

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

令和 2 年 6 月 1 7 日
原 子 力 規 制 庁

1. 評価の概要

長官官房技術基盤グループ（以下「基盤 G」という。）が実施する安全研究プロジェクトについては、「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。以下「基本方針」という。）及び「安全研究プロジェクトの評価実施要領」（平成 31 年 4 月 16 日原子力規制庁長官決定。以下「評価実施要領」という。）に基づき、事前、中間及び事後評価を行うこととしている。今回は、令和元年度に終了した安全研究プロジェクト 8 件について、基盤 G において事後評価に係る自己評価を実施し、原子力規制委員会による評価結果（案）を別紙 1 のとおり取りまとめた。

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 27 年度～29 年度に終了した安全研究プロジェクト 27 件について、基盤 G において取りまとめた追跡評価結果を別紙 2 のとおり報告する。

2. 自己評価の方法

基本方針及び評価実施要領に基づき、下記のとおり実施した。

2. 1 事後評価

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「安全研究成果報告」¹として取りまとめ、これを用いて事後評価に係る自己評価を実施した。

具体的には、①成果目標の達成状況、②成果の公表等の状況、③研究の進め方に対する技術的適切性、④研究マネジメントの適切性、⑤業務管理の適切性、⑥成果の規制へ活用の状況・見通しの評価項目について項目別評価を行い、その結果を基に SABC による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。また、⑥については、当該安全研究プロジェクトに係る原子力規制部等の評価を受けた。

¹ 安全研究成果報告は、令和元年度（2019 年度）に終了した安全研究プロジェクトとして原子力規制委員会のホームページに掲載済（https://www.nsr.go.jp/activity/anzen/seika/anzen_houkoku.html）。

2. 2 追跡評価

追跡評価は、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を取りまとめた結果を基に実施した。

<別紙及び別添>

別紙 1 安全研究に係る事後評価結果（案）

参考 「安全研究プロジェクトの評価実施要領」（平成 31 年 4 月 16 日原子力規制庁長官決定）（抜粋）

別添 1-1 安全研究に係る事後評価結果（自己評価概要）

別添 1-2 安全研究に係る事後評価結果（プロジェクトごとの自己評価）

別紙 2 安全研究に係る追跡評価結果（自己評価）

別添 2-1 成果の公表実績及び活用実績の概要（研究分野ごとに集約）

別添 2-2 主な成果の公表実績（発行した NRA 技術報告）

別添 2-3 主な成果の活用実績（成果を活用して策定・改訂された基準類）

別添 2-4 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）

安全研究に係る事後評価結果（案）

令和 2 年 6 月 1 7 日
原子力規制委員会

1. 事後評価の進め方

1.1 評価の対象

原子力規制庁長官官房技術基盤グループの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 8 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）
1	軽水炉照射材料健全性評価事業	H18 - R1 (2006 - 2019)
2	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)
3	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)
4	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)
5	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)
6	地震ハザード評価手法の精度向上に関する研究	H29 - R1 (2017 - 2019)
7	地震の活動履歴評価手法に関する研究	H29 - R1 (2017 - 2019)
8	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)

1.2 評価方法

評価実施要領（参考）に則って原子力規制庁が実施した自己評価（別添 1-1 及び 1-2）に基づき、評価プロセス及び評価結果の妥当性を確認した。

2. 事後評価結果

上記 8 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に係る自己評価は妥当である。

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について、公表状況を以下の区分に基づき評価する。

- S：NRA 技術報告（2 件以上）又は学術的価値が対外的に認められる査読付の論文等を発行した
- A：NRA 技術報告又は査読付の論文等を発行した
- B：NRA 技術報告又は査読付の論文等を発行していないものの、発行が確実に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発行しなかった上に、今後の見込みが不透明である

【項目別評価の目安】

成果の公表等に関する項目別評価では、文書化された成果物⁵である NRA 技術報告、査読付の論文又はそれと同等の公表活動（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の口頭発表等）について評価し、そのうち上位の評価となったものを項目別評語として付すこととする。なお、S 又は A と評価される場合であって、複数の査読付の論文を発行したときには、1 点又は 2 点をその評価項目に加算できるものとする。また、論文の作成につながった有益な口頭発表を行った場合には、その内容を考慮した上で、適宜点数をその評価項目に加算できるものとする。

（具体例）

- S：NRA 技術報告を 2 件以上発行した場合、論文が表彰を受ける等の学術的価値が認められた場合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と判断される場合
- A：NRA 技術報告又は査読付の論文を発行した場合
- B：プロジェクトの終了時点において、NRA 技術報告又は査読付の論文が庁内手続中である場合
- C：プロジェクトの終了時点において、NRA 技術報告又は査読付の論文の作成が未着手又は作成中であり発行に至っていない場合

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。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

⁵ なお、平成 31 年度までに終了予定のプロジェクトについては、研究成果の文書化が確実に行われる見込みが確認できれば、A と判断することができる。

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）等のマネジメントの適切性を以下の区分に基づき評価する。

- S：模範となる研究マネジメントの水準である
- A：適切に研究マネジメントされている
- B：おおむね適切に研究マネジメントされているが一部十分ではない
- C：研究マネジメントに問題がある

⑤ 業務管理の適切性

予算、契約等の執行管理を含む業務の遂行管理が適切に行われていることを以下の区分に基づき評価する。

- S：模範となる水準で管理されている
- 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

⑥ 成果の規制への活用の状況・見直し

規制課題への活用（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）に通じる知見（新たに抽出された規制課題を含む。）が得られ、規制に活用された実績・見込み及び関連部門との情報共有の状況を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、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結果が得られ、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6つの評価項目の項目別評語（SABC）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⑥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⑥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。

安全研究に係る事後評価結果（自己評価概要）

令和 2 年 6 月 1 7 日
原 子 力 規 制 庁

1. 評価対象プロジェクト

今回事後評価の対象としたのは、令和元年度に終了した安全研究プロジェクト 8 件である。自己評価の全体概要を以下に、安全研究プロジェクトごとの評価結果を別添 1-2 に示す。

2. 評価結果（自己評価概要）

(1) 「①成果目標の達成状況」、「③研究の進め方に対する技術的適切性」、「④研究マネジメントの適切性」、「⑤業務管理の適切性」について

いずれのプロジェクトにおいても、適切な研究体制を構築する等により、研究管理及び業務管理が行われるとともに、最新知見や外部専門家の意見を踏まえて技術的適切性をもって研究が実施され、設定した成果目標が達成された。

(2) 「②成果の公表等の状況」について

成果の公表については、4 件（別表の No. 2、3、6 及び 7）のプロジェクトで実施期間中に学術論文による積極的な研究成果の公表を行うことができた。一方、その他 4 件（別表の No. 1、4、5 及び 8）については、成果公表の準備を進めたものの、プロジェクト終了までに公表に至らなかった。

(3) 「⑥成果の規制へ活用の状況・見通し」について

成果の規制への活用については、「軽水炉照射材料健全性評価事業」（別表の No. 1）の成果が、原子炉圧力容器の健全性評価に関する学協会規格の技術評価で活用された。また、「地震ハザード評価手法の精度向上に関する研究」（別表の No. 6）の成果が、公開会合における基準地震動に係る検討に活用され、規制に取り入れられることが決定した。その他のプロジェクトについても、成果の活用が見込まれている。

(4) 結論

以上のことから、令和元年度に終了した安全研究プロジェクトについては、いずれも計画的に実施され、規制活動に貢献できる成果が得られている。一方、半数のプロジェクトにおいてプロジェクト終了時点では成果の公表に至らなかったため、今後、速やかな公表を目指す。

別表 安全研究に係る事後評価結果（自己評価概要）

評価項目		1. 軽水炉照射材料健全性評価事業	2. 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	3. 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験	4. 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	5. 緊急時活動レベル（EAL）に係るリスク情報活用等の研究	6. 地震ハザード評価手法の精度向上に関する研究	7. 地震の活動履歴評価手法に関する研究	8. 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
項目別評価※1	①成果目標の達成状況	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)
	②成果の公表等の状況	C(1)	A(3)	S(4)	C(1)	C(1)	A(3)	A(3)	C(1)
	③研究の進め方に対する技術的適切性	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)
	④研究マネジメントの適切性	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)
	⑤業務管理の適切性	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)	A(3)
	⑥成果の規制への活用の状況・見通し	S(4)	A(3)	B(2)	B(2)	B(2)	S(4)	B(2)	B(2)
総合評価※2	項目別評価結果の総合点	17	18	18	15	15	19	17	15
	項目別評価結果の平均点	2.8	3.0	3.0	2.5	2.5	3.2	2.8	2.5
	評価結果(全体評語)	C	A	A	C	C	A	B	C

※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⑥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。

安全研究に係る事後評価結果（プロジェクトごとの自己評価）

令和 2 年 6 月 1 7 日
原 子 力 規 制 庁

I. 軽水炉照射材料健全性評価事業（H18～R1（2006～2019））

1. 研究プロジェクトの目的

- 原子炉圧力容器の照射脆化について、加圧熱衝撃事象に係る原子炉圧力容器の健全性評価方法の保守性を検証するための試験方法を確立するとともに、学協会規格を技術評価するために必要な高温予荷重効果及び参照温度 (T_0) に関する知見を拡充する。あわせて、改良された照射脆化予測法を技術評価する際に必要となり得る照射材料データを拡充する。また、照射誘起型応力腐食割れについて、メカニズムを含めた知見の拡充を図り、現状の亀裂進展評価方法の保守性を確認する。

2. 研究概要

- 原子炉圧力容器の健全性評価については、実機規模の板厚を有する十字型試験体を用いて、2 軸荷重負荷領域に熱衝撃を与える試験の成立性を確認した。また、中性子照射による関連温度移行量の統計解析及び試験済みの監視試験片の微細組織分析を実施し、中性子照射条件や材料の化学成分など脆化に寄与する因子を抽出した。（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託研究）
- 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、照射材等を用いた亀裂進展試験及び亀裂先端のミクロ組織観察を行い、照射誘起型応力腐食割れの亀裂進展挙動等に関する知見を得た。（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託研究）

3. 研究成果

- 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究において、破壊力学評価に係る試験では、健全性評価手法の保守性を確認するため、実機規模の板厚を有する大型の十字型試験体を用いて、2 軸荷重負荷領域のステンレスクラッド下に半楕円亀裂を付与し、熱衝撃を与える試験の成立性を確認した。脆化予測法に係る研究では、国内原子炉圧力容器鋼の中性子照射データを用いて、中性子照射条件や材料の化学成分など脆化に寄与する因子等について分析した結果、ケイ素 (Si) の寄与が示唆された。
- 原子炉圧力容器鋼の破壊靱性の評価において、既往研究等で照射した材料及びその未照射材を用いて破壊靱性試験を実施し、限定された条件ではあるが、 T_0 に及ぼす試験片形状・寸法の影響を確認した。また、未照射材を用いた試験により、

高温予荷重効果の知見を取得した。さらに、未照射材及び照射材のシャルピー遷移温度と破壊靱性参照温度の相関があることを確認した。

- ステンレス鋼材料試験において、亀裂進展試験後の亀裂先端のミクロ組織観察を行い、亀裂先端の局所変形と酸化皮膜が進展速度に影響すること等の知見を得た。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 基礎研究の面と規制研究の面を分けて考えれば、前者については学協会において十分な知見共有を図ることが重要と思われるとともに、また効率的な技術評価のためには、規制庁内での研究部門と規制部門との知見共有も有効であると思われるとの意見があった。研究計画の策定や研究の実施においては、学協会等の外部有識者や規制部門と知見の共有を図っており、今後もより一層、庁内外の関係者との意見交換に努めていく。
- 材料試験炉(JMTR)を用いた照射試験が中止となったことについて、代替の試験法が提案されていないのではないかと指摘があったが、既往研究で照射した材料を活用する試験法を検討して実施し、目標とした知見を取得できた。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況： A

- 原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象に係る健全性評価方法及び中性子照射脆化予測法の妥当性確認に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： C

- 得られた成果に基づき、原子力規制庁と研究委託先の共著論文を公表する準備を進めているものの、プロジェクト終了時点において、査読付論文等の公表の手続きに至っていないため上記評価とした。なお、研究委託先からは査読付論文が4件公表されている。

