

## 安全研究に係る事後評価（案）及び中間評価（案）

令和 4 年 6 月 1 5 日  
原 子 力 規 制 庁

### 1. 趣旨

本議題は、安全研究に係る事後評価（案）及び中間評価（案）の了承について諮るものである。

### 2. 概要

原子力規制庁は、「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。）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。）に基づき、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、令和 3 年度（2021 年度）に終了した 3 件の安全研究プロジェクトについては事後評価に係る自己評価を、また、令和 6 年度（2024 年度）に終了する 1 件の安全研究プロジェクトについては中間評価に係る自己評価を実施した。

これらの自己評価を基に、事後評価結果及び中間評価結果の案を作成した。

### 3. 事後評価結果

令和 3 年度（2021 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

令和 6 年度（2024 年度）に研究が終了する 1 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）

<別紙、参考等>

別紙 1 安全研究に係る事後評価結果（案）

別添 安全研究に係る事後評価結果（自己評価）

別紙 2 安全研究に係る中間評価結果（案）

別添 安全研究に係る中間評価結果（自己評価）

参考 1 「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 2 技術評価検討会名簿

参考 3 安全研究のプロジェクトごとの自己評価結果（事後評価）

参考 4 安全研究のプロジェクトごとの自己評価結果（中間評価）

**安全研究に係る事後評価結果（案）**

令和 4 年 6 月 1 5 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 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	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	H29 - R3 (2017 - 2021)
II	人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究	R1 - R3 (2019- 2021)
III	重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究	H29 - R3 (2017 - 2021)

**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に係る自己評価（別添）は妥当である。

## 安全研究に係る事後評価結果（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

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

### 2 自己評価の方法

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」<sup>1</sup>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研究の進め方に対する技術的適切性、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（自己評価）

自己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の根拠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

「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」では、原子力規制検査に必要となる「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」及び「原子力規制検査において使用する事業者PRAモデルの適切性確認ガイド」の策定並びに事業者PRAモデルの確認に必要となる技術知見を取得するなど、設定した目標を大きく超える成果が得られた。

「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究」では、重大事故における人間の複雑な認知行動を評価する視点を抽出・整理したが、規制活動に反映するレベルには至らなかった。

「重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」では、重大事故時の格納容器の過圧・過温に対する限界条件に関する技術的知見を取得するなど、設定した目標を達成することが出来た。

##### （2）「②成果の公表等の状況」について

「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」の成果は、1

<sup>1</sup> 令和3年度（2021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.nsr.go.jp/activity/anzen/seika/anzen\\_houkoku.html](https://www.nsr.go.jp/activity/anzen/seika/anzen_houkoku.html)）。

件の論文と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した。

「重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」の成果は、2件の論文と1件の査読付の国際会議のプロシーディングとして公表した。

一方、「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究」については、成果の公表が出来なかった。

(3) 「③研究の進め方に対する技術的適切性」について

「重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」及び「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究」については、外部専門家による評価を参考に、技術的適切性をもって研究が実施されたことを確認した。

一方、「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」については、外部専門家からの意見のとおり、研究の実施方法などの点で検討が一部十分でなかったとみなした。

(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

「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「重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」では、適切な研究体制を構築するとともに、原子力規制検査に活用するガイドの策定への貢献や格納容器の局部破損に関する材料データの取得や損傷力学評価手法の整備など投入したリソースに見合う研究成果が得られたことから、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。

一方、「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究」については、投入したリソースに見合う研究成果が得られなかったことから、研究マネジメントが十分ではなかったと判断した。

なお、3件の安全研究プロジェクトのいずれも、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。

(5) 「⑤成果の規制への活用の状況・見通し」について

「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」の成果は、原子力規制検査において、事業者PRAモデルの適切性確認、リスク情報を活用した検査対象の選定及び検査指摘事項の重要度評価の実務に活用できることが見込まれている。

「重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」及び「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究」の成果については、今後、規制の参考となることが期待されるが、現在のところ、直ちに規制業務への活用が見込まれる事項はない。

## 3.2 総合評価

「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」については、研究の実施方法などの点で検討が十分でなかった点があったが、内部事象PRAの

結果については、原子力規制検査の活用できる成果が得られるなど、当初の目標を大幅に超える成果が得られたことから「A」評価とした。

「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究」については、研究期間中に成果を公表することが出来ず、また、直ちに規制業務への活用が見込まれる成果が得られなかったことから「C」評価とした。

「重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」については、現時点では、規制に直接反映する事項は得られなかったものの、本研究成果により有効性評価における裕度等を確認することができたことから「B」評価とした。

#### 4 評価結果の今後の活用

「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」では、研究の実施方法等に検討が不十分である点があったという指摘を踏まえ、令和 4 年度から開始した安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」では、幅広く関連する最新知見を調査するとともに、調査結果をレビューして安全研究に取り組んでいく。

また、成果の公表に至らなかった「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究」については、今後、速やかな公表を目指すとともに、得られた知見は、上記プロジェクトにおいて行う人間信頼性解析に活用していく。

なお、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。

表 1 安全研究に係る事後評価結果の全体概要（自己評価）

評価項目		I. 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	II. 人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究	III. 重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究
項目別評価※1	① 成果目標の達成状況	S(4)	B(2)	A(3)
	② 成果の公表等の状況	A(3)	C(1)	A(3)
	③ 研究の進め方に対する技術的適切性	B(2)	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)	B(2)	A(3)
	⑤ 成果の規制への活用の状況・見通し	A(3)	B(2)	B(2)
総合評価※2	項目別評価結果の総合点	15	10	14
	項目別評価結果の平均点	3.0	2.0	2.8
	評価結果(全体評語)	A	C	B

※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 4 年 6 月 1 5 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<sup>1</sup>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。

<sup>1</sup> 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<sup>1</sup>(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。

<sup>1</sup> 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<sup>2</sup>の総括課<sup>3</sup>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。

<sup>2</sup> 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。

<sup>3</sup> 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（事後評価）

令和4年6月6日  
原子力規制庁

### I. 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（H29～R3（2017～2021））

#### 1. 研究プロジェクトの目的

- 継続的な安全性向上評価や原子炉規制検査にリスク情報を活用するために、レベル1PRA手法に対する最新知見の反映、外部事象レベル1PRA技術の基盤整備及びPRAの活用方策の検討を行うことが目的である。

