

安全研究に係る中間評価結果

令和4年6月15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1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	福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備	H26 - R6 (2014 - 2024)

2. 中間評価結果

上記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に係る自己評価（別添）は妥当である。

安全研究に係る中間評価結果（自己評価）

令和4年6月15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6年度に終了する安全研究プロジェクト「福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」の1件である。

2. 自己評価の方法

中間評価は、安全研究プロジェクトの活動内容、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。）の可否を判断した上で、①研究の進め方に関する技術的適切性、②研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性を踏まえ、研究の実施状況を評価した。

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（自己評価）

自己評価結果の全体概要を表2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

本安全研究プロジェクトについては、開始当初から、燃料デブリの臨界管理の必要性に関する情勢に変化はない。また、燃料デブリの組成、混合割合等の性状に応じた臨界特性をとりまとめた臨界マップデータベースを作成するなど、当初計画の目標を着実に達成しつつある。さらに、本研究で得られた知見は、今後燃料デブリの取出し・輸送・保管時の臨界安全評価に関する審査で活用が見込まれている。このことから、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評価した。

（2）「研究の実施状況」について

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適切に行われている。また、外部専門家の意見等を踏まえ、技術的適切性をもって研究が行われているとして「A」評価とした。

（3）結論

委託先との研究体制も含め適切な研究・業務管理を維持するとともに、試験・解析及び結果の考察では外部専門家の意見を踏まえつつ、計画どおり研究を継続する。

¹ 安全研究プロジェクトの中間評価用資料を示す。「福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」は第12回プラント安全技術評価検討会資料3-2として、原子力規制委員会のホームページに掲載済。

表2 安全研究に係る中間評価結果の全体概要（自己評価）

評価項目			I. 福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備
当初計画の適切性			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研究の進め方に対する技術的適切性	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)
	総合評価 ※2	項目別評価結果の総合点	6
		項目別評価結果の平均点	3
		評価結果(全体評語)	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。

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¹(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。

¹ 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²の総括課³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。

² 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。

³ 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 岡山大学学術研究院 ヘルスシステム統合科学学域 教授

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 技師長

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

材料技術評価検討会

(五十音順)

外部専門家

- 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 名誉教授
- 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 総長補佐・教授

専門技術者

- 釜谷 昌幸 株式会社原子力安全システム研究所
熱流動・構造グループ リーダー・主席研究員
- 下野 哲也 関西電力株式会社原子力事業本部 原子力発電部門
保全計画グループ マネジャー

安全研究のプロジェクトごとの自己評価結果（中間評価）

令和4年6月6日
原子力規制庁

I. 福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備（H26～R6（2014～2024））

1. 研究プロジェクトの目的

- 本安全研究プロジェクトでは、事業者が実施する東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）において発生した燃料デブリの取出し作業時の臨界管理及び臨界超過時の線量を評価するために、燃料デブリの性状を踏まえた取出し作業時の臨界安全を確認する臨界管理評価手法を整備するとともに、燃料デブリの臨界超過時の作業現場近傍の臨界挙動及び線量評価を行うために、線量評価手法を整備することを目的としている。

2. 研究概要

- 臨界管理評価手法の整備では、多様な性状を持つ燃料デブリの臨界特性データを蓄積し、燃料デブリの取出しで得られるデブリ性状の情報を反映して、臨界安全評価に迅速に用いるために、臨界になりえるデブリの組成、混合割合等をまとめた臨界マップデータベースの整備を行う。さらに、臨界マップデータベースの妥当性確認のため臨界実験を行う。
- 臨界マップデータベースの整備では、核特性解析で幅広く使用されている解析コードを用いて、燃料デブリの燃焼度や炉内構造物の混合割合等をパラメータとした臨界になりえる条件を調査する。また、燃料デブリの多様な性状を取り扱うことが可能なモンテカルロ計算ソルバー（Solomon）の開発を実施する。臨界マップデータベースの整備で用いた解析コードについては、核燃料と構造材を混合した試料等を用いて、STACY 更新炉による臨界実験を実施し、妥当性確認を行う。
- 燃料デブリが臨界を超過した際の線量評価手法の整備では、燃料デブリ取出し作業時に、燃料デブリの掘削等により臨界となるシナリオを検討する。その際の臨界挙動評価モデル・評価支援ツールを整備し、臨界超過した際の線量を評価する。また、整備した臨界挙動評価モデル・評価支援ツールについては、過去の臨界事故解析、1F 事故当時の1号機の放射性物質放出量の評価等を実施することにより、評価モデルの検証等を行う。
（上記は、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。）