③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 取得すべきデータに対応して各種試験、統計解析及び微細組織分析を実施し的確なデータを取得して評価を行ったことから、技術的適切性をもって研究が進められた。

④ 研究マネジメントの適切性： A

- 委託先を含め適切な研究体制を構築するとともに、研究施設を取り巻く環境の変化にも対応し、研究内容及び研究スケジュールを随時見直すなど、目標達成に向けて研究を柔軟にかつ着実に実施し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。

⑤ 業務管理の適切性： A

- 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。

⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し： S

- 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究及び低合金鋼の材料試験は、日本電気協会の「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 (JEAC4206-2016)」及び「フェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法 (JEAC4216-2015)」の技術評価に活用している。また、今後発行される予定の「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-20XX)」の技術評価にも活用する予定である。
- 本研究により、原子炉圧力容器の中性子照射脆化及び炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れに関する技術的知見が蓄積された。高経年化対策や運転期間延長対策等の審査に直ちに参照可能な状態には至っていないが、蓄積された技術的知見は、今後の審査において、対策の妥当性を確認する際等に活用される見込みがある。

(2) 総合評価

- 評価結果：C^{注1}
- 評価コメント：

目標とした原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象に係る健全性評価方法及び中性子照射脆化予測法の妥当性確認に必要な知見、並びに炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れの亀裂進展に関する知見を取得し、その成果の一部は既に学協会規格の技術評価に活用されているとともに、今後も活用が見込まれている。一方、成果の公表がプロジェクト期間中に行われていないことから、上記の評価とする。

6. 評価結果の今後の活用

- 本研究プロジェクトの成果を論文として取りまとめ、速やかに公表を行う。また、今後行う研究プロジェクトにおいては、成果の公表を研究計画に含め積極的な公表に努める。

(主な成果の公表)

- 論文 (査読付)

① K. Hata, T. Hojo, et al., “Grain-boundary phosphorus segregation in highly neutron-irradiated reactor pressure vessel steels and its effect on irradiation embrittlement” (作成中)

^{注1} ②成果の公表等の状況に関する評語が最下位 (C) であったため、評価実施要領に従い、総合評価の基礎として算出した評語 (B) を一段階下げCとなる。

II. 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))

1. 研究プロジェクトの目的

- 常設重大事故等対処設備に属する電気・計装設備のうち原子炉格納容器電線貫通部（電気ペネトレーション。以下「電気ペネ」という。）について、高経年化技術評価等における長期健全性評価の確認に活用できるよう、供用期間相当の経年劣化を付与した状態における重大事故（以下「SA」という。）時環境下での絶縁性能に係るデータ等を取得し、健全性を評価するための知見を蓄積する。

2. 研究概要

- 国内の加圧水型原子力発電所（以下「PWR」という。）と沸騰水型原子力発電所（以下「BWR」という。）において使用されている重大事故等対処設備に属する計測制御用モジュラー型電気ペネに対し、熱・放射線同時劣化処理により経年劣化を模擬した劣化供試体を作製した。また、国内発電所の SA シナリオ及び原子炉格納容器限界温度・圧力条件を基に、PWR 及び BWR 用にそれぞれ 2 種類の SA 模擬環境試験条件を設定し、劣化供試体を SA 環境模擬試験装置内に設置して、試験条件の蒸気暴露中における電気ペネの絶縁抵抗を測定した。（学校法人早稲田大学への委託研究を含む。以下同様。）
- 電気ペネに用いられているポッティング材及びケーブル絶縁材の高分子材料について、熱特性、機械特性及び電気特性の調査・試験を実施し、劣化メカニズムを検討した。
- 電気ペネに接続されているケーブルと同等のケーブルについて、ケーブル単独で絶縁性能を維持できる環境条件を調べるため、高温領域における各種環境下での絶縁性能の試験等を行った。

3. 研究成果

- PWR 及び BWR 用電気ペネとも、試験条件の蒸気暴露中に絶縁抵抗は低下し、一部の条件では、絶縁抵抗は $10^5 \Omega$ を下回った。この絶縁抵抗の低下により計装システムの誤差が大きくなる懸念があり、電気ペネの SA 時の健全性評価においては、蒸気暴露中の絶縁抵抗を測定し、考慮することが重要であることが分かった。
- 蒸気暴露試験後、室温で気密性試験を行った。絶縁抵抗が低いものを含め、全ての電気ペネで気密性試験の結果は判定基準を満足することが分かった。
- 電気ペネのポッティング材及びケーブル絶縁材に用いられている高分子材料の熱・放射線の劣化特性を調査・試験し、劣化メカニズムを明らかにした。
- ケーブルについては、絶縁性能を維持できる高温、高圧の環境条件に関する知見を得た。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- SA 模擬環境下における絶縁抵抗を評価指標として、暴露時間との関係から絶縁抵抗が暴露時間とともに低下する知見を得ており、評価手法は適切との意見があった。
- 学術論文としても多数の論文発表が行われており、透明性ならびに公平性が担保されている点を高く評価された。
- 得られた結果は、原子炉の安全審査に関わる重要な知見であるとの意見があった。今後、高経年化技術評価等の審査における技術的根拠に資するため、NRA 技術報告等で成果を取りまとめる。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況： A

- 常設重大事故等対処設備に属する電気・計装設備のうち電気ペネについて、供用期間相当の経年劣化を付与した状態における重大事故時環境下での健全性を評価するための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

- 原子力規制庁から査読付論文1件を公表するとともに、さらに査読付論文1件を投稿中である。また、査読付プロシーディングを伴う国際会議で1件、その他国内外の学会等で6件の口頭発表を行った。なお、関連する先行安全研究プロジェクトと本プロジェクトの成果を合わせて NRA 技術報告を発行した。

③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 重大事故時環境下における電気ペネの絶縁抵抗を評価指標として、的確なデータを取得して評価を行ったことから、技術的適切性をもって研究が進められた。

④ 研究マネジメントの適切性： 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。

⑤ 業務管理の適切性： A

- 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。

⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し： A

- 安全系電気・計装設備のうちの原子炉格納容器電線貫通部の経年劣化が絶縁性に及ぼす影響に関する研究については、高経年化対策や運転期間延長対策等の審査に直ちに参照可能な状態には至っていないが、蓄積された技術的知見は、今後の

審査において、対策の妥当性を確認する際に活用される見込みがある。また、高温領域における蒸気雰囲気及び大気雰囲気でのケーブルの絶縁性能の調査・試験については、その結果が NRA 技術報告「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析」としてまとめられ、高経年化対策や運転期間延長対策等の審査に活用できる技術的知見となった。

(2) 総合評価

- 評価結果： A
- 評価コメント：

重大事故環境下における電気ペネの健全性評価に係る知見を目標どおりに取得するとともに、査読付論文の公表や国際会議等における成果の発表を積極的に行っており、その技術的妥当性が確認できる。また、今後、規制活動への成果の活用が見込まれていることから上記評価とした。

6. 評価結果の今後の活用

- 本研究プロジェクトで得た成果のうち未公表の内容については、規制活動における活用を促進するため、適宜審査等の状況も踏まえながら、NRA 技術報告や論文等による公表を今後も進める。また、今後の安全研究プロジェクトにおいても、引き続き、積極的な成果の発信に努めていく。

(主な成果の公表)

- NRA 技術報告
 - ① 皆川武史ほか、「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、NTEG-2019-1002、令和元年（関連する先行安全研究プロジェクトの成果と合わせて公表）
- 論文（査読付）
 - 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、pp. 380-386、2019.
 - 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ーンゴム絶縁ケーブルの劣化」、電気学会論文誌 A（投稿中）
- 国際会議のプロシーディング（査読付）
 - ① I. 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.

III. 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))

1. 研究プロジェクトの目的

- 重大事故時の原子炉格納容器の機能維持に係る物理化学現象には、解析上の不確実さが大きな現象が存在する。これを低減するための解析コードの開発には、対象となる物理化学現象の理解を深めるとともにモデルの高度化や検証に用いられる実験データが必要である。本安全研究プロジェクトでは、格納容器機能維持への影響が大きいと考えられる課題あるいは東京電力福島第一発電所事故の分析で挙げられた解明すべき課題について、国内外の施設を用いた実験により最新知見を拡充する。

2. 研究概要

- 解析上の不確実さが大きい課題である、格納容器外面冷却等への非凝縮性ガスの影響、制御棒材が放射性物質の移行挙動へ及ぼす影響、及びデブリ冷却挙動について、解析コードの開発に必要な実験データを取得した。(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託研究を含む。)
- 東京電力福島第一発電所事故の際に課題となった、プール水による放射性物質の除去効果及び海水注入による炉心冷却性について、実験データを取得し、解析モデルの高度化を検討した。(国立大学法人筑波大学、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構及び一般財団法人電力中央研究所への委託研究を含む。)

3. 研究成果

- 格納容器外面冷却等への非凝縮性ガスの影響について、重力等の影響を考慮した大規模実験を実施し、容器内の初期ガス分布が、内部流動引いては冷却挙動に大きく影響を及ぼす知見が得られた。
- 制御棒材(ホウ素)が放射性物質の移行挙動へ及ぼす影響に関し、事故時に想定される各種雰囲気条件で放射性または非放射性物質を用いた実験を実施し、本実験範囲内では全ての条件でホウ素が化学挙動に影響を与えることが示された。
- デブリ冷却挙動では、熔融ジェットの粒子化、水中での床面拡がり及び粒子堆積状デブリへの熔融金属の浸透挙動に関する実験を実施し、解析モデル開発のためのデータを取得した。
- プール水による放射性物質の除去効果に関し、大規模実験により、実機事故シーケンスを模擬した条件範囲内ではプール水の減圧沸騰がエアロゾル粒子の捕獲効果へ有意な影響を及ぼさない結果を得た。また、解析モデル高度化に向け、小規模試験により、気泡とエアロゾル粒子挙動の微視的な詳細データを取得した。
- 海水注入による炉心冷却性については、燃料集合体内における塩析出層の成長挙動と燃料棒の伝熱劣化に関する実験データを取得し、それらを簡易的に模擬可能な解析手法を開発した。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 原子力プラントの安全性の向上にはプラント挙動のより適切な予測が不可欠であり、今後もコード開発側や安全規制上の課題からのニーズを適宜取込み、継続的な研究を期待するとの意見があった。継続プロジェクトにおいて、規制ニーズ等を踏まえ、必要な解析手法の高度化に資する実験研究を継続的に行う。
- 本研究は不確かさの低減に向けたものであるが、本研究で明確にされた不確かさの項目以外も含め、全体の整理をして頂きたいとの意見があった。継続プロジェクトや、関連する別プロジェクトにおいて検討を進める。

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に係る重要な物理化学現象（プールスクラビング、デブリの冷却性、海水注入の炉心冷却への影響等）について国内外の施設を用いた実験を行い、最新知見を拡充したことから、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3件を公表するとともに、さらに査読付論文1件を投稿中であり、積極的な研究成果の発信に努めた。

③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 既往研究を踏まえた上で解析コード開発に必要な実験を実施し、論文投稿や学会発表等での専門家による検討を通じて実験内容や分析の妥当性等も議論しており、技術的適切性をもって研究が進められた。

④ 研究マネジメントの適切性： A

- 委託先も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。

⑤ 業務管理の適切性： A

- 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。

⑥ 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。実用炉審査に直ちに参照可能な状態には至っていないが、物理化学現象理解の精緻化につながる知見が解析コードに反映されれば、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。

(2) 総合評価

- 評価結果 : A
- 評価コメント :
シビアアクシデント解析の不確かさ低減に向けた実験的知見を目標どおりに取得しており、査読付論文が積極的に公表されていることから、上記評価とした。

6. 評価結果の今後の活用

- 技術評価検討会で頂いた意見や内外の研究及び規制の動向を十分に考慮し、後継の安全研究プロジェクト「重大事故時における重要物理化学現象の不確かさ低減に係る実験」(R2~R7年度)において、重大事故時の重要物理化学現象の不確かさの低減に向けた実験を進める。

(主な成果の公表)

- 論文 (査読付)
 - 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、2020.
 - ②A. Hotta, et al., “Experimental and analytical investigation of formation and cooling phenomena”, J. Nucl. Sci. Technol. Published online: 20 Nov 2019, <https://doi.org/10.1080/00223131.2019.1691078>.
 - 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.
 - ④S. M. Hoseyni, A. Hotta, et al., “Metal-melt infiltration through a heated debris bed and the solidification effect”, Nuclear Engineering and Design. (投稿中)