#### 2. 研究概要

- 新たな人間信頼性解析手法及びレベル1PRAとレベル2PRAの一貫解析手法の導入を行い、将来的に安全性向上評価等のガイドに最新知見を組み入れるために必要なレベル1PRA手法に関する技術的知見を蓄積する。また、欧米諸国において進められているPRAに係る研究のうち、事故進展に伴って変化する系統・機器の変化を考慮できるダイナミックPRA手法の開発を行う。（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。）
- 将来的に原子力規制検査におけるリスク評価等の対象を拡充するため、内部火災、内部溢水、地震、津波、強風、突風及び火山の外部事象PRA手法並びに多数基で同時に発生する事象を対象としたPRA手法を検討する。
- 原子力規制検査で使用する事業者PRAモデルの適切性の確認フロー及び確認項目の整理、火災防護設備及び溢水防護設備に係る検査指摘事項の重要度評価の方法等を検討するなど、新たな原子力規制検査にリスク情報を活用するための方策を検討する。

#### 3. 研究成果

- 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として、熱水力解析とPRAを連携させて炉心損傷頻度等を算出するダイナミック・イベントツリー手法を採用した計算コードを開発した。また、複数の人間信頼性解析手法を比較及び分析し、PRAモデルとの親和性及び運転員操作の計算モデル精緻化の観点から、PRAに係る安全研究で用いる人間信頼性解析手法を選定するとともに、モデルの改良を行った。さらに、レベル1PRAとレベル2PRAのインターフェイスを検討し、SAPHIREコードを用いたレベル1, 2PRA一貫解析の方法を確立した。
- 内部火災レベル1PRAに必要な火災の影響解析については、国際プロジェクトの火災伝播挙動の実験結果を分析し、より詳細な火災伝播解析モデルを作成した。

また、高温蒸気による機器への影響を解析できる計算モデルを追加することで、建屋内の水位変化だけでなく温度変化による機器の機能喪失や運転員のアクセス性を特定できるようになり、内部溢水レベル 1PRA の精度が向上できた。さらに、地震による複数の蒸気発生器伝熱管破損の PRA モデルや屋外作業の環境悪化を考慮できる多数基立地サイトのレベル 1PRA モデルを作成した。

- 原子力規制検査にリスク情報を活用するために、個別プラントのリスク情報を整理したハンドブックを作成した。また、事業者が作成した PRA モデルの適切性確認フローと確認項目を作成した。さらに、溢水防護及び火災防護を対象にした検査指摘事項の重要度評価の方法を検討した。

#### 4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- レベル 1PRA に係る信頼度（認識論的不確実さ）の評価に関する検討が含まれておらず、観点として欠落しているとの意見があった。信頼度の評価の重要性は認識しているものの、本研究期間内にモデル作成と併せて検討することは出来なかった（当初計画外）。令和 4 年度から開始する安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で実施していく。
- 各々の研究項目に対して既往の研究や実験等の最新知見を参照しているものの、直接的に参考になるものに限られている。各技術はもっと大きな背景を有していることから、参照できる技術や知見はもっと多いはずなので、最新知見の調査は継続的に行うべきであり、都度、その調査結果をレビューしていくことが必要であるとの意見があった。最新知見の調査は、研究項目を対象とした限定的なものであったため、令和 4 年度から開始する安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」では幅広く関連する最新知見を調査し、調査結果をレビューして安全研究に反映していく。
- 詳細は別表 1-1 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： S

- 以下の理由により、本プロジェクトの目標を達成した。
  - ダイナミックレベル 1PRA 手法、人間信頼性解析手法及びレベル 1, 2PRA 一貫解析手法の整備に最新知見を反映できた。
  - 外部事象（内部火災、内部溢水、地震、津波、強風・突風及び火山）レベル 1PRA 技術の基盤整備を行った。特に、内部火災や内部溢水については、レベル 1PRA の精度向上が図れた。また、地震による屋外作業の環境悪化を考慮できる多数基立地サイトのレベル 1PRA モデルを作成できた。
  - 特に、原子力規制検査にリスク情報を活用するための方策の検討については、原子力規制検査において機器の選定等に用いられる個別プラントのリスク情報を整理したハンドブック、原子力規制検査で必要となる「原子力安全に

係る重要度評価に関するガイド」及び「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」の策定並びに事業者 PRA モデルの適切性確認に必要な技術的知見を取得するなど、設定した目標を大きく超える成果が得られた。

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、査読付の国際会議のプロシーディング 1 件（共著）が挙げられる。
- 委託先から査読付論文 1 件、査読付の国際会議のプロシーディング 2 件を公表した。

③ 研究の進め方に対する技術的適切性： B

- 技術評価検討会の専門家意見等を踏まえ、研究の実施方法等に対して、おおむね技術的に妥当であるが一部十分でないところがあったと判断した。

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するとともに、原子力規制検査に活用するガイドの策定への貢献など、投入したリソースに見合う研究成果が得られたことから、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： A

- 本研究により、原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性を確認するためのガイド、及び、検査指摘事項に対する PRA を用いた重要度評価の手法等が整備され、事業者 PRA モデルの適切性確認、リスク情報を活用した検査対象の選定及び検査指摘事項の重要度評価等の実務に活用することができる。（検査監督総括課）
- 本研究により、地震、津波、内部火災等の PRA に関する技術的知見が蓄積された。現段階では、規制活動の参考知見となるものの、規制への活用は限定的である。今後、ハザード、機器フラジリティ等に関する知見がさらに整備されれば、実用発電用原子炉の安全性向上評価の内容確認において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：

研究の実施方法に一部不十分なところがあったが、計画どおりに調査及び研究が進められ、目標を達成することができた。

特に、内部事象 PRA に係る研究成果は「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」及び「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」の策定に用いられた。また、研究成果は、検査指摘事項の重要度評価に必要なリスク情報の取得にも活用されることが期待できることから、当初の目標を大幅に超える成果が得られた。

## 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については、技術評価検討会でいただいた意見を踏まえて、今後、論文等にまとめる。
- 技術評価検討会でいただいた意見を踏まえ、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1 PRA に係る研究」(R4～R8 年度)において、PRA の不確かさを明確にしていくとともに、地震、津波等の外部事象 PRA の技術的な知見を原子力規制検査に活用していく。

### (主な成果の公表)

#### (1) 原子力規制庁の職員が含まれる公表

- 論文 (査読付)  
なし
- 国際会議のプロシーディング (査読付)
  - ① Marilia Ramos, Kanoko Nishiono, Haruaki Ueda, Yoshikane Hamaguchi, Ali Mosleh, “Phoenix Human Reliability Analysis Method: Application to a Feed and Bleed Operation”, The 2021 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2021), 2021.