3. 現状の研究成果

- 事業者が実施する臨界管理を評価するために、核特性解析で幅広く使用されている解析コードを用いて、燃料デブリの燃焼度や炉内構造物の混合割合等をパラメータとした臨界マップデータベースを整備した。今後は、シビアアクシデントの

知見を活用して、燃料デブリの性状が取り得る範囲を推定することで、臨界マップデータベースの精緻化を図る。また、Solomonを開発し、世界各国の臨界実験データが集約された OECD/NEA 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト ICSBEP に収録されている代表的なベンチマーク問題の解析を実施し、Solomon の予測精度は良好であることが明らかになった。さらに、STACY 更新炉について設置変更許可申請書、設計及び工事の方法の認可申請等を行い、機器の製作を開始した。また、BWR の炉心損傷・溶融進展により形成される燃料デブリの性状を評価するために、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードを開発し、炉心支持板領域で溶融物が移行する挙動とともに溶融物の個化挙動を確認した。

- 臨界を超過した際の線量評価手法の整備では、総核分裂数評価手法の妥当性確認のために、固体燃料に対する臨界挙動評価モデルの妥当性確認及び沸騰状態での臨界挙動評価手法の検証を実施し、臨界超過時の挙動を再現できていることを確認した。さらに、RASCAL コードを用いることで、発電所周辺の線量を評価できることを確認した。

4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- STACY 更新炉の試験体系・条件は 1F の調査で得られた情報や過去の知見を活かして設定して欲しいとの意見があった。本研究では、スリーマイル島原発事故やシビアアクシデントの知見及び 1F の調査で得られた情報も活用して、燃料デブリを模擬した試験体系を設定している。
- 臨界を超過した際の線量評価について説明が定量的ではないとの意見があった。本研究では、線量評価に用いた RASCAL コードで考慮できる条件を明確にし、実際の事故時の線量をより現実的に評価する。
- STACY 実験において、乱雑配置における実機の模擬性をどのように判断・評価するのか、その判断・評価の妥当性を示すべきとの意見があった。今後、乱雑配置の実機模擬性については、代表性因子等を活用してより具体的に評価する。
- 詳細は別表 2-1 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

- 本研究の開始当初から、燃料デブリの臨界管理の必要性に関する情勢に変化はない。今後、臨界マップデータベースの妥当性を確認するために必要となるデータを STACY による臨界実験で取得することで、「目的」のとおり、作業時の臨界安全を確認するための評価手法を作成できる見込みである。
- 当初計画どおり、RASCAL コードにより周辺監視区域内の線量を評価できることを確認した。今後、線量評価の諸条件を明確にすることで、「目的」のとおり、臨界を超過した際の線量評価手法を作成できる見込みである。

② 規制動向の観点からの評価

- 実施計画変更認可申請（放射性物質分析・研究施設第2棟の設置）に係る審査を行うにあたって、研究部門から提供された Solomon コードの評価結果から、事業者が実施した臨界安全評価の妥当性を確認できた。

今後、STACY 更新炉で得られる臨界実験データや、1F の燃料デブリの性状等を踏まえて改良される本コードについては、燃料デブリの取出し・輸送・保管時の臨界安全評価に関する審査の際に活用の見込みがあるものと思慮する。（関係する規制部門（東京電力福島第一原子力発電所事故対策室）による評価）

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：本研究でこれまでに得られた知見については、今後、燃料デブリの取出し・輸送・保管時の臨界安全評価に関する審査の際に活用の見込みがあるため、計画どおり研究を行うことが適切である。

(2) 研究の実施状況の評価（項目別評価）

① 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 委託先も含め適切な研究体制を構築している。当初計画では、研究期間を平成 26 年度から令和 3 年度としていたが、本研究で用いる定常臨界実験装置（STACY）の工事計画の認可等に時間を要した影響で、終期を 3 年間延長し令和 6 年度までとした。延長した期間の工程調整等を行い、成果の達成に必要な試験等を完了できる見込みを得ている。

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。
- 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：おおむね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（案）への反映