IV. 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))

1. 研究プロジェクトの目的

- 重大事故等対処設備の動作を組み込んだレベル 1 及びレベル 2 の確率論的リスク評価 (PRA) の整備に向けて、代表的な事故シーケンスについて、レベル 1PRA に必要な情報である成功基準に係る知見、レベル 2PRA に必要な情報である放射性物質の環境への放出割合等の主要な物理量及び事故シーケンスのグループ化に係る知見を蓄積し、代表的な事故シーケンスの特徴を把握することを目的とする。

2. 研究概要

- 重大事故等対処設備の動作を組み込んだ PRA モデルから代表的な事故シーケンスを抽出し、原子力プラントシステム解析コード (Apros) を用いて、設備及び緩和策の条件等を変化させた事故進展解析を行い、炉心損傷防止に必要となる緩和策の条件等を検討した。
- また、総合シビアアクシデント解析コード MELCOR を用いて、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの事故進展を解析し、原子炉 (圧力) 容器及び格納容器の破損の時間、放射性物質の環境への放出割合等の主要な物理量を算出した。また、これら主要な物理量を基に、事故シーケンスのグループ化を検討した。

3. 研究成果

- 代表的な事故シーケンスについて、炉心損傷を防止するための緩和策の条件を整理し、重大事故等対処設備を考慮したレベル 1PRA を行う上で必要となる成功基準に係る知見を蓄積した。
- 代表的な事故シーケンスの事故進展解析及びソースターム解析を実施することによって、炉心損傷時期、格納容器機能喪失時期、ソースターム等の格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの特徴を整理した。これにより、環境への放射性物質の放出に至る事故シーケンスの発生頻度とソースタームを評価するレベル 2PRA に係る知見を蓄積した。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 成功基準解析、ソースターム解析等に関する実施項目は、最新の知見を踏まえており、用いた解析手法の選択などの解析実施方法について適切であるとの評価を受けた。
- 本研究の成果を PRA の技術的根拠及び PRA 解析モデルの改良へ活用していくことが期待されるとの意見があったが、今後、規制庁としても本研究の成果を PRA の高度化に活用することとしている。
- 外的事象や複数基立地に対する PRA の成功基準の検討も今後重要であるとの意

見があった。これらについては、「規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究」において、本研究の手法の適用性を検討していく予定である。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況： A

- PRA の定量化に基づく事故シーケンスを抽出し、成功基準解析及び事故進展解析を行い、レベル 1PRA における成功基準に係る知見、レベル 2PRA における事故シーケンスの類型化に係る知見等を整備したことから、設定した目標を達成した。

② 成果の公表等の状況： C

- 原子力規制庁において、得られた成果を査読付論文として取りまとめて令和 2 年度中の公表に向けて準備を進めているものの、プロジェクト終了時点において、査読付論文等の公表の手続きに至っていないため上記評価とした。

③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 国内外の最新知見並びに原子炉発電所の設備及び操作手順に係る最新の情報に基づき解析条件を設定し、解析を実施したことから、技術的適切性をもって研究が進められた。

④ 研究マネジメントの適切性： A

- 職員作業を主とした研究体制を構築し、職員の解析能力向上を図りつつ、計画どおりに進捗させて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。

⑤ 業務管理の適切性： A

- 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する。

⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し： B

- 本研究により、重大事故時の事象進展に関する技術的知見が蓄積された。実用炉審査に直ちに参照可能な状態には至っていないが、レベル 1PRA やレベル 2PRA のモデルの改良等に反映されれば、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。

(2) 総合評価

- 評価結果： C^{注2}
- 評価コメント：

計画どおりに事故進展の解析を実施し、事故シーケンスの特徴を把握して目標を達成している。成果の公表がプロジェクト期間中に行われなかったことから上記評価とする。なお、令和2年度中の公表を目指して準備を進めている。

6. 評価結果の今後の活用

- 本研究プロジェクトの成果を論文として取りまとめ、速やかに公表を行う。
- 技術評価検討会で頂いた意見は、安全研究プロジェクト「規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究」及び「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」において活用していく。

(主な成果の公表)

- 論文（査読付）
 - ①城島洋紀ほか、「レベル1PRAのための成功基準及び余裕時間並びにそれらのPRAモデルへの組み込み」（作成中）

^{注2} ②成果の公表等の状況に関する評語が最下位（C）であったため、評価実施要領に従い、総合評価の基礎として算出した評語（B）を一段階下げCとなる。

V. 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))

1. 研究プロジェクトの目的

- より効果的な防護措置の実施可能性を検討するために、炉心損傷、格納容器機能喪失、早期大規模放出等に係る事象の発生確率情報のみならず、それらの事象進展の時間及びソースターム放出量等のリスクに係る情報を活用して、各緊急時活動レベル (EAL) におけるリスクの定量的評価手法を整備することを目的とする。併せて防護措置の被ばく低減効果を評価するための解析手法の整備を目指した。

2. 研究概要

- 既存の研究成果から放射性物質の環境中への放出量及び放出開始までの時間、炉心損傷確率といったリスクを評価するパラメータを収集し、EAL 及び緊急事態区分 (EC) の評価方法を検討した。加えて、放射性物質の環境放出時における屋外移動時の被ばく線量を様々な仮定の下で行った試算結果、自然災害時の避難に係る調査結果をまとめることで防護措置実施の最適化のための知見を蓄積した。
- 避難及び屋内退避の効果を把握するための評価モデルを検討した。(国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託研究。)

3. 研究成果

- 米国の研究を参考に条件付炉心損傷確率 (CCDP) を基準として EAL ごとの EC の妥当性を評価するための手法を整備した。
- 条件付格納容器破損確率 (CCFP)、格納容器破損までの時間、空間線量率を含めたリスク情報から、炉心損傷時点でのプラント状態の評価手法を検討した。
- 避難開始時刻を全面緊急事態 (GE) 発出直後に限定せずに被ばく線量を試算した結果から、事故シナリオと気象等の条件によっては、GE 発出後直ちに避難をすることが必ずしも最適であるとは限らない可能性が示唆された。
- 過去の自然災害による避難行動中の事故事例を調査し、事態の切迫性あるいは避難に関する情報の確実な伝達が重要であることが確認された。
- 屋内退避及び避難のモデルに係る知見を調査し、確率論的環境影響評価コード OSCAAR に反映した。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- EAL の評価手法研究について、事故シナリオごとに EC の背景となるリスクの大きさを定量的に示すことで、よりきめ細かく事態の緊急度を把握できる優れたアイデアである。また CCFP、被ばく量及び経過時間の組合せによりプラント状態の深广度を多角的に評価できる有用な評価手法であり、今後も継続的に検討することが期待されるとの意見があった。
- 確率論的環境影響評価において、事故後に経時変化する影響を検討することが重要との意見があった。本評価で整理可能な時系列情報の検討を実施する。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況 : A

- 事故進展解析の結果等を踏まえて、EAL の判断基準とリスク情報（炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度、早期大規模放出頻度等）との対応を分析し、EAL に係る技術的知見を取得した。また、防護措置（避難、屋内退避等）に係る最新知見を確率論的環境影響評価コードに反映したことから、設定した目標を達成した。

② 成果の公表等の状況 : C

- 原子力規制庁において、得られた成果を査読付論文として取りまとめて令和2年度中の公表に向けて準備を進めているものの、プロジェクト終了時点において、査読付論文等の公表の手続きに至っていないため上記評価とした。なお、研究委託先である国立研究開発法人日本原子力研究開発機構から査読付論文 1 件が投稿中である。

③ 研究の進め方に対する技術的適切性 : A

- 国内外の既往の主要研究、評価手法等に関する最新知見を踏まえており、適切な解析実施手法が取られていることから、技術的適切性をもって研究が進められた。

④ 研究マネジメントの適切性 : A

- 委託先を含め適切な研究体制を作り、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。

⑤ 業務管理の適切性 : A

- 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。

⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し : B

- 本研究の成果は、工学的安全設備や AM 策を考慮した事故進展シナリオについての検討結果であり、現段階で成果の活用に至っていないものの、今後 EAL を検討する際の基礎的情報として活用できると考えられることから、本判断とした。なお、新規制基準を踏まえ、重大事故等対処設備や特定重大事故等対処施設を考慮した EAL の検討が始まっていることから、本研究の成果に加え、これらの施設等を考慮した事故進展シナリオについて検討を進めていただきたい。

(2) 総合評価

- 評価結果： C^{注3}
- 評価コメント：

EAL に該当する緊急事態の事象と炉心損傷、格納容器機能喪失等のリスク指標との関係や、EAL の判断基準とリスク情報との対応を分析する等、EAL に係る技術的知見を計画どおりに拡充した。また、原子力災害時における屋内退避による被ばく線量の低減効果等に係る技術的知見を計画どおり取得した。しかし、成果の公表がプロジェクト期間中に行われなかったことから、上記評価とした。なお、令和2年度内の公表に向けて準備が進められている。

6. 評価結果の今後の活用

- 本研究プロジェクトの成果を論文として取りまとめ、速やかに公表を行う。また、今後行う研究プロジェクトにおいては、成果の公表を研究計画に含め積極的な公表に努める。
- 技術評価検討会で頂いた意見や規制への活用の観点で得た評価結果は、EAL の見直しに関連する技術的知見を整理するために令和3年度(2021年度)から開始予定の安全研究プロジェクトの計画に反映する。

(主な成果の公表)

- 論文(査読付)
 - ① I. Shibata, “Protective action planning based on risk insight” (作成中)

^{注3} ② 成果の公表等の状況に関する評語が最下位(C)であったため、評価実施要領に従い、総合評価の基礎として算出した評語(B)を一段階下げCとなる。

VI. 地震ハザード評価手法の精度向上に関する研究 (H29～R1 (2017～2019))

1. 研究プロジェクトの目的

- 現行規制基準では、基準地震動を策定するに当たって、各種の不確かさの考慮や最新知見の反映等により、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について適切な評価を行うことを求めている。本安全研究プロジェクトでは、内陸地殻内地震による強震動記録等を活用することにより、震源特性における不確かさの評価に関わる知見を蓄積するとともに、震源を特定せず策定する地震動のレベルを把握することを目的とする。

2. 研究概要

- 内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震、それぞれの震源特性に着目して、地震動の評価手法の検討を行った（一般財団法人地域地盤環境研究所及び株式会社大崎総合研究所への委託研究を含む。）。また、2016年熊本地震を対象に、内陸地殻内地震の断層長さに係る調査手法の適用性を検討した。
- 震源を特定せず策定する地震動に関する検討を行い、震源近傍での地震基盤相当面における標準応答スペクトルの設定を検討した。
- トレンチ調査や数値解析等に基づく決定論的な断層変位評価手法及び断層変位評価式に基づく確率論的な断層変位評価手法の適用性を検討した。（株式会社構造計画研究所への委託研究を含む。）

3. 研究成果

- 内陸地殻内地震等の地震動解析から、震源特性を表す断層パラメータの既往経験式との整合性やばらつき分布に関する知見を蓄積し、断層パラメータの不確かさによる地震動評価への影響度を把握した。また、熊本地震で明瞭な地表地震断層のない阿蘇カルデラ内部において、反射法地震探査等の地質学・地球物理学的調査を実施した結果、地震動解析等で得た震源断層長と同程度の断層長を推定できた。
- 対象地震の地震動観測記録を用いた地震基盤相当面における非超過確率別応答スペクトルを求め、それを基に全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」の標準応答スペクトルを設定した。
- 衛星観測データの活用及びトレンチ調査の実施により、主断層トレースから離れた副断層の形状を把握するとともに、最新データを用いて副断層変位評価式を更新し、断層変位ハザードに係る知見を得た。

4. 地震・津波技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 研究全体としては、丁寧な分析が行われており、今後の適用にあたり、有益な情報を提供できる研究成果が得られている、また、今後も国内外の学界の動向を踏まえた調査を継続することがある、と評価された。

- 断層変位に関して、本研究プロジェクトで提案した衛星データの活用による断層変位の検出手法が非常に有効であり、今後、副断層起因の変位の判別法等の研究が望ましいと評価された。また、主断層と副断層の定義や識別について更なる検討が必要であるとの意見があった。令和2年度(2020年度)から開始する安全研究プロジェクトにおいて断層変位評価に係る研究を推進していくこととする。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況： A

