良好な一致が見られているので、評価手法として適切な対応がなされているものと判断する。今後は、想定し得る様々なケースに対応できるように、更に研究が進展することを期待したい。	想定し得る様々なケースに対応できるように、実規模データの分析等により GB 火災において発生する現象等に関する知見を蓄積していきます。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	特に気づいた点はない。	—
5	その他	なし	—
榎田 洋一 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><u>(蒸発乾固事象に関する研究)</u></p> <p>当該評価対象の前の段階の関連研究を含めて、長期にわたり、本質的な基盤研究に取り組んでいて、海外に比較しても、実液での試験を除けば、現時点において、日本でかなりの知見が蓄積されてきており、最新知見を踏まえた素晴らしい成果が得られつつあると評価できる。</p> <p><u>(GB 火災に関する研究)</u></p> <p>仏国との共同研究の枠組みで、GB 火災の実際に係るデータが取得できており、他の基礎研究や数理モデルと数値シミュレーションによるシステム工学的手法のこれまでの国内外の様々な研究や最新知見も踏まえて、研究が実施されてきており、適切であったと評価する。</p>	<p>これまで蓄積してきた知見を踏まえつつ、今後も蒸発乾固事象について知見を蓄積していきます。</p> <p>引き続き、国内外の過去の研究、最新知見を踏まえて研究を実施していきます。</p>
2	② 解析実施手法、実	<p><u>(蒸発乾固事象に関する研究)</u></p> <p>Ru の挙動について、亜硝酸の分解の影響を検討していて、揮発性の Ru 化合物で</p>	引き続き、安全研究プロジェクトの行程に従い、実施していきます。

No.	評価項目	評価意見	回答
	<p>実験方法が適切か。</p>	<p>ある RuO₄ について、これまでよりも深く、その挙動を把握しようとしており、価値があり、手法や、研究方法は適切であると考える。</p> <p>(GB 火災に関する研究)</p> <p>実際の MOX 燃料加工施設やその前プロセスに相当する転換工程における操業条件に鑑みると、燃焼試験の条件の十分性や変動因子の把握は多数のパラメタとその変動範囲の大きさが、これらを既に十分に考慮した実験パラメタと実施方法となっており適切であったと評価する。得られた試験データの活用の観点からは令和 7 年度の研究内容の適切な実施が重要であり、試験結果を踏まえた中間的な研究成果のまとめを受けて中間評価以降の研究項目に如何なる反映（フィードバック）を図るかが説明されるとさらに良かった。要すれば、中間報告段階までの解析実施手法と実験方法が適切であったと評価する。</p>	<p>中間評価以降の研究項目への反映に関しては、中間的な研究成果のまとめを踏まえ、試験結果等から得られた GB 火災時の燃焼挙動、GB 内の流動状態等を踏まえた解析の実施を検討しています。</p> <p>また、取得した試験結果の分析、課題の抽出を継続して実施し、適宜研究項目への反映を図ることを考えています。</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>(蒸発乾固事象に関する研究)</p> <p>亜硝酸と揮発性の Ru 化合物である RuO₄ の反応については、液相と気相の 2 相系での物質移動と化学種の変化が想定され、複雑であることが容易に想起できるので、例えば気相中での NO と RuO₄ の反応について温度や圧力をパラメタとした熱力学データに基づく化学種の安定性評価や反応の検討など、基礎的な検討結果も含めて広範な評価をおこなうとわかってくる部分があると助言する。既に実施済みであれば、一例を併せて説明して欲しかった。全体として、評価方法は適切であると認める。</p>	<p>ご指摘いただいたように、亜硝酸と RuO₄ の反応については、液相と気相の 2 相系での物質移動と化学種の変化が想定される複雑な反応になると考えられます。令和 4 年度では、温度や NO_x 濃度をパラメタとして、気相中での NO と RuO₄ の反応に関する試験を実施し、反応機構の検討を進めています。今後も、既存データ等を活用し、熱力学データに基づく化学種や反応の安定性評価などの基礎的な検討結果を含め、広範な反応の評価をさらに進めていきます。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