- 実施内容については、評価委員等のコメントを参考にし、試験、解析及び結果の考察においては、引き続き、最新の知見を踏まえた上で研究を進めるようにする。
- 現時点では、当初目標とする知見が得られる予定であるが、今後、さらに必要と

なる知見とそれらを得るための方策を検討していく。

(主な成果の公表)

(1) 原子力規制庁の職員による公表

● 論文 (査読付)

- ① Okawa, T., Nakajima, T., “Modeling and Verification of Three-Dimensional Simulation for BWR In-Vessel Core Degradation”, Ann. Nucl. Energy, 101, pp.182-195, 2017.
- ② Okawa, T., Shiba, S., Nakajima, T., “Physical Model Features and Validation Status of Three-dimensional Simulation Model for BWR In-Vessel Core Degradation”, Ann. Nucl. Energy, 105, pp.168-183, 2017.
- ③ Okawa, T., “Validation Progress and Exploratory Analyses of Three-Dimensional Simulation Code for BWR In-Vessel Core Degradation”, Ann. Nucl. Energy, 117, pp.73-83, 2018.
- ④ Okawa, T., “A Three-Dimensional Approach for Simulating BWR Core Melt Progression - Validation Progress on CORA-BWR Experimental Series”, Ann. Nucl. Energy. 132, pp.512-525, 2019.
- ⑤ Okawa, T., “Application of Three-Dimensional Detailed Geometry to Simulation of Melt Progression in an Intricate BWR Lower Head”, Ann. Nucl. Energy. 153, 108065, 2021.

● 口頭発表

- ① Okawa, T., Nakajima, T., “Multifunction Model Features and Current Status for BWR Core Degradation”, 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016). San Francisco, CA, USA, 2016.

(2) 委託先による公表

● 論文 (査読付)

- ① Izawa, K., Tonoike, K., Sono, H., Miyoshi, Y., “Critical experiments for fuel debris using modified STACY”, Proc. of PHYSOR 2014, 2014.
- ② Tonoike, K., Yamane, Y., Umeda, M., Sono, H., “Study on Criticality Control of Fuel Debris by Japan Atomic Energy Agency to Support Nuclear Regulation Authority of Japan,” Proc. Of ICNC2015, 2015.
- ③ Izawa, K., Tonoike, K., Leclaire, N., Duhamel, I., “Design of Water-Moderated Heterogeneous Cores in New STACY Facility through JAEA/IRSN Collaboration,” ICNC2015, 2015.

- ④ Tonoike, K., Okubo, K., Takada, T., “Criticality Characteristics of MCCI Products Possibly Produced in Reactors of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Proc. of ICNC2015, 2015.
- ⑤ Gunji, S., Tonoike, K., Izawa, K., Sono, H., “Study of experimental core configuration of the modified STACY for reactivity worth measurement of MCCI products,” Proc. of PHYSOR2016, 2016.
- ⑥ Ueki, T., “Fractal dimension analysis for run length diagnosis of Monte Carlo criticality calculation”, Journal of Nuclear Science and Technology, 53, p.312, 2016.
- ⑦ Yamane, Y., Tonoike, K., “Development of Criticality Risk Evaluation Method for Fuel Debris in Fukushima-Daiichi NPS”, Proc. of ICNC2015, Sept. 13–17, 2015, Charlotte, USA, 2015.
- ⑧ Ueki, T., “Monte Carlo criticality analysis under material distribution uncertainty”, Journal of Nuclear Science and Technology, 54, p.267, 2017.
- ⑨ Ueki, T., “A power spectrum approach to tally convergence in Monte Carlo criticality calculation”, Journal of Nuclear Science and Technology, 54, p.1310, 2017.
- ⑩ Gunji, S., Tonoike, K., Izawa, K., Sono, H., “Study of experimental core configuration of the modified STACY for measurement of criticality characteristics of fuel debris”, Progress in Nuclear Energy, 101, pp.321–328, 2017.