- 内陸地殻内地震やプレート間地震等の断層モデルパラメータ設定手法の精緻化、観測地震動に基づいた震源を特定せず策定する地震動の評価手法の高度化、断層変位評価手法の適用性等に関する知見が蓄積できたことから目標を達成した。

② 成果の公表等の状況： A

- 原子力規制庁から査読付論文2件を公表した。なお、研究委託先から、査読付論文及び査読付の国際会議プロシーディングが計13件公表されている。

③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 国内外の最新知見を踏まえた上で、適切な実施手法により必要な調査データや解析結果が得られていることから、技術的適切性をもって研究が進められたと判断した。

④ 研究マネジメントの適切性： 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、研究マネジメントは適切であると評価する。

⑤ 業務管理の適切性： A

- 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。

⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し： S

- 「震源を特定せず策定する地震動に関する検討」は、「震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム」における議論及び全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」の「標準応答スペクトルの策定」に寄与し、当該標準応答スペクトルについては、「震源を特定せず策定する地震動(全国共通)」として規制に取り入れられることが決定した。
- 「断層モデルを用いた地震動評価手法の整備」については、今後、地震動評価で考慮すべき不確かさの妥当性を確認するうえでの参考知見として活用される。

(2) 総合評価

- 評価結果： A
- 評価コメント：

計画どおりに調査・研究が進められ、地震動評価における不確かさの取り扱いに係る知見を目標どおりに取得するとともに、研究成果をまとめた査読付論文の公表も行われた。また、本安全研究成果の一部は規制に取り入れられることが決定されたほか、その他の成果は、今後、規制活動への成果の活用も見込まれていることから上記評価とした。

6. 評価結果の今後の活用

- 本研究プロジェクトで得た成果のうち未公表の内容については、規制活動における活用を促進するため、適宜審査等の状況も踏まえながら、NRA 技術報告や論文等による公表を今後も進める。

(主な成果の公表)

- 論文（査読付）
 - ①小林源裕ほか、「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.
 - ②小林源裕ほか、「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.

VII. 地震の活動履歴評価手法に関する研究 (H29～R1 (2017～2019))

1. 研究プロジェクトの目的

- 現行規制基準では、「将来活動する可能性のある断層等」が定義されており、その認定に当たっては、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約 40 万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価することを求めている。そこで、中期更新世以降の火山灰層序学的年代評価手法に関する具体的な留意点及び知見を蓄積する。
- 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律により、事業者に対する「安全性の向上のための評価の実施」が規定され、これに関連する「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、確率論的地震ハザード評価の実施が挙げられている。この実施には地震履歴に関するデータが必要であるが、海域の活断層等ではデータが得られにくい。そこで、活断層に起因する内陸地殻内地震及びプレート間地震の履歴に関する評価手法を整備するため、完新統（完新世の地層）を対象にした帯磁率測定及び微化石分析等による断層変位指標としての適用性、イベント堆積物を用いた古環境イベント（微化石の産出変動パターン、離水海岸地形等）の年代評価に関する精度向上に関する具体的な留意点及び知見を蓄積する。

2. 研究概要

- 新規規制基準に対応する最近約 40 万年間の火山灰層序学的年代評価手法を整備するため、深海底堆積物（ちきゅう C9001C コア）及び陸域堆積物に含まれる火山灰（テフラ）の対比を検討した。
- 完新統（完新世の地層）を対象に帯磁率測定及び微化石分析を実施し、断層変位指標及びイベント堆積物を対比する上で、これらの分析の適用性を検討した（国立大学法人東京大学への委託研究を含む。）。また、離水海岸地形の高度分布及びその地形面が形成された年代を検討した（国立大学法人東京大学への委託研究を含む。）。

3. 研究成果

- 中期更新世以降の火山灰年代を高精度に決定するとともに、深海底堆積物中の火山灰と陸成堆積物中の火山灰とを対比し、断層変位指標である海成段丘の年代評価に信頼性の高い火山灰年代を活用できる見通しを得た。
- 微化石分析等を実施した結果、地震時の隆起・沈降の傾向を反映していると考えられることができる断層変位指標の検出及びイベント堆積物の対比を実施し、微化石分析等が有用であることを確認した。また、離水海岸地形が形成された年代について、従来の放射性炭素年代測定による結果のばらつきを把握し、さらに先駆的な宇宙線生成核種を適用できる見通しを得た。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 宇宙線核種を用いた年代測定は、断層運動等の年代測定を進めるためには必要な技術であるので、適用例を踏まえて、その信頼度や精度、適用範囲を確認するとともに、国内外の学界での動向を常にモニターし、幅広く手法の高度化を進められるような体制を整えていただきたい、との意見があった。令和2年度（2020年度）から開始する安全研究プロジェクトにおいて適用例を増やし、国内外の動向を注視しつつ、その信頼度や精度、適用範囲を確認していくこととする。
- 年代測定技術はサイトの安全性の判断に大きな影響を及ぼすこと、またその決定に関して透明性・合理性を担保するための事例の蓄積が非常に重要であることから、積極的に成果を公表して第三者の意見を参考にするとともに、具体的なガイドラインを充実させていくことが必要である、との意見があった。年代測定技術については今後も積極的な成果の公表を進め、透明性・合理性を確保した知見の蓄積及び審査ガイド等を補強する NRA 技術報告等に繋げていくこととする。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況： A

- 内陸地殻内地震及びプレート間地震の履歴評価に向け、深海底コア（堆積物）間の対比精度の向上、信頼性の高い火山灰年代、離水海岸地形を対象とした年代測定結果のばらつき等に関する知見が蓄積できたことから目標を達成した。

② 成果の公表等の状況： A

- 原子力規制庁から査読付論文1件を公表した。

③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 詳細な化学分析及び深海底堆積物の特性を生かし、高精度に火山灰年代を決定した。また、高密度の微化石分析等により断層変位指標の検出及びイベント堆積物の対比を実施し、さらに試料を分離した年代測定により、離水海岸地形の年代評価のばらつきを把握でき、技術的適切性をもって研究が進められたと判断した。

④ 研究マネジメントの適切性： 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、研究マネジメントは適切であると評価する。

⑤ 業務管理の適切性： A

- 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。

⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し： B

- 「プレート間地震の履歴に関する評価手法の整備」のうち、宇宙線生成核種による隆起年代評価手法の整備の検討では、今後の規制活動に当たって、申請者の評価結果の妥当性を判断する際に留意すべき点としての知見が得られたと考える。
- 「活断層に起因する内陸地殻内地震の履歴に関する評価手法の整備」については、海域、陸域においての信頼性の高いテフラ年代を共有するための手法に関する知見として、段丘編年の妥当性を判断する際に活用できる可能性があると考えられる。
- 本研究の知見は、今後の規制活動に必要な知見となることが考えられるものの、現時点では規制への活用は限定的である。

(2) 総合評価

- 評価結果： B
- 評価コメント：

計画どおりに調査・研究が進められ、断層変位指標である海成段丘の年代評価に信頼性の高い火山灰年代を活用できる見通しを得るとともに、査読付論文で成果の公表が行われた。本研究で得られた火山灰年代に関する知見の一部が規制に活用されたものの、安全研究プロジェクト全体としては限定的であったことから上記評価とする。

6. 評価結果の今後の活用

- 本研究プロジェクトで得た成果のうち未公表の内容については、規制活動における活用を促進するため、適宜審査等の状況も踏まえながら、論文等による公表を今後も進める。

(主な成果の公表)

- 論文（査読付）
 - ① T. Matsu' ura, 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.
 - ② T. Matsu' ura, et al., “Late Quaternary tephrostratigraphy and cryptotephrostratigraphy of core MD012422: Improving marine tephrostratigraphy of the NW Pacific”, Quaternary Science Reviews. (投稿中)

VIII. 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))

1. 研究プロジェクトの目的

- 現行規制基準では、「将来活動する可能性のある断層等」が定義されており、その認定に当たっては、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約 40 万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価することを求めている。そこで、地球物理学的調査、深部ボーリング調査等に基づく地質構造の把握に関する具体的な留意点及び知見を蓄積する。
- 断層の活動年代は通常、断層の上部に堆積した地層の年代に基づき特定又は推定するが、断層本体の性状や物質（断層破碎物質）から直接的な年代値を定量的に示すことができれば、断層の活動性を効率的に評価できる。そこで、断層破碎物質を用いた断層の定量的、定性的な活動性評価手法の整備に関する具体的な留意点及び知見を蓄積する。

2. 研究概要

- 下北半島、若狭地域及び茨城北部地域を対象に地球物理学的調査、深部ボーリング調査等を実施し、断層に関連する地下構造、速度構造等を把握するための手法及び断層の検出に関する物理探査手法の適用性を検討した（株式会社地球科学総合研究所、国立大学法人東北大学及び株式会社フグロジャパンへの委託研究を含む。）。
- 野島断層を対象にしたボーリング調査及びトレンチ調査を実施し、異なる深度から得られた断層破碎物質の年代測定及び高速摩擦実験により、断層の直接的年代測定法の有効性について検証した（国立大学法人京都大学への委託研究を含む。）。また、野島断層等を対象にした応力場の測定による断層活動性評価（国立大学法人京都大学への委託研究を含む。）並びに中央構造線を対象にした断層破碎物質の微細構造観察及び鉱物脈の化学分析に基づく断層の活動性評価の事例を蓄積した。

3. 研究成果

- 下北半島陸域の中軸部における深部地下構造及び地下 3km 程度までの中部の精緻な速度構造を把握した。また、若狭地域では、CSAMT 法電磁探査が硬質岩盤中の横ずれ断層の検出に対して適用性が高いこと、茨城北部地域では空中重力偏差法探査が海陸境界の断層構造調査に有効であることを確認した。
- 野島断層を対象にした直接的年代測定及び高速摩擦実験を実施し、深度増加に伴う摩擦発熱の増大が年代リセットに寄与していること、特にルミネッセンス年代測定法（OSL 及び TL）は、後期更新世以降の断層活動の年代測定に有効であることが分かった。また、野島断層等を対象にした応力場の測定の結果、現在の広域

応力場と同様の水平圧縮場が特定され、これらの手法の有効性を確認した。さらに、中央構造線では断層を横断する鉱物脈及びその生成地温を推定し、中央構造線の非活動区間は少なくとも後期更新世以降は活動していないことを把握し、本手法の有効性を改めて確認した。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 電磁気探査により地下の活断層形状を認識する方法は興味深いところではあるが、調査であぶりだされるのは比抵抗構造であり、それから（活）断層構造を理解するにはいくつかの仮定もしくは付随的な情報が必要であり、探査方法のひとつとして認識する必要がある、との意見があった。調査手法の組合せが重要と考えていることから、報告書内においてその旨の記載を追記することとする。
- 上載地層法に代わる、適切な断層の活動性評価法の開発はとても重要なことであるため、国内外の学界でのチャレンジを適切に確認しながら、取り組んでほしい、との意見があった。継続プロジェクトにおいては、さらに適用例を増やしていくこととする。
- 今後は各テーマの主要技術について、論文化を進め客観的な評価を受けることが必要である、との意見があった。今後、論文等として成果を公表していくこととする。

5. 事後評価結果

(1) 項目別評価

① 成果目標の達成状況： A

- 地質構造全体の把握から応力場解析等に基づくテクトニクスの把握及び断層の活動性の評価といった、巨視的視点から微視的視点に至る総合的な断層の活動性の評価手法に関する知見が蓄積できたことから目標を達成した。

② 成果の公表等の状況： C

- 原子力規制庁において、得られた成果を NRA 技術報告として取りまとめ、令和 2 年度上期に公表する予定であるものの、プロジェクト終了時点において、査読付論文等の公表の手続きに至っていないため上記評価とした。なお、研究委託先から、7 件の査読付論文等が公表されている。

③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 検討対象とする地下構造、速度構造の規模、断層の形態を考慮し、地球物理学的調査、深部ボーリング調査等について適切な仕様を選定した。また、断層の活動性評価については年代測定のみならず実験的手法も併用してその有効性を検討したことから、技術的適切性をもって研究が進められたと判断した。