		<p>(GB 火災に関する研究)</p> <p>これまでの研究における解析結果の評価手法や実験結果の評価手法は、予定した成果が得られていることやこれまでは不確定であったパラメタに新たに値が得られたことから判断して、適切であると評価する。一方で、これまでに得られた試験結果で得られた評価結果を用いることにより、具体的な事象進展の解析を行って、従前の知見に基づく結果との差異、例えば不確実性の減少を示すことが明示的にできれば、当該安全研究の成果を、さらに明示的に検証できたものと考え</p>	<p>ご指摘の点を踏まえ、試験結果から得られた評価結果や知見に基づく事象進展の解析を行い、従前の知見に基づく結果との差異について検討していきます。</p>
4	<p>④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。</p>	<p>(蒸発乾固事象に関する研究)</p> <p>準揮発性物質の気相への移行に係る研究項目の中で、Re による Tc の模擬を行っているが、国際会議での議論が正しいとすると、水相中での Tc の溶液化学的挙動の模擬物質としての活用は正当であるものの、融体中での挙動の模擬は、複数原子価をとり得る複雑な化学的性質のために無理があるということです。蒸発乾固現象では、溶液化学的な段階と融体または固体での取り扱いが必要な段階が含まれるため、文献調査や、より好ましくは、海外専門家の訪問調査等を根拠に実験結果について慎重な取り扱いが必要と考えます。今後の検討課題としていた</p> <p>でも、次の段階移行の将来計画として Tc の使用を試みるということでもよいと考える次第。</p> <p>(GB 火災に関する研究)</p> <p>今後の安全規制上での成果の利用を図るという観点から、原子力規制庁内での知の蓄積に加えて、外部、特に事業者や</p>	<p>融体または固体での取り扱いが必要な段階における Tc の模擬物質としての Re の適用性については今後の検討課題であり、ご助言を踏まえて、その実験結果は慎重に取り扱っていきます。また、Tc の使用も将来的な計画として検討していきます。</p> <p>代表的なシナリオの進展解析に加えて、火災防護対策の条件に着目したケーススタディ等を実施し、条件の違いが対</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
		<p>民間企業での成果利用の促進が諮られるべきであり、最もあり得るシナリオの進展解析に加えて、複数の代表的な火災の局面における運転員による換気系の操作に関して、その是非について事例摘出があるとさらに結果の取り纏めと国税を使用した原子力安全研究としての技術的有効性に説得力が増したのではないかと考える。この観点は令和7年度研究項目に反映できると期待されるが、総じて重大な観点の欠落はなく、技術的な成果公表の効果を、学術発表や安全規制での内制的活用に加えて、波及的により広く捉えるとよいと提案し、評価する。</p>	<p>策の効果に及ぼす影響について検討するとともに、対策の是非に関連する情報を整理していきます。また、本研究の成果については、規制側だけでなく事業者等も利用できるよう学会等において公表を行っていきます。</p>
5	その他	<p><u>(蒸発乾固事象に関する研究)</u></p> <p>国税の用途としての観点からすると、研究成果の公表については、原子力学分野での学術的なインパクトの観点からは現実としての議論があることは背景として理解するが、技術的な知の価値に鑑みて、日本原子力学会での口頭発表や関係する部会、支部の研究発表会での研究報告も原子力安全規制上での利用と並んでむしろ重要であり、関係者の認識を新たにすべきと評価する。</p> <p><u>(GB 火災に関する研究)</u></p> <p>国税の用途としての観点からすると、研究成果の公表については、原子力学分野での学術的なインパクトの観点からは現実としての議論があることは背景として理解するが、技術的な知の価値に鑑みて、日本原子力学会での口頭発表や関係する部会であるリスク部会や再処理リサイクル部会、各支部の研究発表会での研究報告も学術雑誌発表や原子力安全規制上での利用と並んでむしろ重要であり、</p>	<p>ご指摘いただいたように、本研究の技術的な知の価値を踏まえ、成果を積極的に、論文や学会等での口頭発表等により、公表を行っていきます。</p> <p>ご指摘いただいたように、本研究の技術的な知の価値を踏まえ、成果を積極的に、論文や学会等での口頭発表等により、公表を行っていきます。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