#### (2) 委託先による公表

- 論文 (査読付)
  - ① Xiaoyu Zheng, Hitoshi Tamaki, Tomoyuki Sugiyama, Yu Maruyama, “Dynamic probabilistic risk assessment of nuclear power plants using multi-fidelity simulations”, Reliability Engineering and System Safety 223, 108503, 2022.
- 国際会議のプロシーディング (査読付)
  - ① Xiaoyu Zheng, et al., “Severe Accident Scenario Uncertainty Analysis Using the Dynamic Event Tree Method”, Proceedings of 14th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM-14), Los Angeles, USA., p.10, 2018.
  - ② Yoichi Tanaka, et al., “Enhancement of the treatment of System Interactions in a Dynamic PRA tool”, Proceedings of 30th European Safety and Reliability Conference and 15th Probabilistic Safety Assessment and Management Conference (ESREL 2020 and PSAM-15)

## Ⅱ. 人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究 (R1～R3 (2019～2021))

### 1. 研究プロジェクトの目的

- 事業者が行うソフト面に関する安全確保のための活動を評価するために、人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析が必要である。本安全研究プロジェクトでは、原子力安全の一層の向上を図るため、重大事故時等において、不確実な状況に対応する人間の複雑な認知行動を評価する方法論を検討することが目的である。

### 2. 研究概要

- 人間工学設計の評価手法と人間信頼性解析技術の最新動向を調査し、重大事故時等の対応に関する人間工学設計の評価プロセスの手順を作成する。
- 人間工学設計の評価における重要な要素技術である人間信頼性解析技術を調査し、重大事故等の対応に関する人間工学設計の評価に適用する人間信頼性解析手法を整備する。

### 3. 研究成果

- 人間工学設計の評価手法と人間信頼性解析技術の最新動向の調査結果を踏まえ、重大事故時等の対応に関する人間工学設計の評価プロセスの手順を作成した。具体的な手順としては、まず、安全上重要な人的過誤を特定・分析し、人間工学設計上の不具合を明確化して、最後に、不具合に対する改善策を人間工学設計に反映するといったものである。
- 前項の人間工学設計の評価プロセスの中で人的過誤の分析及び人間工学設計上の不具合を明確化するために必要な人間信頼性解析手法を整備した。整備に当たり、米国で使用実績のある解析手法をベースとしたが、「認知コンテキスト」という概念を新たに導入して人間工学設計上の不具合の明確化を図った。また、人間信頼性解析を繰り返し行うことで、人的過誤の要因と人間工学設計上の不具合との関係を関連付けるデータを蓄積できるため、実際に人的過誤の発生を低減するための検討に資することが期待できる。さらに、重大事故時等の不確実な状況に対応する人間の複雑な認知行動を評価する視点を抽出・整理した。

### 4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 研究全般については、国内外の最新知見を踏まえて検討され、分析実施方法が適切に行われているとの意見があった。
- 研究成果の規制への反映については、人間の行動に関する膨大なデータの取得に時間がかかること、個人差をどう扱うか、人的組織的要因の分析方法等がまだ学術的に定まっていない等の多くの課題があり、これらの課題を継続的に検討することが必要であるとの意見があった。今後、原子力規制検査で適用する際に頂い



た御意見を踏まえ、検討を行う。

- 世代や普及している機器（ヒューマン・マシン・インターフェイス（HMI））の変更により運転員のメンタルモデルが異なると考えられるため、HMIの変更を考慮した人的過誤の副作用や効果を踏まえて検討する必要があるとの意見があった。今後、調査を進め、原子力規制検査への反映の際には十分に検討した上でHMIの変更に関する人的過誤の副作用や効果について判断することとする。
- 詳細は別表 1-2 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： B

- 重大事故時等の不確実な状況に対応する人間の複雑な認知行動を評価する視点を抽出・整理したが、現時点で、規制活動に直ちに反映するレベルには至らなかった。

#### ② 成果の公表等の状況： C

- 研究期間内に査読付論文等として成果を公表できなかった。

#### ③ 研究の進め方に対する技術的適切性： A

- 国内外の過去の研究や技術評価検討会（事前評価）の専門家意見を踏まえた上で、適切な実施手法により必要な調査及び分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 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性： B

- 適切な実施体制を構築し進捗させ、関連するガイド策定などの情勢を考慮して研究計画を1年短縮し研究を進めたが、投入したリソースに見合う研究成果が得られなかったことから、研究マネジメントは十分ではなかったと評価した。
- 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

- 本研究成果は、人間のふるまいに関する最新の解析モデルを適用して、人間のエラーの発生可能性を予測する研究であり、人的過誤の発生メカニズムや特徴の理解の参考としての活用に期待が持てるが、現時点で直ちに検査等の規制業務へ活用することは難しいものとして評価した。（検査監督総括課）

### （2）総合評価

- 評価結果： C
- 評価コメント：

重大事故時等の不確実な状況に対応する人間の複雑な認知行動を評価する視点を抽出・整理したが、直ちに規制業務への活用が見込まれる成果が得られなかったこと、また、研究期間内に査読付論文等として成果を公表できなかった。

#### 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については、技術評価検討会でいただいた意見を踏まえて、関連の既往論文のレビューを適切に行い、また、必要に応じて追加検討を行って、論文等にまとめ、今後速やか公表を目指す。
- 技術評価検討会で頂いた意見や国内外の研究及び規制の動向を十分に考慮し、人間工学設計開発に関する知見を取得する。得られた知見は、令和4年度から開始した安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1 PRA に係る研究」で行う人間信頼性解析に活用していく。