④ 研究マネジメントの適切性： A

- 委託先を含め適切な研究体制を構築した。野島断層を対象にしたボーリング調査では断層破碎帯を貫くための工事が難航し、試料の分析に一部遅れが生じたものの、研究計画の適切な見直しにより期間内に目標を達成していることから、研究マネジメントは適切であると評価する。

⑤ 業務管理の適切性： A

- 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。

⑥ 成果の規制への活用の状況・見通し： B

- 「断層破碎物質を用いた断層の定量的な活動性評価手法の整備」については、将来的には、それぞれの手法を断層の活動性評価に適用する際の留意点や課題等が、規制活動での技術的な判断材料として活用される可能性がある。
- 「断層破碎物質を用いた断層の定性的な活動性評価手法の整備」については、実際の断層の活動性評価の事例となる。
- 本研究の知見は、今後の規制活動に必要な知見となることが考えられるものの、現時点では規制への活用は限定的である。

(2) 総合評価

- 評価結果： C^{注4}
- 評価コメント：

おおむね計画どおりに調査・研究が進められ、断層破碎物質を用いた断層の定量的及び定性的な活動性評価手法に関する知見を得ることができたものの、プロジェクト終了時点において、査読付論文等の公表に至っていないこと、また地質構造の把握に関する知見の一部が規制に活用されたものの、安全研究プロジェクト全体としては限定的であったことから上記評価とする。

6. 評価結果の今後の活用

- 本研究プロジェクトの成果を NRA 技術報告等として取りまとめ、速やかに公表を行う。また、今後行う研究プロジェクトにおいては、成果の公表を研究計画に含め積極的な公表に努める。

(主な成果の公表)

- NRA 技術報告
 - ①宮脇昌弘、「断層破碎物質を用いた断層の直接的な活動年代評価手法」、NRA 技術報告 (作成中)

^{注4} ②成果の公表等の状況に関する評語が最下位 (C) であったため、評価実施要領に従い、総合評価の基礎として算出した評語 (B) を一段階下げCとなる。

材料技術評価検討会 名簿

(五十音順)

委員

- | | |
|-------|-----------------------------|
| 笠原 直人 | 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻教授 |
| 松本 聡 | 芝浦工業大学大学院理工学研究科電気電子情報工学専攻教授 |
| 望月 正人 | 大阪大学大学院工学研究科マテリアル生産科学専攻教授 |

専門技術者

- | | |
|-------|------------------|
| 岡本 達希 | 関東学院大学工学総合研究所研究員 |
|-------|------------------|

シビアアクシデント技術評価検討会 名簿

(五十音順)

委員

- | | |
|-------|-----------------------------|
| 糸井 達哉 | 東京大学大学院工学系研究科建築学専攻准教授 |
| 牟田 仁 | 東京都市大学大学院総合理工学研究科共同原子力専攻准教授 |
| 守田 幸路 | 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
リスク評価グループ担当部長 |
| 高橋 浩道 | 三菱重工業株式会社原子力事業部炉心・安全技術部
主幹プロジェクト統括 |
| 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担当主幹 |

地震・津波技術評価検討会委員 名簿

(五十音順)

委員

- | | |
|-------|---|
| 岩田 知孝 | 京都大学防災研究所教授 |
| 酒井 直樹 | 国立研究開発法人防災科学技術研究所
先端的研究施設利活用センター副センター長 |

専門技術者

- | | |
|-------|---|
| 梅木 芳人 | 一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター
研究コーディネーター（自然外部事象分野） |
| 土志田 潔 | 一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター上席研究員 |
| 松山 昌史 | 一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター
企画運営チーム研究副参事 |

安全研究に係る追跡評価結果（自己評価）

令和 2 年 6 月 1 7 日
原子力規制庁

1. 評価対象プロジェクトと調査結果

今回追跡評価の対象としたのは、平成 27 年度～29 年度に終了した安全研究プロジェクト 27 件である。成果の公表実績及び規制活動における活用実績について、研究分野ごとに集約した結果を別添 2-1 に、主な実績を別添 2-2 及び別添 2-3 に、安全研究プロジェクトごとのまとめを別添 2-4 に示す。

2. 評価結果

（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、査読付論文等 93 件として公表され、うち 46 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。特に、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た外部事象及びシビアアクシデント（軽水炉）の分野について比較的多くの研究が行われ、プロジェクトに紐づく論文等（それぞれ 41 件、14 件。うち、プロジェクト終了後はそれぞれ 23 件、7 件。）の公表も積極的に行われた。熱流動・核特性分野からも、着実に成果の公表が行われている。

一方、特定原子力施設、放射性廃棄物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も規制庁職員による成果公表が行われていない。進行中の審査や基準類の策定など至近の規制ニーズに対応することを主要な目的としたプロジェクトであったこと等が原因として挙げられる。現在では、「安全研究プロジェクトの評価実施要領」（平成 31 年 4 月 16 日原子力規制庁長官決定）が定められたことなどにより、安全研究プロジェクトの定義や、成果公表を含め規制庁研究職に求められる役割が明確化されたことから、現在行われているプロジェクトについては、このような状況は今後改善されると考える。

（2）成果の規制活動における活用について

成果の規制活動における活用については、おおむね全ての分野において、成果が規制活動（審査・検査、基準類の策定・改定など）に活用されている。全体 53 件のうち 36 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、むしろ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、活用実績が比較的多いが、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る。火災防護分野については、高エネルギーアーク損傷対策を中心に、11 件（うち、プロジェクト終了後は 8 件）の規則及びガイド類の制定又は改定で成果が活用されており、規制活動への顕著な貢献が認められた。核燃料サイクル施設や放射性廃棄物分野についても一定の規制活動への反映が確認できたが、燃料や特定原子力施設分野については活用実績がなかった。これら

の分野で行われたプロジェクトは、見込まれる技術導入や施設整備に対応する規制のための知見を取得したものであり、今後の活用が期待される。

(3) 結論

以上のことから、平成 27 年度～29 年度に終了した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における活用が見られたが、一部の研究分野では、成果公表に課題があった。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。

成果の公表実績及び活用実績の概要（研究分野ごとに集約）※1

No.	研究分野	対象プロジェクト数	成果の公表実績				成果の規制活動における活用実績			
			NRA 技術報告	論文 (査読付)	国際会議 プロシー ーディング グ (査読付)	合計 (分野ごと)	基準類の 策定・改 定におけ る活用	審査、検 査等にお ける活用	その他	合計 (分野ごと)
1	外部事象	5	4(1)	25(16)	12(6)	41(23)	1(0)	7(4)	3(3)	11(7)
2	火災防護	1	2(0)※2	3(2)	1(1)	6(3)	11(8)	1(0)	1(0)	13(8)
3	リスク評価	2	1(0)	1(0)	1(0)	3(0)	2(1)	1(1)	2(1)	5(3)
4	シビアアクシデント (軽水炉)	3	2(0)	7(6)	5(1)	14(7)	0(0)	3(2)	0(0)	3(2)
5	熱流動・核特性	5	2(0)	5(3)	7(4)	14(7)	0(0)	4(2)	0(0)	4(2)
6	燃料	1	0(0)	2(1)	7(0)	9(1)	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)
7	材料・構造	1	2(2)	1(1)	0(0)	3(3)	0(0)	1(1)	3(3)	4(4)
8	特定原子力施設	2	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)
9	核燃料サイクル施設	4	0(0)	2(2)※3	1(0)	3(2)	0(0)	4(2)	0(0)	4(2)
10	放射性廃棄物	1	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)	2(2)	3(2)	5(4)
11	原子力災害対策	2	0(0)	0(0)	0(0)	0(0)	2(2)	0(0)	2(2)	4(4)
合計		27	13(3)	46(31)	34(12)	93(46)	16(11)	23(14)	14(11)	53(36)

※1：本表における件数は、別添 2-4 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：NRA 技術報告と同等の報告書として、米国原子力規制委員会の NUREG 報告書の 1 件をここに含めた。

※3：1 報は投稿中。

別添 2-2：主な成果の公表実績（発行した NRA 技術報告）

別添 2-3：主な成果の活用実績（成果を活用して策定・改訂された基準類）

別添 2-4：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）

主な成果の公表実績（発行した NRA 技術報告）

No.	分野	タイトル等
1	外部事象	「防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数の適用範囲について」、NRA 技術報告、NTEC-2014-4001、平成 26 年
2		「防潮堤に作用する津波段波の影響について」、NTEC-2015-4001、平成 27 年
3		「防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数について」、NTEC-2016-4001、平成 28 年
4		「確率論的津波ハザード評価に係る手法の提案-プレート間地震による津波波源の設定方法とその適用例-」、NTEC-2018-4001、平成 30 年
5	火災防護	「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷 (HEAF) に関する分析」、NTEC-2016-1002、平成 28 年
6		“Nuclear regulatory authority experimental program to characterize and understand high energy arcing fault (HEAF) phenomena”, U. S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/IA-0470, Volume 1, 2016.
7	リスク評価	「航空機落下事故に関するデータ」、NTEC-2016-2002、平成 28 年
8	シビアアクシデント (軽水炉)	「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析 (PWR)」、NTEC-2014-2001、平成 26 年
9		「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析 (BWR)」、NTEC-2016-2001、平成 28 年
10	熱流動・核特性	「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (PWR)」、NTEC-2014-1001、平成 26 年
11		「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (BWR)」、NTEC-2016-1001、平成 28 年
12	材料・構造	「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響」、NTEC-2019-1001、令和元年
13		「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析」、NTEC-2019-1002、令和元年

※ No. 4、12 及び 13 は安全研究プロジェクト終了以降の実績

※ NRA 技術報告と同等の報告書として、米国原子力規制委員会の NUREG 報告書の 1 件 (No. 6) を本表に含めた。

主な成果の活用実績（成果を活用して策定・改訂された基準類）

No.	分野	タイトル	備考
1	外部事象	実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド（原規技発第 1311273 号（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定））	制定に活用
2	火災防護	実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（原規技発第 1306195 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））	制定に活用
3		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））	制定に活用
4		原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第 13061912 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））	制定に活用
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（平成二十五年原子力規制委員会規則第六号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））	改正（平成 29 年 7 月 19 日）に活用
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（平成二十五年原子力規制委員会規則第十号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））	改正（平成 29 年 7 月 19 日）に活用
7		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（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定））	改正（平成 29 年 7 月 19 日）に活用
8		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（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定））	改正（平成 29 年 7 月 19 日）に活用
9		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））	改正（平成 29 年 7 月 19 日）に活用
10		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））	改正（平成 29 年 7 月 19 日）に活用
11		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（原規技発第 1707196 号（平成 29 年 7 月 19 日原子力規制委員会決定））	制定に活用

No.	分野	タイトル	備考
12		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））	改正（平成29年7月19日）に活用
13	リスク評価	実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド（原規技発第1311273号（平成25年11月27日原子力規制委員会決定））	制定に活用
14		有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（原規技発第170452号（平成29年4月5日原子力規制委員会決定））	制定に活用
15	原子力災害対策	原子力災害対策指針（平成24年10月31日制定）	改正（平成29年7月5日）に活用
16		原子力災害対策指針（平成24年10月31日制定）	改正（令和2年2月5日）に活用

※No. 5～12、14、15 及び 16 は安全研究プロジェクト終了以降の実績

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）

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
1	(1)横断的原子力安全	①外部事象	震源断層評価技術の整備	H25(2013)～ H28(2016)	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①Matsu'ura, T., et al., “Late Quaternary tephrostratigraphy and cryptotephrostratigraphy of deep-sea sequences (Chikyu C9001C cores) as tools for marine terrace chronology in NE Japan”, Quaternary Geochronology, Vol. 23, pp. 63-79, 2014.</p> <p>②Matsu'ura, T., et al., “Late Quaternary uplift rate inferred from marine terraces, Muroto Peninsula, southwest Japan: Forearc deformation in an oblique subduction zone”, Geomorphology, Vol. 234, pp. 133-150, 2015.</p> <p>③Matsu'ura, T., et al., “Using <u>tephrostratigraphy and cryptotephrostratigraphy to re-evaluate and improve the Middle Pleistocene age model for marine sequences in northeast Japan (Chikyu C9001C)</u>”, Quaternary Geochronology, Vol. 40, pp. 129-145, 2017.</p> <p>④Matsu'ura, T., et al., “Late Quaternary <u>crustal shortening rates across thrust systems beneath the Ou Ranges in the NE Japan arc inferred from fluvial terrace deformation</u>”, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 140, pp. 13-30,</p>	<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①新規制基準適合性の地質・地質構造（柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉、六ヶ所再処理施設等）に係る審査支援に活用</p> <p>②新規制基準適合性の地質・地質構造（大間原子力発電所）に係る審査支援に活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を 6 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、新規制基準適合性の審査支援で活用された。