他 13 件

福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備に対する外部専門家及び専門技術者の評価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	踏まえていると判断します。 ただ、R3年にJENDL-5がリリースされており、断面積ライブラリ更新による影響評価も必要になると考えています。	JENDL-5に向けた整備を鋭意進めており、改訂された核種の断面積を中心にライブラリ変更に伴う影響評価を実施します。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	STACY実験において、「臨界管理」の観点では深い未臨界度における必要予測精度はさほど高くなく、むしろ未臨界度の変化をとらえることが重要だと思いますので、未臨界度が変化するような過渡実験も対象に入れるべきではと考えます。 乱雑配置における実機の模擬性をどのように判断・評価するのか、その判断・評価の妥当性を示して頂きたい。	STACY更新炉を用いた未臨界実験については、実験計画に盛り込むように検討します。 乱雑配置の実機模擬性については、燃料デブリの性状が明らかになった上で、代表性因子等を用いて判断します。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	臨界超過時の線量評価が、定性的な検討にとどまっているが、被ばく評価に適用するためには、今後、不確かさやバイアスなども含めた定量的な検討が望まれる。	デブリ線量評価を定量的に実施するとともに、RASCALで取り扱うことが難しい短半減期核種による被ばくの考慮等について検討します。また、1F燃料取出における臨界超過時の線量評価については、不確かさ等を考慮し定量的に評価します。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	無いと判断していますが、有るかもしれない、という意識をもって進めていたきたい。	重大な見落としを防ぐため、臨界安全の専門家らと議論を行い、安全研究プロジェクトを進めます。
5	その他	「臨界管理」の上で、作業全体を通じてどの作業時点が特に検討すべきであることを踏まえたうえでの本研究であること、を明確に記載するとよりわかりやすい説明となると思います (ppt3 ページの背景	臨界管理上で注目すべき作業を踏まえた上で、それに対する明確な本研究の位置づけを示します。

No.	評価項目	評価意見	回答
		目的の一つ目のポツと二つ目のポツの繋がりが不明確に感じました)	
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	<p>臨界マップデータベースに関しては、技術的基盤に基づいて作成されていると考えます。</p> <p>STACY 実験に関しては、実験で様々な状況を実施するのは難しいと思いますが、目的を絞り込んで計画されていると思います。</p> <p>溶融解析コードに関しては、他研究機関での研究成果との比較もされているとこのことで、研究の進め方は妥当と思います。</p>	<p>限られた実施期間の中で最大限の成果を得るために、効率的に STACY 更新炉を用いた臨界実験を実施したいと考えます。溶融解析コードについては、最新知見を注視しながら実施します。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>臨界マップデータベースについては、燃料デブリ取り出しにおいて臨界が発生する可能性のある状況やシナリオを洗い出して、集中的に検討すると効率的だと思います。</p> <p>STACY 実験に関しては、追加実験の目的と目標を明確にして進めると良いと考えます。</p> <p>また、溶融解析コードは、学術的には成果が期待されますが、目標精度やどこまでのシミュレーションが必要かを設定して進めると良いと思います。</p>	<p>臨界管理上、重要となる燃料デブリの落下や舞い上がり等のシナリオを検討し、臨界マップデータベースの整備を行います。また、STACY 更新炉を用いた臨界実験では、実験の目的を明確化しつつ、どこまでの実験データを取得すべきかを明確化します。溶融解析コードについては、当該成果の活用先も含め目標精度等の設定を実施します。</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>まだ研究途中ですが、適宜既存の研究成果を参考に評価されており、想定（予定）されている評価方法も妥当と思います。</p>	<p>引き続き、安全研究プロジェクトの行程に従い、実施します。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>観点の欠落はないと理解していますが、学術的な面でも研究が必要なテーマですので、規制の観点での必要性と目的を常に意識しながら研究を進めていただくと良いと思います。</p>	<p>本研究プロジェクトを進めるにあたり、規制の観点での必要性を十分に意識し、審査等で成果の活用ができるように努めます。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
5	その他	—	—
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	福島第一原子力発電所（1F）燃料デブリの取出しやプラント内部調査の結果、試料サンプリング、事故進展解析手法等については現時点で最新の知見が把握されていることが認められた。	今後も 1F 廃炉作業に伴う燃料デブリ取り出し調査等の結果を踏まえ、適宜、安全研究プロジェクトへ反映します。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	STACY の試験体系・条件は 1F についてこれまでに得られている情報から、深い未臨界で、必ずしも従来の MCCI を想定したようなコンクリートリッチな条件ではないことにも対応できるとの説明があり、同実験の手法が適切であると認められる。	STACY 更新炉を用いた臨界実験では、1F 燃料デブリの性状を想定し、可能な範囲で炉心パターンの作成を行います。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	3 次元炉心損傷・熔融進展解析コードの開発においては、これまでに JAEA-JUPITER 試験や過去に国外で実施された実験（CORR、XR-2）等を対象に解析コードの妥当性が確認されており、従来知見を活用した妥当なアプローチであると考えられる。一方、1F からの燃料デブリ取り出しには特に UO ₂ の熔融や移動を伴う物質移行挙動の考慮も重要と考えられるが、それらの過去の実験では十分に考慮できていないと考えられる。最新の JAEA 等による実験では、一部、UO ₂ の熔融も含めて検討されているようなので、今後はそれらの最新の実験から得られた知見の活用も期待される。	1F からの燃料デブリ取り出しでは特に UO ₂ の熔融や移動を伴う物質移行挙動の考慮が重要と考え、実験から得られた UO ₂ の移行挙動に関わる知見を参考に、熔融進展解析コードの開発を行います。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	特に認められない。	—
5	その他	非常に重要かつ難しい課題であるが、各解析・評価における不確かさをどのように合理的に考慮して最終的な 1F 燃料	1F 燃料デブリの臨界安全評価でどの程度の不確かさを見込むのかは非常に重要な課題と考えて、合理的な評価手法の