#### (主な成果の公表)

- NRA 技術報告  
なし
- 論文（査読付）  
準備中
- 国際会議のプロシーディング（査読付）  
なし

### Ⅲ. 重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究 (H29～R3 (2017～2021))

#### 1. 研究プロジェクトの目的

- 現行の規制基準では、重大事故等の拡大の防止として、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するために必要な措置を要求しており、破損防止対策の有効性評価として、重大事故時の圧力・温度が、格納容器の機能を維持できる限界圧力・温度を下回ることの確認を求めている（事業者は有効性評価において、 $2P_d$  ( $P_d$ : 設計圧力)、 $200^{\circ}\text{C}$ を限界値として設定)。そこで、本有効性評価の妥当性確認に資するため、重大事故時の格納容器の過圧・過温に対する限界条件に関する技術的知見を取得する。

#### 2. 研究概要

- 格納容器の過圧に対して、格納容器鋼製部材の構造不連続部における局部破損に着目し、切欠付試験片（丸棒、平板及び実厚）を用いて局部破損を評価するための試験データを取得する。
- 格納容器の過温に対して、格納容器に多数使用されており、樹脂シールが用いられている電気ペネトレーションを対象とした漏えい温度の確認や、フランジ等の機械接合部における閉じ込め性を評価する。

#### 3. 研究成果

- 国内の格納容器に使用されている主要な鋼材に対して、切欠付試験片を用いた引張試験を実施し、局部破損の開始条件を示す材料データを取得した。
- 実機格納容器の構造不連続部を模した切欠付平板試験片による引張試験にて、最大公称応力が  $2P_d$  条件に対応する  $2/3S_u$ （設計引張強さ）を上回ることを確認した。鋭い切欠の場合を含めて、切欠付平板試験片が破損するのは、最大公称応力以後のひずみ域であり、局部破損は  $2P_d$  より大きい圧力において生じると判断される。
- 局部破損に対する応力三軸度に基づく限界線図を用いた評価手法を整備するとともに、局部破損の詳細評価方法として、損傷の進行を予測する損傷力学手法を整備した。
- 電気ペネトレーションの漏えい限界を確認する試験にて、電気ペネトレーションは  $350^{\circ}\text{C}$ 以上で漏えいしており、有効性評価の限界値として設定している  $200^{\circ}\text{C}$  に対し十分に余裕があることを示した。
- 格納容器のトップフランジ部を対象として、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により格納容器が局部的に高温にさらされるケースについて解析した結果、格納容器のトップヘッドが一定程度リフトアップした状態においても、設計漏えい相当の一定の漏洩量においては、格納容器トップヘッドフランジのガスケットの温度が局部的にも限界温度に到達しない結果を得た。

#### 4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 試験手法や結果の評価方法等が適切であるとの意見が複数あった。
- 貴重なデータが得られており、国内外の専門家とデータを共有して欲しいとの意見があった。本研究で得られたデータのうち未公表のものについては、学会発表等を通じて公開を進める。
- 詳細は別表 1-3 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

- 重大事故時の格納容器の過圧・過温に対して、有効性評価での限界値の妥当性を評価するための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： A

- 原子力規制庁から、査読付論文 2 件、国際会議のプロシーディング 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

- 重大事故時の格納容器健全性について、3 つの研究部門(システム安全研究部門、シビアアクシデント研究部門、地震・津波研究部門)の専門家により材料、構造、熱等の様々な観点から課題を抽出し、各専門家が合議した試験手法を用いて研究が進められたことから、技術的な適切性をもって研究が進められたと判断した。

##### ④ 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性： A

- 3 つの研究部門が協力して安全研究に取り組んだ。また、得られた試験結果を考慮して、試験内容の適正化を随時行った。さらに、得た成果を計画どおりに発表しており、研究マネジメントが適切になされたと判断した。
- 本研究独自の成果として、本研究で取得したデータを限界応力指標(相当応力と平均応力の和)等により整理した結果、限界応力指標線図により局部破損の限界条件を表すことができることを示したほか、局部破損の詳細評価方法として、構造不連続部における損傷の進行を予測する損傷力学評価手法を整備しており、研究マネジメント及び予算の執行が適切になされたと判断した。
- 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。

##### ⑤ 成果の規制への活用の状況・見通し： B

- 本研究成果は、原子炉格納容器鋼製部材に係る試験を実施し、局部破損を含む終局耐力に係るデータの拡充を行ったものである。重大事故時における格納容器破

損防止対策の有効性評価における限界圧力・温度に対する裕度等の確認に貢献したが、規制業務に直接反映する事項はなかった。(実用炉審査部門)

## (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、重大事故時の格納容器の過圧・過温に対する限界条件に係る知見を目標どおりに取得した。現時点では、規制に直接反映する事項はないが、本研究成果により有効性評価における裕度等の確認ができ、将来的にさらに詳細な評価が必要となった場合には、本研究成果の活用が可能であると考えられる。

## 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、技術評価検討会でいただいた意見を踏まえた上で論文等にまとめる。

### (主な成果の公表)

- 論文 (査読付)

- ① H. Nakamura, “Consideration of a stress-based criterion for local failure and its implementation in a damage mechanics model”, ASME, Journal of pressure vessel technology, vol. 141, p. 041405, 2019.
- ② H. Nakamura, K. Arai, M. Kikuchi, “Experimental evaluation of local failure criterion and its implementation in a damage mechanics model”, International journal of pressure vessels and piping, 2021.

- 国際会議のプロシーディング (査読付)

- ① R. Kojo, A. Hotta, “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.