*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	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<p>2017.</p> <p>⑤Matsu'ura, T., et al., "Use of amphibole chemistry for detecting tephtras in deep-sea sequences (Chikyu C9001C cores) and developing a middle Pleistocene tephrochronology for NE Japan", <u>Quaternary International</u>, Vol. 456, pp. 163-179, 2017.</p> <p>⑥Matsu'ura, T., et al., "Detection of Late Pleistocene tephtras and cryptotephtras using major element chemistry of glass shards from Chikyu C9001C cores, NW Pacific Ocean", <u>JAMSTEC Research and Development</u>, Vol. 26, pp. 1-20, 2018.</p>		
2	(1)横断的原子力安全	①外部事象	地震動評価技術の整備	H24(2012)～ H28(2016)	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①小林源裕ほか、「地盤不均質性を考慮した高周波数領域におけるS波の減衰特性の評価とその解釈」、<u>日本地震工学会論文集</u>、第14巻、第5号、pp.82-101、平成26年</p> <p>②小林源裕ほか、「地表観測記録の強震／弱震スペクトル比(S/Wスペクトル)に基づく強震時における水平地震動の評価法の検討」、<u>日本地震工学会論文集</u>、第15巻、第4号、pp.16-39、平成27年</p> <p>③小林源裕ほか、「表層の低速度層を考慮した地震動の簡易数値解析手法の検討」、<u>日本地震工学会論文集</u>、第16巻、第2号、pp.40-63、平成28年</p> <p>④小林源裕ほか、「地盤不均質性に基づく地震動の空間変動の評価に関する検討」、<u>日本地震工学会論文集</u>、第17巻、第2号、pp.38-61、平成29年</p>	<p>【その他】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・成果の一部をまとめて下記原子力規制委員会に報告した。 ①平成29年度第6回原子力規制委員会(平成29年4月26日)、資料2:熊本地震の分析について 	<ul style="list-style-type: none"> ・研究成果を5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。 ・研究成果の一部をまとめて原子力規制委員会に報告し、技術的議論に活用された。

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					⑤小林源裕ほか、「2016年熊本地震最大前震(Mj6.5)のKiK-net 益城観測点における大加速度振幅の要因分析及び基盤地震動の推定」、日本地震工学会論文集、第17巻、第4号、pp.101-139、平成29年		
3	(1)横断的原子力安全	①外部事象	津波ハザード関連評価技術の整備	H25(2013)～ H28(2016)	<p>【NRA 技術報告】</p> <p>①杉野英治ほか、「確率論的津波ハザード評価に係る手法の提案-プレート間地震による津波波源の設定方法とその適用例-」、NRA 技術報告、NTEC-2018-4001、平成30年</p> <p>【論文(査読付)】</p> <p>①杉野英治ほか、「プレート間地震による津波の特性化波源モデルの提案」、日本地震工学会論文集、第14巻、第5号、pp.1-18、平成26年</p> <p>②杉野英治ほか、「確率論的津波ハザード評価における津波想定の影響」、日本地震工学会論文集、第15巻、第4号、pp.40-61、平成27年</p> <p>③Sugino, H., et al., “Effects of the model for scenario tsunami on the probabilistic tsunami hazard assessment”, Journal of JAEE, Vol. 16, No. 7, pp. 52-76, 2016. [Original Paper published in 2015 in Japanese]</p> <p>④杉野英治ほか、「破壊伝播特性の不確かさ影響を考慮した確率論的津波ハザード評価手法」、日本地震工学会論文集、第17巻、第2号、pp.108-127、平成29年</p>	<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①新規制基準適合性の基準津波(女川原子力発電所、東海第二発電所等)に係る審査支援に活用</p> <p>②新規制基準適合性の基準津波(女川原子力発電所、浜岡原子力発電所、東通原子力発電所等)に係る審査支援に活用</p> <p>【その他】</p> <ul style="list-style-type: none"> 学術的かつ実務的価値が認められ、以下の学会規格で引用されるとともに、事業者の評価及び審査で活用されている。 <p>①土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術2016」(平成28年9月)</p> <p>②日本原子力学会「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2016」(平成29年3月)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を1報のNRA 技術報告及び6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、新規制基準適合性の審査支援で活用された。

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<p>⑤内田淳一ほか、「日本海東縁部における広域的地殻構造境界の津波波源の設定-認識論的不確実さ要因の一つとして-」、日本地震工学会論文集、第19巻、第4号、pp.122-155、令和元年</p> <p>⑥佐藤太一ほか、「確率論的手法を用いた海底地すべり危険度判定手法の構築」、日本地震工学会論文集、第19巻、第6号、pp.6_283-6_295、令和元年</p>		
4	(1)横断的原子力安全	①外部事象	外部事象に係る構造健全性関連研究	H24(2012)～H28(2016)	<p>【NRA 技術報告】</p> <p>①石田暢生ほか、「防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数の適用範囲について」、NRA 技術報告、NTEC-2014-4001、平成 26 年</p> <p>②石田暢生ほか、「防潮堤に作用する津波段波の影響について」、NRA 技術報告、NTEC-2015-4001、平成 27 年</p> <p>③石田暢生ほか、「防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数について」、NRA 技術報告、NTEC-2016-4001、平成 28 年</p> <p>【論文(査読付)】</p> <p>①森谷寛ほか、「段波の作用を受ける直立壁式の防潮堤の構造応答に着目した津波波力評価」、土木学会論文集 B2 (海岸工学)、第 72 巻、第 2 号、pp.I_1027-I_1032、平成 28 年</p> <p>②太田良巳ほか、「斜め衝突による表面破壊深さ評価に係る一考察」、土木学会構造工学論文集、第 63A 巻、pp.1132-1140、平成 29 年</p>	<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①新規制基準適合性の耐津波設計(防潮堤に作用する津波波力評価手法)(泊発電所等)に係る審査支援に活用</p> <p>②新規制基準適合性の耐津波設計(防潮堤に作用する津波波力評価手法)(女川原子力発電所、東海第二発電所、島根原子力発電所 2 号炉等)に係る審査支援に活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を 3 報の NRA 技術報告及び 6 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、新規制基準適合性の審査支援で活用された。

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<p>③太田良巳ほか、「鉄筋コンクリート版への衝突実験に係る数値シミュレーション解析:IRIS ベンチマークプロジェクト」、<u>コンクリート工学年次論文集、第40巻、第2号、pp.697-702、平成30年</u></p> <p>④太田良巳ほか、「柔飛翔体の衝突による鉄筋コンクリート板の局部損傷評価に関する実験的研究」、<u>土木学会構造工学論文集、第65A巻、pp.890-900、令和元年</u></p> <p>⑤Azuma, K., et al., “Closed-form stress intensity factor solutions for surface cracks with large aspect ratios in plates”, <u>Journal of Pressure Vessel Technology, Vol. 142, No. 2, PVT-19-1109, 2019.</u></p> <p>⑥Azuma, K., et al., “Effects of crack closure on the fatigue crack growth rates of ferritic steels subjected to severe reversing loads”, <u>Journal of Pressure Vessel Technology. (in press)</u></p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Doi, H., et al., “Simulation on propagation and coalescence of fatigue crack by automatic three-dimensional finite element crack propagation system”, <u>Proceedings of 2016 ASME Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2016), Vancouver, Canada, 2016, PVP2016-63151.</u></p> <p>②Azuma, K., et al., “Closed-form stress intensity factor solutions for deep surface cracks in cylinders subjected to global bending”, <u>Proceedings of 2017 ASME</u></p>		

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<p><u>Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2017), Waikoloa, USA, 2017, PVP2017-65198.</u></p> <p>③<u>Azuma, K., et al., “Closed-form stress intensity factor solutions for deep surface cracks in plate”, Proceedings of 2017 ASME Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2017), Waikoloa, USA, 2017, PVP2017-66092.</u></p> <p>④<u>Azuma, K., et al., “Study on the relationship between interaction factors and stress intensity factor for elliptical flaws”, Proceedings of 2017 ASME Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2017), Waikoloa, USA, 2017, PVP2017-65199.</u></p> <p>⑤<u>Ohta, Y., et al., “A study for evaluating local damage to RC panels subjected to oblique impact. Part1: A study for evaluating local damage caused by oblique impact of rigid projectiles”, Proceedings of the 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE25), Shanghai, China, 2017, pp. V002T03A016.</u></p> <p>⑥<u>Azuma, K., et al., “Fatigue crack growth in low alloy steels under tension-compression loading in air”, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2018), Prague, Czech Republic, 2018, PVP2018-84467.</u></p> <p>⑦<u>Toriyama, T., et al., “A method for evaluating the maximum tsunami loadings on seawalls”, Proceedings of</u></p>		

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					36 th Conference on Coastal Engineering, Baltimore, Maryland, 2018, pp. papers.91.		
5	(1)横断的原子力安全	①外部事象	地震・津波等に係るリスク評価関連手法等の整備	H24(2012)～ H28(2016)	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①舟山京子ほか、「シビアアクシデント時の複数の放射性雲による敷地境界近傍への影響に関する分析」、日本原子力学会和文論文誌、第16巻、第4号、pp.191-196、平成29年</p> <p>②Azuma, K., et al., “Interaction factors for two elliptical embedded cracks with a wide range of aspect ratios”, AIMS Materials Science, Vol. 4, No. 2, pp. 328-339, 2017.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Kondo, K., “Development of multi-unit level-1 seismic PRA model, International Technical Workshop on Multi-Unit Probability Safety Assessment (PSA)”, Canada, 2014.</p> <p>②Kondo, K., et al., “Development of multi-unit seismic response correlation and level-1 seismic PRA model”, Transactions of 23rd International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-23), Manchester, United Kingdom, 2015.</p> <p>③Azuma, K., et al., “Evaluation of stress intensity factor interactions between adjacent flaws with large aspect ratios”, Proceedings of the 2015 ASME Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2015), Boston, USA, 2015,</p>	<p>【基準類の策定・改定における活用】</p> <p>・下記のガイドの制定に活用</p> <p>①実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド(原規技発第1311273号(平成25年11月27日原子力規制委員会決定))</p> <p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①新規制基準適合性に係る発電用原子炉(島根原子力発電所等)の審査支援に活用</p>	<p>・研究成果を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。</p> <p>・本研究で得た知見は、新規制基準適合性の審査支援で活用された。</p>

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					PVP2015-45063. ④Azuma, K., et al., "Stress intensity factor solutions for circumferential surface Cracks with large aspect ratios in pipes subjected to global bending", Proceedings of the 2016 ASME Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2016), Vancouver, Canada, 2016, PVP2016-63424. ⑤Azuma, K., et al., "Characterization of interaction between elliptical subsurface flaws", Proceedings of the 2016 ASME Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2016), Vancouver, Canada, 2016, PVP2016-63429.		
6	(1)横断的原子力安全	②火災防護	火災防護対策の高度化に係わる調査・試験	H23(2011)～H28(2016)	【NRA 技術報告】 ①梶島一ほか、「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」、NRA 技術報告、NTEC-2016-1002、平成 28 年 【論文(査読付)】 ①Ishibashi, T., et al., "Clogging of the HEPA filter by soot at the fire event in the nuclear fuel cycle facilities", Nuclear Technology, Vol. 187, No. 1, pp. 57-68, 2014. ②梶島一ほか、「原子力発電所用電力・制御ケーブルの火災時燃焼特性の実験的評価」、日本原子力学会誌「アトモス」、第 60 巻、第 7 号、pp.15-19、平成 30 年 ③Kabashima, H., et al., "Experimental study of high energy arcing faults using	【基準類の策定・改定における活用】 ・下記のガイド類の制定に活用 ①実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準(原規技発第 1306195 号(平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定)) ②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)) ③原子力発電所の外部火災影響評価ガイド(原規技発第 13061912 号(平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定)) ・下記の規則等の改正に活用(平成 29 年 8 月 8 日施行) ④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	・研究成果を 1 報の NRA 技術報告及び 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、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で活用された。