No.	評価項目	評価意見	回答
		デブリの臨界性評価結果にどの程度の不確かさを見込むのかについては今後の検討課題と考えられる。	検討を行います。

(専門技術者から頂いた意見及び回答)

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	項目②、④に記載のように過去の PCV 内部調査の結果や IRID 研究成果の活用を検討ねがいます。	1F に係わる調査結果、IRID 研究成果等の知見を継続的に取得し、安全研究プロジェクトへ反映します。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	臨界マップデータベース構築に関して：2.1.1 (4) 軽水炉燃焼燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定 (P. 10) では、大飯 4 号・2F1 号機の照射済燃料の核種組成の測定値を JAEA が開発した SWAT4.0 コードによる解析結果と比較していますが、過去に IRID 研究において東電 (TEPSYS) は 1F-1, 2, 3 号の炉心運転履歴を考慮して CASMO コードで燃焼燃料の核種組成を評価しています。この成果を活用すること、また CASMO コードの使用を検討することも、効率的なマップの整備という観点では、一つのオプションではないかと考えます。	燃焼燃料の核種組成解析については、IRID の研究成果等も活用したいと考えます。また、規制庁では、CASMO コードによる炉心運転履歴を考慮した照射後試験解析の経験があり、そこで得られた燃焼燃料の核種組成に係る知見等も活用し、適宜、臨界マップデータベースの整備へ反映したいと考えます。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	—	—
4	④ 重大な見落とし (観点の	STACY 実験条件設定に関して： 過去に実施された PCV 内部調査で得られた知見では、ペDESTAL に熔融物が付	PCV 内部調査で得られた知見を適宜取り入れ、臨界実験計画へ反映します。