		関係者の認識を新たにすべきと評価する。	
本間 俊司 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	蒸発乾固事象に関する研究および GB 火災に関する研究、共に過去の研究、最新の知見を踏まえていると評価できる。 蒸発乾固事象に関する研究における亜硝酸の挙動については、既往の再処理における研究の知見が使えるのかどうか？本研究で得られた知見は、それら既往の研究と異なるのかどうか？ などについて整理するとさらに研究の見通しが良くなると思われる。	ご指摘の点を踏まえ、研究実施機関とともに検討を進めていきます。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	蒸発乾固事象に関する研究および GB 火災に関する研究、共に解析実施手法および実験方法は適切であると評価できる。	引き続き、適切に解析及び試験を実施し、蒸発乾固事象に関する研究及び GB 火災に関する研究を実施していきます。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	蒸発乾固事象に関する研究および GB 火災に関する研究、共に解析結果の評価手法および実験結果の評価手法は適切であると評価できる。	解析結果及び試験結果の評価につきましては、引き続き適切に実施していきます。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	蒸発乾固事象に関する研究および GB 火災に関する研究、共に重大な見落としならびに観点の欠落は見当たらない。	引き続き、見落としがないように、類似研究の確認を行うほか、委託業務専門部会の外部専門家等の確認を受けながら研究を継続します。
5	その他	蒸発乾固事象に関する研究においては、事象進展解析コードの整備に向けた課題分析が適切になされていると評価できる一方、事象発生段階の移動現象を模擬する解析コードの開発が鍵であると考えられる。温度、圧力、水蒸気濃度な	ご指摘の点を踏まえ、長期的に、事象発生時の移動現象を模擬できる解析コードの開発を検討していきます。なお、TSO（（国研）日本原子力研究開発機構 安全研究センター）において、当庁からの委託研究の成果（試験データや現象モデル）

No.	評価項目	評価意見	回答
		どの変動をあらかじめ抑えておけば、実験方法や解析手法の妥当性の検討、実験および解析結果の妥当性確認および精度向上に貢献できると考えられる。	等を活用し、蒸発乾固事象で重要となる硝酸蒸気等の移行挙動を模擬する解析コードの開発がなされており、当該コードも活用し、実験方法や解析手法の妥当性の検討、実験および解析結果の妥当性確認および精度向上に努めていきます。
村松 健 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>蒸発乾固実験については、報告書（案）及び質疑応答から、同種研究の実施機関や公開文献が少ない中で、実験で対象とする物理現象に関する文献調査が丁寧に行われていること、原子力学会が作成している再処理施設のための蒸発乾固ソースチームに関する PIRT など参考になっていることなどがわかりましたので、最新知見を踏まえていると評価します。</p> <p>GB 火災については、報告書（案）及び質疑応答から、IRSN との研究協力により入手する試験データや解析コードを活用するとともに、高温下での GB の材質・性状の変化や国内の GB の情報を広く調べており、最新知見を踏まえていると評価します。</p>	<p>今後とも最新知見を注視しながら研究を進めていきます。</p> <p>引き続き、試験データや火災解析コードを活用しつつ、最新知見を踏まえて研究を実施していきます。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	蒸発乾固実験については、委託先にて経験のある実験技術を用いて実験を行い、着実に研究目的に沿ったデータ取得がなされていることから、基本的には適切であったものと評価します。しかしながら、実験計画の段階で物理・化学現象に関するモデルを用いた予備解析があまり行われていないようです。粗い近似又はバウンディング解析的なものであっても、モデルによる事前予測があれば、実験結果の分析が深まるのではないかと考えます。	実験計画の段階においては文献調査及び予備試験に基づいて作成しています。今後は、実験結果の分析がより深まるように、可能な限り予備解析の実施も含めて検討していきます。