**別表 1-1**

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
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	報告書の参考文献の記載などにおいて、最新の研究を踏まえていることが明示されていない。	最新知見として、例えば以下が挙げられます。 ダイナミック PRA については、国内外の研究発表を調査し、最新の研究を踏まえた委託研究を JAEA にて実施しております。また、人間信頼性解析については、米国において開発が継続している IDHEAS 手法及び PHOENIX 手法について比較及び検討を行っています。さらに、火山 PRA は、降灰の影響について比較的新しい知見を参考にしております。 このような知見について、安全研究成果報告で明示されていなかったことから、最新の研究を踏まえた研究であることを明示します。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	おおむね適切であると考えられる。	拝承致しました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	おおむね適切であると考えられる。	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。	計画では、高エネルギーアーク火災（HEAF）、爆発事象等を対象に内部火災 PRA を整備するとしていたが、報告書では略語に HEAF の記載があるのみで、本文中に記載がみられません。	火災 PRA モデルの構築で、火災区画における火災情報の整理を実施していますが、この中に、高エネルギーアーク火災（HEAF）を含めています。本文中には、記載していなかったため、これらについて、研究成果報告書に追加します。

No.	評価項目	評価意見	回答
		<p>報告書全体として、信頼度（認識論的不確実さ）の評価に関する検討が含まれておらず、研究実施側も認識しているとは考えるが、観点として欠落していると考えられる。</p>	<p>信頼度（認識論的不確実さ）の評価の重要性は認識しているものの、本研究では踏み込むことができなかった分野になります。令和4年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」では、信頼度（認識論的不確実さ）の評価の研究を実施していきます。信頼度（認識論的不確実さ）の評価を今後検討していくことを安全研究成果報告に追記します。</p>
5	その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「レベル1PRA」、「PRA」という表現が散見(例えば2.2.1)されますが、「内的事象レベル1PRA」、「ランダム故障レベル1PRA」など対象が内的事象である箇所では、その旨を報告書として明示する、あるいは、外的事象までの適用を意識しているようであれば、その旨を明記することが望ましいと考えられる。</li> <li>・報告書案において、図番号に「エラー！参照元が見つかりません。」と表記されている部分が何か所か見られる。</li> <li>・現状、規制における安全研究が学協会の標準・実施基準として活用がされていない状況であり、そのような現状を踏まえると、少なくとも、PRA実施における標準的な要件などの観点での成果が報告書としてまとめられるとよりよいと考えられる。</li> </ul>	<p>安全研究成果報告において、「レベル1PRA」、「PRA」となっている箇所を修正いたします。</p> <p>安全研究成果報告を修正いたします。</p> <p>原子力規制検査で使用する事業者PRAモデルの適切性の確認においては、原子力学会のPRA実施基準を参考にしております。要件につきましては、「原子力規制検査で使用する事業者PRAモデルの適切性の確認ガイド」に整理しております。</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	<p>各々の研究項目に対して既往の研究や実験等の最新知見を参照しているが、直接的に参考になるものに限られているように感じます。各技術はもっと大きな背景を有していることから、参照にできる技術や知見はもっと多いはずなので、最新知見の調査は継続的に行うべきであ</p>	<p>ご指摘、拝承致しました。令和4年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」では、最新知見の調査を実施して、調査結果をレビューしていきます。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
		り、都度、その結果をレビューしていくことが必要と考えます。	
2	②解析実施手法、実験方法が適切か。	各論において選定される技術や評価手法に関しては適切と思います。一方で、研究のサブテーマに対して実施内容が縦割りになっているように感じます。例えば、溢水評価に対しては事象の進捗状況によって対応が変わることから、ダイナミック手法とリンクして考えるべきです。実際にそのような研究も行われているのに参照されていないと思うので、①で記載したことは非常に重要です。	拝承致しました。 ダイナミック PRA の手法と種々の外部事象との組合せについては、令和 4 年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で考慮していきたいと考えています。また、国内外の研究を調査し、参考になる研究成果を反映していきます。
3	③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	解析を行なった結果に関する評価はそれほどないですが、地震 PRA の結果に関して、従来モデル化していないところをするようにしたので CDF が下がりましたという説明は成果としてはあまりにも薄いかなと思います。モデル化の妥当性と結果からのフィードバック等もう少し検討すべきことはあるはずです。	ご指摘を踏まえ、本評価で得た計算結果を踏まえた分析及び検討を行い、今後、炉心損傷に直結するとして保守的に計算していた事象に対してモデル化の高度化を検討する等、令和 4 年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」でフィードバックできるところを検討していきたいと思います。
4	④重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	②で記載しましたように、サブテーマごとにやっていることが縦割りすぎるかなと思います。事象のモデル化に際し、相互に関連し必要な技術はたくさんあると思いますので、今後このような検討をしていく必要があるかと考えます。	ご指摘、拝承致しました。令和 4 年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」では、ご指摘を踏まえ、相互に関連する技術を特定し、反映していきます。
5	その他	特にありません。	拝承致しました。
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	欧米諸国において進められている最新のダイナミック PRA 手法、人間信頼性解析手法、一貫解析手法等が検討されており、最新の知見を踏まえた PRA モデルが整備されていると評価されます。	拝承致しました。
2	②解析実施手法、実	本プロジェクトにおける PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究の	拝承致しました。 目的の視点からの達成度が分かるよう



No.	評価項目	評価意見	回答
	① 実験方法が適切か。	実施方法は、何れも最新の知見を踏まえており、評価手法及び評価ツールの整備について適切と評価されます。一方で、本プロジェクトの個々の研究が、1) 原子炉施設の安全性に係る評価の高度化に資する知見、2) 事業者が実施する安全性向上評価のレベル 1PRA を確認するために必要な知見、3) 原子力規制検査における検査指摘事項の重要度に必要な知見のどれを目的としたものであるか、また、これらの目的の視点からの達成度が、成果報告書からは必ずしも明確に読み取れませんでした。必要に応じて成果報告書において補足することをご検討ください。	に、安全研究成果報告に記載いたします。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	本プロジェクトでは、最新知見を反映して整備した PRA 手法の規制活動への適用性、検査制度へのリスク情報の活用のための評価手法及び評価ツールが整備されており、いずれも適切と評価されます。一方で、人間信頼性解析手法については、試解析を踏まえて PHOENIX 手法が選定された理由（一般的な PRA モデルと親和性が高く、炉心損傷頻度の精度向上及び原因分析に適した手法であること）の技術的な根拠についての説明が不十分な印象を受けました。必要に応じて成果報告書において補足することをご検討ください。	<p>拝承致しました。</p> <p>PHOENIX 手法を選定した技術的な根拠について、安全研究成果報告に説明を追加いたします。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	重大な見落としはないと評価されます。	拝承致しました。
5	その他	—	—