No.	評価項目	御意見	回答
	欠落) がな いか。	<p>着した炉内構造物がほぼ原形通りの寸法で脱落していることも確認されています。そのような知見も反映して試験条件を検討する必要があると考えます。</p> <p>STACY 更新炉の試験においても、図 2.1.4.1 (P. 41) にはコンクリート棒が示されており、MCCI デブリを重視しているようですが、デブリの大部分は炉内構造物材の SUS が混入したものと想定されるので、SUS 棒も検討する必要があると考えます。</p> <p>今年度以降計画されている試験的取り出しの結果も見ながら、試験条件を柔軟に決定していく必要があるものと考えます。</p>	<p>STACY 更新炉を用いた臨界実験では、構造物棒（コンクリート棒及び SUS 棒）と燃料棒を混在した炉心パターンを検討し、臨界実験を予定しております。</p> <p>また、燃料デブリの試験的な取り出し結果を踏まえ、適宜、STACY 更新炉の臨界実験計画へ反映します。</p>
5	その他	<p>臨界マップデータベースの活用方法について：規制審査の支援において臨界マップデータベースを具体的にどのように活用されるのか、十分検討していただきたい。水中工法、気中工法、取り出し工法によっても想定される取り出しのシナリオや状況が時間経過とともに変動することも予想される。また、評価コードの不確かさは定量できたとしても、実機の実験条件に依存する評価条件の不確かさの定量化は難しく、様々な不確かさを考慮した場合にデータベースの使い方によっては過度に保守的な評価になってしまう可能性もあると思われる。そのような観点で想定されるシナリオベースで活用方法や適切な評価とするための課題を継続して検討しておくことが重要と考えます。</p> <p>また、今年度から開始される試験的取り出しなどの結果も参照しながら、マップの適切性を検証することも重要と考えます。</p>	<p>臨界マップデータベースの活用先については、規制部門と相談するとともに、燃料デブリ取り出しでどのような活用方法があるのかを十分に検討します。また、様々な工法によって想定される条件に対応できるように、臨界マップデータベースの充実化を図ります。さらに、燃料デブリの性状の不確かさや臨界安全上、考慮すべきシナリオを十分に検討した上で、臨界マップデータベースに反映します。その中で、試験的な取り出しで得られた結果を参照し、臨界マップデータベースの適切性を検討できればと考えます。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
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	燃料デブリ組成の検討、ベンチマーク問題等に海外の最新知見を踏まえた検討がなされており適切と考えます。	今後も国内外の最新知見を踏まえ、安全研究プロジェクトを実施します。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>おおむね適切であると考えますが、以下の点につき検討いただければと思います。</p> <p>2.1.1 (2) 燃料デブリの臨界特性評価</p> <p>③ 燃焼を考慮した燃料デブリ</p> <p>デブリに対して燃焼度を考慮し超ウラン元素及び核分裂生成物の核種組成を評価しているが、健全な燃料状態ではないため燃料が溶融してからの核種(元素)ごとの挙動の相違がどのように考慮されているのか明記した方が良いと考えます。</p> <p>2.1.1 (3) 燃料デブリ体系の取扱い可能な Solomon の開発</p> <p>燃料デブリの実効増倍率評価のために Solomon が開発されていますが、資料の記載内容からは、次々に機能を追加しベンチマークを行っている様しか読み取れず、全体像が明確ではないように思われます。例えば、安全解析手法に一般に用いられるようになった PIRT を用いた分析を行うことにより、燃料デブリの臨界評価上影響する物理現象や要因を把握し結果への影響が大きいと考えられるモデルを明確化して、抜けなく計画的に開発が進められる様を説明いただければと思います。</p> <p>2.2.2 臨界を超過した際の線量評価</p> <p>線量評価において、従来の安全評価のような簡易的な手法ではなく RASCAL を</p>	<p>燃料デブリの臨界特性評価では、燃焼度を考慮した核種組成を用いたが、燃料が溶融してからの核種挙動については、評価モデルで考慮されておりません。その旨、明示的に報告書に記載します。</p> <p>Solomon の開発については、燃料デブリの臨界評価上影響する物理現象や要因を明確化した上でさらなる機能拡張等の開発を実施します。ご指摘のとおり、全体像が不明確となっており、当該コードの開発に係る全体工程を記載するなどの工夫をしたいと考えております。</p> <p>安全研究プロジェクトでは、臨界超過時の迅速な線量評価を目的に、RASCAL を</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>用いた理由（目的）や妥当性等について補足頂ければと思います。気象データをインターネット経由で自動収集する機能についても説明がありますが、周辺環境への放射性物質の放出量の評価方法をどのように活用されるかの説明があればと思います。</p> <p>「臨界事故で発生する総発熱量から燃料デブリが熱によって損傷する可能性を評価するとともに、損傷した場合に燃料デブリから漏えいし、施設内を移行する放射性物質の量を定量的に評価する」とありますが、デブリの性状が不明である中で、熱によるデブリ損傷の有無をどのように評価するのか、また、熱による損傷による FP の放出量をどのように評価するのかについて明確にする必要があると考えます。</p> <p>3.1.2 臨界を超過した際の線量評価手法の整備</p> <p>「RASCAL コードを用いることで、発電所周辺の線量率を評価できることを確認」は、2.2.2に記載されている1F事故当時の1号機の放射性物質放出量の推定値から敷地境界を含む数点の空間線量率評価を実施した結果のことを意味されているのでしょうか。図からは計算結果が測定値に対してどの程度保守的に評価されているのかが読み取れません。RASCAL は基本的には軽水炉の事故時の線量評価するためのツールと理解しており、1Fのような特殊な条件下での（臨界によるFP発生、FP発生箇所としてペDESTAL底部もあり得る）線量評価への適用性についても丁寧な説明が必要と考えます。</p>	<p>採用しました。今後、RASCAL を実運用した場合の周辺環境への放射性物質の放出量の評価やその活用方法も含め詳細に検討します。</p> <p>熱による燃料デブリの損傷評価、それに伴うFPの放出量の評価については、今後の検討課題であり、線量評価にどの程度影響があるのかを定量的な評価を検討します。</p> <p>RASCAL では半径2km圏内の線量評価を行い、東京電力ホールディングスが公開している福島第一原子力発電所の正門付近の測定値と比較を実施しておりますが、解析値と実測値との差異については、十分な検討を実施したいと考えております。また、当該コードの適用性、1F廃炉作業時の臨界超過シナリオ等の検討を十分にやりたいと考えております。</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。	<p>おおむね適切と考えますが、以下の点につき検討いただければと思います。</p> <p>2.1.1(3) 燃料デブリ体系の取扱い可能な Solomon の開発</p> <p>Solomon はデブリの組成の空間分布を考慮した中性子輸送計算が可能であるとのことですが、評価した実効増倍率の結果に対して、不確かさがどのように考慮され、臨界管理として取り込まれるのかを明確にすべきと考えます。特定の条件によるベンチマーク試験の予測精度は不確かさの一部のみを表していると考えます。</p> <p>2.1.2 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発</p> <p>燃料デブリの性状及び分布を詳細に把握するため開発がなされていると記載されていますが、一方で資料にも記載のとおり、複雑な幾何形状を持つ BWR 炉心支持板領域における構造物変形を伴う溶融メルト排出には、非常に多くの不確定要素が含まれています。仮に解析コードによる評価を臨界管理評価に用いるには、評価結果のみならず不確かさを定量化する必要がありますが、要因が多すぎて不確かさが定量化できるのか疑問です。解析コードが具体的にどのように活用されるのかに応じて、定量化に係る必要性の程度が明らかになると考えます。</p>	<p>デブリ組成の乱雑さが臨界特性に与える影響を十分に評価した上で、臨界管理手法にどのように取り入れるかを検討したいと考えております。</p> <p>炉心損傷・溶融進展解析コードで得られた結果の活用については、臨界特性と合わせて検討を行い、注目すべき不確かさが何であるか、どの程度臨界特性に影響を及ぼすのか定量的な評価を検討します。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>重大な見落としは特にないと考えます。</p>	—
5	その他	<p>特にありません。</p>	—