No.	評価項目	評価意見	回答
		<p>GB 火災については、国内の GB に関する公開情報をもとに解析条件を設定し、火災発生時の緩和対策の効果に注目した感度解析を行っており、研究目的に沿った極めて適切なアプローチと評価します。なお、用いた解析コード SILVIA の V&V と不確かさの検討が望まれますが、既に実規模データを含めた検証が計画されているので、今後の成果が期待できると考えます。</p>	<p>本研究で使用している解析コードの検証等につきましては、実規模データを含めて実施していきます。</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>蒸発乾固実験については、表形式での整理を含めて、既往知見の広範かつ詳細な分析を踏まえて実験結果を分析・評価しており、適切と評価します。しかしながら、理論的モデルとの照合による結果の分析があれば一層有益な成果となると考えます。</p> <p>GB 火災については、適切と評価します。今後、この成果を活用していく上では、解析結果に対する支配因子や不確かさ因子に関する考察を今後充実させていくことが有益と考えます。(例えば HRR 等が今回の解析では重要な因子ではないかと感じました。)</p>	<p>ご指摘の点を踏まえ、一層有益な成果となるように、理論的モデルとの照合等による結果の分析を検討していきます。</p> <p>ご指摘いただいたとおり HRR 等については GB 火災解析において重要な因子であると認識しています。今後も火災解析を継続し、解析結果に対する支配因子等について検討していきます。</p>
4	④ 重大な見落とし(観点の欠落)がないか。	<p>蒸発乾固実験及び GB 火災の両方について、重大な見落としとすべき気づき事項はありません。</p>	<p>引き続き、見落としがないように、類似研究の確認を行うほか、委託業務専門部会の外部専門家等の確認を受けながら研究を継続します。</p>
5	その他	<p>蒸発乾固事実験については、研究計画における目的を的確に達成する上で、実験の事前予測と事後解析があれば一層高い成果が期待できることは②、③へのコメントに述べたとおりですが、それに加</p>	<p>ご指摘の点を踏まえ、引き続き、長期的な目標として解析コードの整備のための検討を進めていきます。</p> <p>また、本検討における TSO との議論等を通じ、研究者の人材育成を進めていき</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
		<p>えて、研究計画を超える事項ですが、当該事故は他の事象に比べてリスク上の重要度が高いこと及び実験の最終目的が検査への貢献であることを考慮すれば、実施設を想定した事故進展及び放射性物質移行に関する解析を行うことにより、実験で得た知見が実施設の事故時ソースタームに、どのように、かつどれほど影響するかを定量的に評価しておくことは、実験結果を適切に活用する観点から必須と考えます。さらに、実施設に関する解析的研究を強化することは、規制庁及びTSOにおける人材育成のためにも必須かつ有益と考えます。</p> <p>両テーマ共通に、実験や解析の知見を体系的に整理し、知識・技術の継続的な改善を可能とするツールとして、物理・化学現象の知見を解析コードに反映していくことは基本的なことですが、それに加えて、PIRTによる整理と、その裏付けとなる技術基盤に関する現状レビュー報告書の作成が役に立つと考えます。また、それらを作る際には、安全規制の参考としてPIRTを活用しているNRCの実施手順や、再処理施設のためのPIRT作成を試行している日本原子力学会の活動・成果は参考になると考えます。原子力学会によるPIRTは既に参考にしていないとの説明を伺いましたが、今後とも、規制の独立性を維持する配慮をしつつ、互いの成果を参考にすることは、重要な見落としを防ぐこと及び情報収集を効率的に進める意味で有益と考えます。</p>	<p>ます。なお、TSO（（国研）日本原子力研究開発機構 安全研究センター）では、当庁からの委託研究の成果（試験データや現象モデル）等を活用し、蒸発乾固事象で重要となる硝酸蒸気等の移行挙動を模擬する解析コードの開発がなされており、今後、TSOとともに、当該コードを基にした解析研究の強化を検討していきます。</p> <p>ご指摘いただいたように、PIRTは、実験や解析の知見を体系的に整理し、知識・技術の継続的な改善を可能とするツールとして有効であると認識しており、今後とも、NRC、日本原子力学会等の活動・成果を参考にしながらPIRTの活用を進めていきます。また、本研究成果を積極的に論文・学会等の場で発表し、規制の独立性の維持に配慮しつつ、学協会等と互いの成果を参照できるようにしていきます。</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