(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
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	<p>外部事象 PRA の特に火災、溢水においては、事象発生頻度パラメータをどう設定するかが CDF に与える影響が大きいと考える。現在の規制庁殿研究での CDF 評価においてもパラメータが設定されているが、これらの数値の根拠、出典はどこからか？</p> <p>関連して、国内での火災、溢水事象の収集並びに頻度評価に関して、整備や高度化への取り組み計画はあるか？</p> <p>火災 PRA における、サーキットアナリシスについては、現状はホットショートの考慮のみと見えるが、米国 NUREG/CR-6850 等においては、詳細なサーキットアナリシスによって他の要因の考慮も加える必要があるとも思うが、その取り組み計画はあるか？</p>	<p>火災又は溢水の事象発生頻度パラメータは、国内故障事例(NUCIA)のトラブル情報を分析し、火災又は溢水の発生頻度を算出したものです。</p> <p>頻度評価においては、令和4年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」で最新のデータから溢水又は火災の発生頻度を算出する予定です。</p> <p>現状、ホットショートの評価の検討を令和4年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」で実施する予定ですが、詳細なサーキットアナリシスについては、計画しておりませんでした。詳細なサーキットアナリシスについても、調査を進め、検討していきたいと思えます。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	—	—
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>人間信頼性解析ツールにおいて、今後 PHOENIX でいくという理由、検討根拠、論理が不十分と思い、研究報告書にはその説明を詳しく記載してほしいと考える。</p> <p>PRA モデルとの親和性が良く、詳細評価、精緻化が行え得る手法だという理解には同意だが、この手法を全体に展開するには評価労力が膨大であるという懸念を感じる。今後の方向性として、PHOENIX</p>	<p>PHOENIX 手法を選定した技術的な根拠について、安全研究成果報告に説明を追加します。</p> <p>ご指摘、拝承致しました。</p> <p>令和4年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」において、PHOENIX 手法をリファレンスとし、EPRI 手法や</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>法をリファレンスとした上で、EPRI 法や IDHEAS での工夫、適用性を検討するパスもあるように思うが、そういう検討も R4 年度以降の研究の中で実施していく考えもあり得るか？</p> <p>火災影響評価の FDS の DIVA での試験結果（単体、本試験）との検証結果の差異が大きいと思うが、これは、Pyrolysis モデルを取り入れたことの影響か、若しくは Pyrolysis モデル無しでも差異が大きいのか、どちらか？</p> <p>本試験の結果からは、FDS シミュレーションにおいて燃焼し過ぎで、酸素濃度模擬が適切でないことは明らかそうであり、検討、分析、対応が不十分と感じる。解析精度の改善見込みはあるか？</p>	<p>IDHEAS 手法の適用性も検討していきます。</p> <p>燃焼物の発熱速度（HRR）を設定した条件において、試験結果を FDS の解析で精度良く模擬可能である結果を得ています。一方、Pyrolysis モデルを取り入れた解析においては、試験結果と解析との差が大きくなっています。このため、現状において、試験結果と解析との差が大きい理由としては、Pyrolysis モデルのモデル化の影響と考えています。</p> <p>令和 4 年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」において、Pyrolysis モデルを用いた感度解析を行い、分析を積み重ねて、課題を解決していきます。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>強風・突風 PRA、火山 PRA での研究は興味深い知見であると考え。今後は、ハザード発生頻度を算出して CDF としていくことが必要となるが、ハザード発生頻度の研究計画はあるか？</p> <p>また、いずれも原子炉補機海水系の損傷影響で全 CDF が決まり、CDF はそれほど大きな数値とはならないと考えられる中、これらの外部ハザードに対するリスク評価としては、詳細な PRA モデルを構築して評価をする迄は必要なく、ハザード発生頻度評価のみで、或いは、バウンディング解析を行うといったことで良いとも考えられ、今後、規制庁からの検討提言として、このようなことも考えられるということもあるか？</p>	<p>ハザード発生頻度については、地震・津波研究部門において研究が行われているところであるので、部門間の連携をとりながら知見向上に務めたいと考えております。また、強風・突風については気象庁のデータベースを活用することを検討しております。</p> <p>ご指摘のように、ハザード発生頻度の相対的な比較結果から詳細な PRA を行わないといったスクリーニングを行うこと、バウンディング解析により詳細評価は行わないとの判断は考えられますが、日本においては火山活動に関心が高いこと、昨今の気象変動を鑑みると規模の大きい強風又は突風の発生が見られる等の状況もございます。このような状況ですので、令和 4 年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレ</p>