No.	評価項目	御意見	回答
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	国内外の過去の研究、最新知見を踏まえ、研究を進めており、研究のレベルも最先端のレベルに到達しているとの認識。	今後も国内外の最新知見を踏まえながら、安全研究プロジェクトを実施します。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>燃料デブリの実態がほとんど分かっていないため、臨界マップデータベースの作成にあたっては膨大な数の解析を実施することが必要と考える。すべての組み合わせを評価するのは現実的ではないので、効率的にデータベースを構築する方法論を示してはどうか。また、そのような検討をする際には福島第一原子力発電所にて採取された情報を有効に活用していただきたい。</p> <p>STACY による臨界実験については、重要なバリデーション用のデータになることを期待している。臨界近辺のデータももちろん重要であるが、中性子被ばくの観点からは未臨界度の深い領域の定量評価も重要な情報となりうるため、実験計画においては考慮してほしい。</p>	1F にて採取された燃料デブリの調査結果やシビアアクシデントの知見を活用して、燃料デブリが取り得る性状等を把握した上で臨界マップデータベースの見直しを実施します。また、STACY 更新炉による臨界実験では未臨界度の深い領域での実験も検討し、実験計画に反映します。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	<p>臨界マップデータベースの作成に関する解析結果、STACY による実験結果の評価手法についてはおおむね適切と考える。</p> <p>一方で、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発については、一般的な解析コードの開発に使われている方法論（V&V 手法等）を適用すること、および、解析結果をそのまま事実とするような使用方法ではなく、解析結果をどのように活用するかの方法論に関する議論も必要と考える。</p>	炉心損傷・溶融進展解析コードの検証については、安全研究プロジェクトの報告書への記載を行うとともに、臨界マップデータベースの整備において当該解析結果をどのように活用するのか検討します。
4	④ 重大な見落とし	特になし	—

No.	評価項目	御意見	回答
	(観点の 欠落)がな いか。		
5	その他	特になし	—