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<p>medium voltage metalclad switchgears”, Nuclear Technology, Vol. 205, No. 5, pp. 694-707, 2019.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Kabashima, H., “Fire safety regulation on high energy arcing faults (HEAF)”, Proceedings of TSOs Conference 2018, Brussels, Belgium, 2018, Paper ID No. 93.</p> <p>【その他】</p> <p>①Tsuchino, S., et al., “Nuclear regulatory authority experimental program to characterize and understand high energy arcing fault (HEAF) phenomena”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/IA-0470, Volume 1, 2016.</p>	<p>五年原子力規制委員会規則第六号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))</p> <p>⑤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(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))</p> <p>⑥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(平成25年11月27日原子力規制委員会決定))</p> <p>⑦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(平成25年11月27日原子力規制委員会決定))</p> <p>⑧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))</p> <p>⑨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>・下記のガイドの新規制定に活用(平成29年8月8日制定)</p> <p>⑩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(原規技発第1707196号(平成29年7月19日原子力規制委員会決定))</p>	

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
						<p>・ 下記の関連するガイドの改正に活用 (平成 29 年 8 月 8 日制定)</p> <p>①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、検査等における活用】</p> <p>①上記ガイド類が、原子力発電所の火災防護に係る適合性審査されている。また、核燃料施設等の火災防護に係る適合性審査に準用されている。</p> <p>【その他】</p> <p>・ 成果の一部をまとめて下記原子力規制委員会に報告した。</p> <p>①平成 27 年度第 32 回原子力規制委員会(平成 27 年 10 月 7 日)、資料 2: 高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する安全研究について(中間報告)</p>	
7	(2)原子炉施設	①リスク評価	被ばく評価手法の高度化研究	H18(2006)～ H28(2016)	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①舟山京子ほか、「非スプレー空間を含む格納容器内のエアロゾル状放射性物質のスプレー除去に関する簡易解析手法の開発」、日本原子力学会和文論文誌、第 14 巻、第 1 号、pp.64-74、平成 27 年</p>	<p>【基準類の策定・改定における活用】</p> <p>・ 下記のガイドの制定に活用</p> <p>①実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド(原規技発第 1311273 号(平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定))</p> <p>②有毒ガス防護に係る影響評価ガイド(原規技発第 170452 号(平成 29 年 4 月 5 日原子力規制委員会決定))</p>	<p>・ 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。</p> <p>・ 本研究で得た知見は、ガイドの制定に活用されるとともに、新規制基準適合性の審査支援で活用された。</p>

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
						<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①新規制基準適合性に係る発電用原子炉(女川原子力発電所2号炉、美浜発電所3号炉、高浜発電所1・2・3・4号炉、大飯発電所3・4号炉、伊方発電所3号炉、川内原子力発電所1・2号炉、玄海原子力発電所3・4号炉、島根原子力発電所2号炉、柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉)の審査支援に活用</p> <p>【その他】</p> <p>①有毒ガス影響評価に係る基準類の策定に向けて、原子力規制委員会及び公開の検討チーム会合の資料に活用された。</p>	
8	(2)原子炉施設	①リスク評価	PRAの活用に係る検討と基盤整備	H26(2014)～H28(2016)	<p>【NRA技術報告】</p> <p>①西尾正英ほか、「航空機落下事故に関するデータ」、NRA技術報告、NTEC-2016-2002、平成28年</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Koriyama, T., et al., “Study on Risk-Informed In-Service Inspection for PWR”, Proceedings of 13th Probabilistic Safety Assessment and Management Conference (PSAM-13), Seoul, Korea, 2016.</p>	<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①新規制基準適合性に係る発電用原子炉(島根原子力発電所2号炉)の審査支援に活用</p> <p>【その他】</p> <p>①検査制度の見直しに係るワーキンググループ及び検討チームにおいて、PRAに係る知見が検査制度の見直しに係る検討に活用された。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を1報のNRA技術報告及び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、新規制基準適合性の審査支援で活用されるとともに、検査制度見直しに係る検討で活用された。
9	(2)原子炉施設	②シビアアクシデント(軽水炉)	軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発(シビアアクシ)	H22(2010)～H28(2016)	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①Okawa, T., et al., “Modeling and Verification of Three-Dimensional Simulation for BWR In-Vessel Core Degradation”, Annals of Nuclear Energy,</p>	<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①新規制基準適合性に係る格納容器破損防止対策(東海第二発電所、柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉等)における審査支援に活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を4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

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
			デント試験と国産解析コード開発(～H26)		<p>Vol. 101, pp. 182-195, 2017.</p> <p>②Okawa, T., et al., “Physical Model Features and Validation Status of Three-Dimensional Simulation Model for BWR In-Vessel Core Degradation”, <u>Annals of Nuclear Energy</u>, Vol. 105, pp. 168-183, 2017.</p> <p>③Hotta, A., et al., “Development of debris bed cooling evaluation Code, DPCOOL, based on heating porous media submerged in two-phase pool”, <u>Journal of Nuclear Science and Technology</u>, Vol. 56, No. 1, pp. 55-69, 2019.</p> <p>④Hotta, A., et al., “Experimental and analytical investigation of formation and cooling phenomena in high temperature debris bed”, <u>Journal of Nuclear Science and Technology</u>, Vol. 57, No. 4, pp. 353-369, 2020.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Okawa, T., et al., “Development of mechanistic core degradation analysis code and plan for validation experiments toward the regulation of Fukushima Daiichi NPS”, <u>Proceedings of the 2013 ANS Winter Meeting and Technology Expo</u>, Washington, DC, USA, 2013.</p> <p>②Okawa, T., et al., “Multifunction model features and current status for BWR core degradation”, <u>Proceedings of 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2016)</u>, San Francisco, USA, 2016.</p>		は、新規制基準適合性の審査支援で活用された。

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<p>③Okawa, T., et al., "Validation of multifunction model for BWR core degradation on DF-4, QUENCH-06 and CORA Experiment", Proceedings of Nuclear Materials Conference (NuMat2016), Montpellier, France, 2016.</p> <p>④Okawa, T., et al., "<u>Validation progress and exploratory analyses of three-dimensional simulation model for BWR in-vessel core degradation</u>", Proceedings of 8th Conference on Severe Accident Research (ERMSAR 2017), Warsaw, Poland, 2017.</p>		
10	(2)原子炉施設	②シビアアクシデント(軽水炉)	シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備	H25(2013)～ H27(2015)	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> 本研究の成果は、安全研究プロジェクト「規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究」(平成29～令和3年度)において、PRA知見の拡充に活用されている。現時点においては、本知見の規制活動への直接の活用実績はないが、今後、検査等において事業者PRAモデルの妥当性確認に活用されることが見込まれる。
11	(2)原子炉施設	②シビアアクシデント(軽水炉)	軽水炉の重大事故に係る知見の整備	H22(2010)～ H28(2016)	<p>【NRA技術報告】</p> <p>①星陽崇ほか、「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析</p>	<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①新規規制基準適合性に係る格納容器破損防止対策における審査支援に活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を2報のNRA技術報告及び3編の論文(査読付)とし

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<p>(PWR)」、NRA 技術報告、NTEC-2014-2001、平成 26 年</p> <p>②星陽崇ほか、「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)」、NRA 技術報告、NTEC-2016-2001、平成 28 年</p> <p>【論文(査読付)】</p> <p>①Nishimura, T., et al., “Current research and development activities on fission products and hydrogen risk after the accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 47, No. 1, pp. 1-10, 2015.</p> <p>②堀田亮年ほか、「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、第 16 巻、第 3 号、pp.139-152、平成 29 年</p> <p>③Andreani, M., Nishimura T., et al., “Synthesis of a CFD benchmark exercise based on a test in the PANDA facility addressing the stratification erosion by a vertical jet in presence of a flow obstruction”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 354, 2019.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Andreani, M., Nishimura, T., et al., “Synthesis of a blind CFD benchmark exercise based on a test in the PANDA facility addressing the stratification erosion by a vertical jet in presence of a flow obstruction”, Proceedings of</p>	<p>②川内原子力発電所 1 号炉等の安全性向上評価の確認に活用</p>	<p>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及び安全性向上評価の確認において活用された。</p>

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					Computational Fluid Dynamics for Nuclear Reactor Safety-6 (CFD4NRS-6), Cambridge, USA, 2016.		
12	(2)原子炉施設	③熱流動・核特性	詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備(Phase-2)(熱流動・核特性安全解析手法の整備(Phase-2)(~H28))	H25(2013)~H29(2017)	<p>【NRA 技術報告】</p> <p>①市川涼子ほか、「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(PWR)」、NRA 技術報告、NTEC-2014-1001、平成 26 年</p> <p>②上原宏明ほか、「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(BWR)」、NRA 技術報告、NTEC-2016-1001、平成 28 年</p> <p>【論文(査読付)】</p> <p>①Yamamoto, T., et al., “Feedback on neutron capture cross sections of ^{238}Pu and ^{241}Am from analysis of measured isotopic compositions of irradiated LWR fuels and MOX core physics experiments”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 53, No. 8, pp. 1235-1242, 2015.</p> <p>②Yamamoto, T., et al., “Analysis of fuel temperature effects on reactivity of light water reactor fuel assemblies by using MVP2 adopting an exact resonance elastic scattering model experiments”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 53, No. 10, pp. 1662-1671, 2015.</p> <p>③Yamamoto, T., et al., “Nuclide inventory calculation based on mock-up fuel assemblies for Fukushima Dai-ichi NPP Units 1, 2 and 3”, Journal of Nuclear</p>	<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①NRA 技術報告①の内容が、新規規制基準適合性に係る発電用原子炉(川内原子力発電所 1・2 号炉、玄海原子力発電所 3・4 号炉、大飯発電所 3・4 号炉)の審査支援に活用</p> <p>②NRA 技術報告①②の内容が、新規規制基準適合性に係る発電用原子炉(玄海原子力発電所 3・4 号炉、大飯発電所 3・4 号炉、柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉、東海第二発電所)の審査支援に活用</p>	<p>・研究成果を 2 報の NRA 技術報告及び 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。</p> <p>・本研究で得た知見は、新規規制基準適合性の審査支援で活用された。</p>

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<p>Science and Technology, Vol. 55, No. 12, pp. 1496-1507, 2018.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Yamamoto, T., et al., “Validation of ORIGEN2 coupled with JENDL4.0 base libraries for isotopic compositions of irradiated light water reactor fuels”, Proceedings of the International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR2014), Kyoto, Japan, 2014.</p> <p>②Yamamoto, T., et al., “Analysis of temperature effects on reactivity of light water reactor fuel assemblies by using MVP2 adopting an exact resonance elastic scattering model”, Proceedings of the Joint International Conference on Mathematics and Computation, Supercomputing in Nuclear Applications and the Monte Carlo Method (M&C+SNA+MC2015), Nashville, USA, 2015.</p> <p>③Fujita, T., “Analysis of the SPERT-III E-Core experiments using CASMO5 and TRACE/PARCS codes with JENDL-4.0 library”, Proceedings of the PHYSOR 2018: Reactor Physics Paving The Way Towards More Efficient Systems, Cancun, Mexico, 2018.</p> <p>④Fujita, T., “Uncertainty analysis of OECD/NEA UAM benchmark phase I using CASMO5/SIMULATE-5 with JENDL-4.0 library and covariance data”, Proceedings of ANS International</p>		