No.	評価項目	御意見	回答
			ベル1PRAに関する研究」では、継続的にPRA手法の調査及び検討は進めたいと考えております。
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	<p>【内部溢水 PRA】</p> <p>溢水発生頻度として系統分類ごとの損傷頻度と配管長を基にした評価を行うことが一般的と考えますが、点検周期をもとに発生頻度の設定する方法はどのような考え方で選定されたのか、記載が必要ではないでしょうか。</p> <p>溢水伝播経路として、水位上昇に伴う扉の開放（水密扉ではなく一般的なアクセス用の扉）やドレンについても考慮が必要と考えますが、この検討ではどのように扱われているのでしょうか。</p>	<p>点検周期をもとに発生頻度の設定する方法の選定理由を研究成果報告書に追記いたします。</p> <p>一般的なアクセス用の扉について、必ず扉を閉めていると情報がある扉については、扉が閉まっていると評価をして、漏えい量を設定しています。その以外の扉は、解放された扉として解析していません。また、ドレンについては、ドレンに関する情報がないためモデル化しておりません。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>【複数本 SGTR】</p> <p>MSGTR 時、2 次系から放出流量は、SG フローリストラクタで制限されることから、834～3382 本/基の分類は意味がないと考えます。</p> <p>【強風及び突風 PRA】</p> <p>「突風」、「強風」が発電所に居座る時間によって緩和操作の仕方も変わるので、この対応を考慮できるように、タイムウインドを設定するような工夫をすればいかがでしょうか？（「突風」が炉心損傷するまでずっと居座ると報告書に記載されたような条件付き炉心損傷確率になるかもしれませんが（一方で、このような「突風」の発生確率は極めて小さいと容易に想像できますが）、「突風」が数分後に去ってくれるような場合、色々な緩和手段が考えられると思います。）</p>	<p>ご指摘、拝承致しました。今後実施する研究において参考とさせていただきます。</p> <p>ご指摘のとおり、強風、突風の継続時間をどのようにモデル化していくかは重要な検討項目と認識しております。</p> <p>また、風が収まった後の屋外作業については、がれきの除去等のアクセス性の確保も考慮する必要がある等、屋外作業にかかる人的過誤には課題があるため、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」で実施する人間信頼性解析の研究の中で検討していきます。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>海水系機能喪失による「条件付炉心損傷確率」が突出して高い評価になっていますが、これらの機器に設置された竜巻防護ネットの機能評価はどのようにされているのでしょうか？（どの部分の海水系機器が脆弱なのか明確にして、必要であれば防護ネットの強化等を図る等の対応を考えるのでしょうか？）</p> <p>【火山 PRA】</p> <p>機器フラジリティの設定の一部として工学的判断が用いられていますが、より適切なリスク評価のためには、さらなる検討が必要ではないでしょうか。損傷として、「荷重による損傷、火山灰の付着及び堆積することで起こるフィルタ等の閉塞又は水循環の閉塞、モーター回転部等の摩耗、火山灰付着による碍子、遮断器等の絶縁低下による電気機器の損傷を考慮した。」と記載されており、これらの損傷モードごとのフラジリティ設定の方法について検討が必要ではないでしょうか。</p>	<p>本評価においては、防護ネットの隙間から砂利が飛来し海水ポンプに衝突することでの損傷を考慮しております。機器フラジリティは基準竜巻の風速等を参考に保守的に設定しており、海水系機能喪失が起こると対策が限られることから、寄与が大きくなる結果となっております。なお、機器フラジリティの評価においては高度化していく必要があるため、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で調査及び検討していきます。</p> <p>本評価においては、今後の評価手法検討に必要な基盤を作成するためのものであり、簡易評価のみを対象として PRA モデル作成を行ったものです。</p> <p>ご指摘のとおり、機器フラジリティにつきましては、その評価手法及び使用するデータについて検討が必要です。安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で調査及び検討をしていきます。</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>【ダイナミック PRA】</p> <p>RAPID は「炉心損傷確率等のリスク評価の算出まで実施することができる」と記載されていますが、今回検証した代替評価モデルに基づく適合サンプリング機能を用いることで、炉心損傷確率の評価への適用性を確認できたと言えのでしょうか？ 本検討のサンプリング数はいずれも 100 回から 200 回程度だが、炉心損傷確率評価を行うにはより多くのサ</p>	<p>ご指摘のとおり、炉心損傷頻度もしくは条件付炉心損傷確率を計算するためには、サンプリング数は少ないです。今回は、事故シナリオの生成、複数の解析結果の処理、計算コストの削減に関係する機能を確認しております。炉心損傷頻度等の計算については、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で検討していきま</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>ンプリング数が必要と思われます。実用化に向けた更なる課題はないのでしょうか？</p> <p>適合サンプリング機能の適用性確認においては、交流電源復旧という一つのパラメータだけを変数として扱っており、実際に想定する変動パラメータ数（表 2.2.1.3 では 23 種）と乖離があります。単純なケースに限定した評価で本機能の適用性が確認できたと結論づけるのは妥当でしょうか？</p> <p>ダイナミック PRA を全交流電源喪失事故シーケンスに適用することで、従来の PRA の同じ事故シーケンスに比べて PRA の結果にどのような利点・欠点が生じたのか（CDF はこの程度下がる見込みだとか、一連の解析時間はどのくらい増加したのか等）評価しておくべきではないでしょうか。</p> <p>【内部火災 PRA】</p> <p>どういった考え方で解析モデルのメッシュを切っているのかの説明が必要と考えます。また、その解析メッシュで使用した計算機資源や計算時間についても言及しておく必要があると考えます。（計算機資源の問題は大きな課題なので、もう少し扱い易い解析コードの検証、整備を行う方が良いでしょう。）</p> <p>【内部溢水 PRA】</p> <p>全 CDF として支配的となるのが CCW 喪失との結論となっていますが、当該事象に対する評価手法・評価条件について言及がありません。評価結果の妥当性を示すためにも支配的な要因となっている評価条件については記載することが適切ではないでしょうか。</p>	<p>す。</p> <p>適合サンプリング機能については、限定された条件の下、確認しております。ご指摘のとおり、多くの変動パラメータを扱ったケースを対象に確認する必要がありますので、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で検討していきます。</p> <p>従来の PRA とダイナミック PRA との違いや各々の利点及び欠点に係る分析については、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で検討していきます。</p> <p>解析モデルのメッシュ分割の設定方法を安全研究成果報告に追加します。また、その解析メッシュで使用した計算機資源や計算時間についても、安全研究成果報告に追加します。</p> <p>CDF に対して支配的な要因となっている評価条件について、研究成果報告書に追記いたします。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>【火山 PRA】</p> <p>扱っているのは全て「条件付炉心損傷確率」なので、解析結果や表中の文言（例えば、「全炉心損傷確率」と記載している）は修正すべきです。</p>	<p>拝承致しました。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>【内部火災 PRA】</p> <p>火災による起因事象の発生については分析されていますが、火災による緩和機能への影響については、資料中に言及がなく、評価上の取り扱いが不明です。</p> <p>加圧器逃がし弁の誤開により発生する起因事象を手動停止と整理されていますが、加圧器逃がし弁が誤開し、再閉止できない場合は LOCA 相当の事象に進展する可能性があります。</p> <p>【内部溢水 PRA】</p> <p>事象発生から 1 時間は隔離操作を期待しないという想定は、保守的な想定と考えます。図 2.3.2.14 の溢水シナリオの例では ISLOCA 発生時には対策操作なしの想定を置いており、RHR ポンプ、SI ポンプが両トレン機能喪失するシナリオとなっているように推察されますが、当該事象は決定論的に SA 対策の有効性が確認されており、隔離も含め手順も整備されています。1 時間以内の操作についても期待しないのは保守的な結果を与えるのではないのでしょうか？</p> <p>主蒸気管室は主蒸気管破断が発生した場合にも蒸気影響が他の区画に伝播することのないよう、区画分離した設計としていますが、今回の評価では、他の区画への蒸気影響が伝播する結果となっています。蒸気の空調系による排出やブローアウトパネルの開放を考慮したものになっていますか？</p>	<p>火災区画における火災情報の整理で、緩和機能への影響も含まれています。そのことが判るように安全研究成果報告に追加します。</p> <p>加圧器逃がし弁が誤開し、再閉止できない場合は LOCA 相当の事象に進展する可能性があります。本評価では、加圧器逃がし弁が誤開した後に閉止した場合にどの起因事象が発生するかを記載したものになります。</p> <p>内部溢水 PRA では、決定論的な考慮の他、配管での破断も考慮しており、評価対象が異なっています。この条件においては、期待出来ない時間として、1 時間は妥当な時間と考えております。ただし、今後実施する詳細な評価で、隔離に必要な時間を評価できる場合には、見直しを行う予定です。</p> <p>主蒸気管室と隣接する部屋との扉が、水密扉で接続されていない場合、解放された扉として評価しています。今後、水密扉の設置情報が得られた場合、解析モデルを修正する予定です。</p> <p>なお、蒸気の空調系やブローアウトパネルはモデル化していません。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>【複数本 SGTR】</p> <p>「フィードアンドブリードにより加圧器逃がし弁から一次冷却材が格納容器サンプルに移行するが、その流出量は高圧注入系の再循環運転に必要な量に達していることが分かった。」とありますが、破損 SG 隔離（1、2 次系均圧）が出来ない限り、1 次冷却材は 2 次系へ流出し続けるので、再循環運転により CV サンプにたまった水も徐々に減少していき、最終的に再循環不能になる。従って、上記考察だけでは不十分であると考えます。</p> <p>「2 次系破断が発生する場合、主蒸気管が 1 本以上破断すると 2 次系が急に減圧され温度下がるため、余熱除去系への接続が可能な圧力及び低圧注入が可能な圧力まで減圧することが分かった。」とありますが、これは全 SG からの蒸気放出が前提となります。しかしながら、主</p>	<p>まず、前提として、地震 RPA では耐震性の低い（耐震重要度 B、C クラス）については損傷を仮定しており、主蒸気隔離弁からタービン側の 2 次系配管は損傷していると仮定しております。</p> <p>このため、主蒸気隔離弁が閉止しない場合又は主蒸気隔離弁と格納容器間で 2 次系破断が起きた場合には、環境への冷却材の漏洩が止まらず、CV サンプ水位を保つことはできず再循環が不可能になると考えています。</p> <p>また、主蒸気隔離弁と格納容器間で 2 次系破断が合った場合に、1 次系と 2 次系が均圧化すると冷却材が漏えいする流量は大幅に減少するものの、ある一定量は冷却材が環境へ漏洩することが考えられるため、長期的には CV サンプ水を確保できないと考えています。</p> <p>これらの理由から、2 次系破断が同時に発生し、環境への冷却材漏洩が継続するシーケンスでは最終的に水源が枯渇するとして炉心損傷と評価しております。</p> <p>一方、2 次系破断がなく、主蒸気隔離弁も閉止している場合には、2 次系圧力が主蒸気逃がし弁の設定圧以下になれば環境への冷却材漏洩はなくなり、CV サンプ水は確保できると考えられます。これらのことを PRA でモデル化しております。</p> <p>安全研究成果報告に掲載している 1 次系圧力等のグラフは、1 本の主蒸気管破断時の解析結果になっております。</p> <p>一次冷却材の減圧及び減温効果については、蒸気放出のない SG のループに残存する高温の冷却材の効果よりも蒸気放出の効果が大きいです。2 次系破断がなく、</p>