中林 弘樹 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか。	蒸発乾固事象に関する研究において、高放射性廃液の沸騰晩期段階から乾固段階までの揮発性・準揮発性物質の基本的挙動については、人為的に蒸発乾固を起こしているガラス固化プロセス（とりわけフランスのガラス固化プロセスは乾固（calcination）とガラス溶融が別プロセスとなっており、calciner での現象は蒸発乾固に極めて近いと考えられる）の基礎研究で参考になるものがあるのではと考えます。	ご指摘いただいたように、ガラス固化プロセスの乾固（calcination）での現象は蒸発乾固に近い現象と考えており、実験計画の段階において、ガラス固化プロセスの基礎研究の知見を参考にしております。今後とも、当該知見等を参考にしつつ、実験結果の考察を実施していきます。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	実際の再処理施設の高放射性廃液貯槽においては、底部に白金族元素や二次スラッジから成る不溶解残渣が多く堆積している。蒸発乾固の沸騰晩期段階から乾固段階においては Ru や Cs 等の着目元素とこれらの不溶解残渣が混じり合った環境にあることから、不溶解残渣が着目元素の移行挙動に与える影響の有無について確認することで、研究成果の精度向上につながるものと考えます。 (そのような観点も含めて、村松理事がコメントされていた PIRT などで現象のランキングを整理する際に、実系との差異とその効果（実験・解析で考慮すべきか、無視できる程度か）も合わせて示されると網羅性が確認できるので良いと考えます。)	今後研究を実施する上で、いただきましたコメントにつきましては、研究実施機関と検討していきます。 まずは、系全体の主となる攪拌された混合状態条件下の試験を確実に実施していきます。次に、PIRT などを活用し、実系との差異とその効果、網羅性等を検討した上で、ご指摘の不溶解残渣等の影響の有無について可能な限り検討していきます。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価	—	—

No.	評価項目	御意見	回答
4	<p>価手法が適切か。</p> <p>④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。</p>	<p>GBの火災において、資料3の成果報告書案ではアクリル板やPC板の放射率が記載されておりますので、火災時の放射熱の影響も考慮されているものと考えますが、火災の進展に伴いアクリル板等では発泡や白濁などで放射率が上昇し、また火災時に随伴して生じる煤が付着するような場合には熱放射の影響を大きく受けようになると予想します。室内等の密閉・狭所での火災では局所で生じた火災からの放射熱によって周囲全体が過熱されて温度が上昇し、急激に火災が拡大するフラッシュオーバーが懸念されるところです。</p>	<p>ご指摘いただきました放射熱の影響の大きさに関連する現象（アクリル板等の発泡、煤の付着等）や室内におけるフラッシュオーバー等の現象を考慮した上で試験及び解析を実施するとともに、これらの現象の影響について検討していきます。</p>
5	<p>その他</p>	<p>資料3の成果報告書案の背景及び目的においてリスクベースの原子力規制検査の技術基盤となることが謳われております。この点をより具体的に本研究成果がどのように活用されるか、例えば検討会では事故発生時の事象進展のタイムチャートの精度の向上や、運転員の操作の重要性（GB火災における換気系弁の操作）といった話題もありましたが、そのような研究成果と原子力安全の現場活動（規制の監視活動、事業者の保安活動、PIとの関係、等）を結びつける具体的イメージが記載されていれば、研究の位置づけ・重要性がより明確に伝わるものと考えます。</p>	<p>本研究成果につきましては、検査部門との共有を図っているとともに、検査ニーズや現場での検査方法も踏まえた具体的な成果の活用方法について議論を始めています。これらを通して、今後、研究成果の検査活動への具体的な活用方法を明確にしていきます。</p>