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<u>Conference on Best-Estimate Plus Uncertainties Methods (BEPU-2018), Lucca, Italy, 2018.</u>		
13	(2)原子炉施設	③熱流動・核特性	多重故障事象の影響評価に関する研究(多重事故事象の安全評価手法の整備(~H26))	H25(2013)~H28(2016)	【NRA 技術報告】 ①市川涼子ほか、「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(PWR)」, NRA 技術報告、NTEC-2014-1001、平成 26 年 ②上原宏明ほか、「炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(BWR)」, NRA 技術報告、NTEC-2016-1001、平成 28 年	【審査、検査等における活用】 ①NRA 技術報告①の内容が、新規制基準適合性に係る発電用原子炉(川内原子力発電所 1・2 号炉、玄海原子力発電所 3・4 号炉、大飯発電所 3・4 号炉)の審査支援に活用された。 ②NRA 技術報告①②の内容が、新規制基準適合性に係る発電用原子炉(玄海原子力発電所 3・4 号炉、大飯発電所 3・4 号炉、柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉、東海第二発電所)の審査支援に活用された。	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を 2 報の NRA 技術報告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で活用された。
14	(2)原子炉施設	③熱流動・核特性	使用済燃料の臨界防止裕度の定量的な評価(Phase-1)	H25(2013)~H27(2015)	【国際会議のプロシーディング(査読付)】 ①Shiba, S., et al., “Criticality analysis of NCA critical experiments simulating SFP under low moderator density conditions”, Proceedings of the 11th International Conference on Nuclear Criticality safety (ICNC2019), Paris, France, 2019.	なし	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を 1 件の国際会議のプロシーディング(査読付)として公表した。
15	(2)原子炉施設	③熱流動・核特性	高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究(高速炉(もんじゅ)に対する SA 対策の安全審査要件の整備(~H26))	H25(2013)~H29(2017)	【論文(査読付)】 ①Okawa, T., et al., “Modeling and capability of severe accident simulation code, AZORES to analyze n-Vessel Retention for a loop-type sodium-cooled fast reactor”, Progress in Nuclear Energy, Vol. 113, pp. 156-165, 2019. 【国際会議のプロシーディング(査読付)】 ①Ishizu, T., et al., “Validation of Fuel Pin Failure Model of Code Disruptive	なし	<ul style="list-style-type: none"> 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。

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					Accident Analysis Code”, Proceedings of 9 th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS9), Buyeo, Korea, 2014.		
16	(2)原子炉施設	③熱流動・核特性	使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究	H24(2012)～ H29(2017)	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①Tsukamoto, N., “Study on modeling of spray cooling for spent fuel pool accidents”, <u>Journal of Nuclear Science and Technology</u>, Vol. 56, No. 11, pp. 945-952, 2019.</p> <p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Martin, J. and Tsukamoto, N., “An analytical model of plume/droplet interactions for the assessment of spent-fuel-pool spray cooling effectiveness”, <u>Proceedings of NURETH-18, Portland, USA, 2019.</u></p>	なし	<ul style="list-style-type: none"> 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。
17	(2)原子炉施設	④燃料	混合酸化物燃料特性評価に関する研究	H19(2007)～ H28(2016)	<p>【論文(査読付)】</p> <p>①Nakae, N., et al., “Thermal property change of MOX and UO₂ irradiated up to high burnup of 74 GWd/t”, <u>Journal of Nuclear Materials</u>, Vol. 440, No. 1-3, pp. 515-523, 2013.</p> <p>②Kitano, K., et al., “A methodology to predict a fission gas release ratio of MOX fuel with heterogeneous microstructure”, <u>Journal of Nuclear Science and Technology</u>, Vol. 54, No. 11, pp. 1190-1200, 2017.</p>	なし	<ul style="list-style-type: none"> 研究成果を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。また、得られた試験結果等については、速やかに国際会議において公表することができた。 本研究の成果により、MOX燃料に関する現行基準が妥当であることが確認できた。 本研究の成果は、現時点では、直接、規制活動には活用されて

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					<p>【国際会議のプロシーディング(査読付)】</p> <p>①Nakae, N., et al., “Trend in plutonium content of MOX in thermal reactor use and irradiation behavior of MOX with high plutonium content”, Proceedings of the 2007 International LWR Fuel Performance Meeting (TOP FUEL 2009), Paris, France, 2009.</p> <p>②Nakae, N., et al., “Irradiation behavior of MOX fuel under high burnup”, Proceedings of the 2010 LWR Fuel Performance Meeting/TopFuel/WRFPM, Orlando, USA, 2010.</p> <p>③Nakae, N., et al., “Study on irradiation behavior of MOX fuel used in LWR”, Proceedings of International Symposium FONTEVRAUD 7, Avignon, France, 2010, Paper A046-T09.</p> <p>④Nakae, N., et al., “Changes of plutonium distribution and fission gas release in irradiated MOX fuel”, Proceedings of Annual Topical Meeting on Water Reactor Fuel Performance (TopFuel 2012), Manchester, UK, 2012.</p> <p>⑤Nakae, N., et al., “Fission gas release of MOX irradiated to high burnup”, Proceedings of Annual Topical Meeting on Water Reactor Fuel Performance (TopFuel 2012), Manchester, UK, 2012.</p> <p>⑥Nakae, N., et al., “Fission gas release mechanism of MOX and UO₂ fuels”, Proceedings of 2013 LWR Fuel Performance Meeting (Top Fuel 2013), Charlotte, USA, 2013, Paper 8344.</p>		<p>いないが、高燃焼度化等の MOX 燃料設計変更及び国内 MOX 工場で製造された MOX 燃料導入の際の審査に活用されることが見込まれる。</p>

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					⑦Nakae, N., et al., "Fission gas release of MOX with heterogeneous structure", Proceedings of International Symposium FONTEVRAUD 7, Avignon, France, 2014, Paper O-T09-112.		
18	(2)原子炉施設	⑤材料・構造	運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究	H23(2011)～ H28(2016)	<p>【NRA 技術報告】</p> <p>①小嶋正義ほか、「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響」、NRA 技術報告、NTEC-2019-1001、令和元年</p> <p>②皆川武史ほか、「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</p> <p>【論文(査読付)】</p> <p>①Minakawa, T., et al., "Insulation performance of safety-related cables for nuclear power plants under simulated severe accident conditions", IEEJ Transactions on Fundamentals and Materials, Vol. 139, No. 2, pp. 54-59, 2019.</p>	<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①運転期間延長認可申請(東海第二発電所等)の審査及び高経年化技術評価に係る保安規定変更認可申請(泊発電所1号炉、柏崎刈羽原子力発電所2・5号炉、島根原子力発電所2号炉等)の審査に係る支援に活用</p> <p>【その他】</p> <p>①日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2012年版/2013年追補/2014年追補)」及び関連規格に関する技術評価に係る支援に活用(平成30年度第66回原子力規制委員会(平成31年3月13日)、資料5)</p> <p>②NRA 技術報告①②の成果を技術情報検討会において共有し、規制対応の検討に活用された。(第38回技術情報検討会(令和元年9月4日)、39回技術情報検討会(令和元年11月20日))</p> <p>③NRA 技術報告①②の内容を踏まえ、原子力エネルギー協議会との意見交換会において、事業者の対応等について確認を行った。(第3回及び第4回経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会、令和2年5月22日、6月1日)</p>	<p>・研究成果を2報の NRA 技術報告及び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。</p> <p>・本研究で得た知見は、運転期間延長認可申請の審査支援や、原子力エネルギー協議会との技術的意見交換に活用された。</p>

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
19	(2)原子炉施設	⑥特定原子力施設	福島第一原子力発電所事故による放射性廃棄物の取扱いに関する研究	H26(2014)～ H28(2016)	なし	なし	・実施期間中に蓄積した水処理二次廃棄物等の福島第一原子力発電所の廃棄物特性に係る知見は、特定原子力施設に係る実施計画審査等への活用が見込まれる。
20	(2)原子炉施設	⑥特定原子力施設	破損燃料輸送に係る技術調査	H24(2012)～ H28(2016)	なし	なし	・現時点においては、規制活動における活用実績はないが、今後東京電力福島第一原子力発電所で試験的に採取される少量デブリサンプル輸送時の輸送容器の許認可に活用されることが見込まれる。
21	(3)核燃料サイクル・廃棄物	①核燃料サイクル施設	加工施設のリスク評価に係る研究	H24(2012)～ H28(2016)	【論文(査読付)】 ①森憲治、「核燃料施設における地震リスク評価のための簡易ハイブリッド法の改良」、日本原子力学会和文論文誌、第18巻、第4号、pp.199-209、平成31年	【審査、検査等における活用】 ①六ヶ所ウラン濃縮工場(日本原燃)及び再転換工程(三菱原子燃料)における現状確認の支援に活用 ②六ヶ所ウラン濃縮工場(日本原燃)及び再転換工程(三菱原子燃料)における現状確認の支援に活用	・主要な研究成果を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。 ・本研究で得た知見は、核燃料施設(加工施設)の現状確認の支援に活用された。
22	(3)核燃料サイクル・廃棄物	①核燃料サイクル施設	再処理施設のリスク評価に係る研究	H24(2012)～ H28(2016)	【国際会議のプロシーディング(査読付)】 ①Yokotsuka, M., et al., “Fundamentals for reviewing accident managements of reprocessing facilities”, Proceedings of	【審査、検査等における活用】 ①六ヶ所再処理施設の審査支援に活用	・主要な研究成果を1件の国際会議のプロシーディング(査読付)として公表した。 ・本研究で得た知見

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
					PSAM Topical Conference in Tokyo (PSAM2013), Japan, 2013.		は、核燃料施設(再処理施設)の審査支援に活用された。
23	(3)核燃料サイクル・廃棄物	①核燃料サイクル施設	商用再処理施設保守管理技術等に係る研究	H24(2012)～ H28(2016)	【論文(査読付)】 ①橋倉靖明ほか、「再処理施設におけるジルコニウムの応力腐食割れ評価に関する考察」、日本保全学会論文誌(投稿中)	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・委託先との共著の2編の論文(査読付)を学会誌で公表する予定であり、1編が投稿済みである。 ・本安全研究の成果は、商用再処理工場稼働後の経年変化の技術評価等の検査に資する知見であり、今後の検査に活用されることが見込まれる。
24	(3)核燃料サイクル・廃棄物	①核燃料サイクル施設	使用済燃料等の貯蔵・輸送分野の規制高度化研究	H17(2005)～ H28(2016)	なし	【審査、検査等における活用】 ①使用済燃料等の貯蔵・輸送分野における審査支援に活用	<ul style="list-style-type: none"> ・本研究で得た知見は、使用済燃料等の貯蔵・輸送分野における審査支援に活用された。
25	(3)核燃料サイクル・廃棄物	②放射性廃棄物	第二種廃棄物埋設の規制基準整備に係る研究	H25(2013)～ H27(2015)	なし	<p>【審査、検査等における活用】</p> <p>①日本原子力発電株式会社東海低レベル放射性廃棄物事業所第二種廃棄物埋設事業許可申請に係る支援に活用</p> <p>②日本原燃株式会社六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター廃棄物埋設事業変更申請書に係る支援に活用</p> <p>【その他】</p> <p>①安全研究の成果を踏まえて、廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・本研究で得た知見は、廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合において議論に活用されるとともに、廃棄物埋設事業に係る審査支援に活用された。 ・研究成果が原子力規制委員会の資料作成に活用された。

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
						<p>検討チーム会合において議論に活用された。</p> <ul style="list-style-type: none"> プロジェクトで得られた成果を踏まえて、下記の原子力規制委員会に報告した。 ②平成28年度第29回原子力規制委員会(平成28年8月31日)、資料1(別添2:炉内等廃棄物の埋設に係る規制の考え方について(案)) ③平成30年度第22回原子力規制委員会(平成30年8月1日)、資料3(別紙1:中深度処分における廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備に係る骨子案) 	
26	(4)災害・放射線	①原子力災害対策	防護対策の実効性向上のための整備	H26(2014)～ H28(2016)	なし	<p>【基準類の策定・改定における活用】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>実用発電炉の緊急時活動レベルの見直しに係る技術支援を通じ、下記指針の改定に活用。</u> ①原子力災害対策指針(平成29年7月5日全部改正(平成29年8月1日原子力規制委員会告示第10号)) ②原子力災害対策指針(令和2年2月5日一部改正) <p>【その他】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子力規制委員会での原子力災害対策指針の改定案に係る資料の参考データとして活用された。</u> ①平成29年度第8回原子力規制委員会(平成29年5月17日)、資料2 ②平成29年度第21回原子力規制委員会(平成29年7月5日)、資料2 	<ul style="list-style-type: none"> ・本研究で得た知見は、実用発電炉の緊急時活動レベルの見直しに係る技術支援に活用された。

No.	カテゴリ	分野	安全研究プロジェクト	実施期間(年度)	成果の公表実績*1	規制部門等の確認が得られた成果の規制活動における活用実績*1	自己評価
27	(4)災害・放射線	①原子力災害対策	緊急時対応要員スキル向上方策研究	H26(2014)～ H28(2016)	なし	なし	・現時点においては、規制活動における活用実績はないが、今後、緊急時対応マニュアルの整備に活用されることが見込まれる。