No.	評価項目	御意見	回答
		<p>蒸気管の破断位置によっては、主蒸気逆止弁の働きにより 1SG からのみの蒸気放出となります。さらに主蒸気管破断による蒸気放出がない SG で SGTR が発生している場合には、当該 SG での主蒸気逆止弁手動開操作を実施しないことが考えられます。この場合、当該ループの 1 次冷却材は比較的高温のまま取り残され、1 次系圧力の低下を阻害し、RHRS 接続が可能な圧力まで減圧できない可能性があります。従って、上記考察だけでは不十分であると考えます。</p> <p>「格納容器外での 2 次系破断時には漏えいが継続し、炉心へ注水した冷却材が格納容器サンプに溜まることなく放出されることから、炉心損傷として扱うこととした。」とありますが、1 次系減圧機能等の各種緩和機能健全であれば、フィードアンドブリードを実施すれば、炉心へ注入した冷却材の一部は CV サンプに溜まるので、場合によっては再循環もある程度は実施可能であり、RHRS 接続により、最終的に 1 次系を大気圧まで低下させ、破損 SG 隔離（1、2 次系均圧）が成功する可能性もあります。従って、上記説明では誤解（MSGTR+CV 外 SLB は、必ず炉心損傷に至る）を招く可能性があります。）</p> <p>本 ET に SG 冷却機能（補助給水機能及び 2 次系減圧機能）がないが、必要ではないですか。</p> <p>【強風及び突風 PRA】</p> <p>各機器のフラジリティ算出の根拠が不明確であり、試評価の結果の適切性の判断が困難である。表 2.4.5.6 及び表</p>	<p>主蒸気逆止弁からの放出以外ないような場合においてもフィードアンドブリードにより原子炉水位を保ちながら RHR への接続が可能な圧力まで減圧するとの結果が得られています。</p> <p>また、今後の研究において、フラジリティの精度を向上させることにより、破断 SG と健全 SG の組み合わせを評価していく予定です。</p> <p>格納容器外での 2 次系破断について、上記同様、最終的には水源が枯渇するため、PRA で考えているプラントの安定状態には至らないとし、炉心損傷として扱っております。</p> <p>別途、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」において、適切な安定状態の定義を検討していく予定です。</p> <p>全 SG において蒸気発生器伝熱管が破断していることを前提としているため、2 次系の冷却機能は全て期待できないとしていることから、イベントツリーには含めておりません。</p> <p>本評価においては、今後の評価手法検討に必要な基盤を作成するためのものであり、簡易評価のみを対象として PRA モ</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>2.4.5.7の結果としてSWS機能喪失が支配的な結果となっておりますが、風速の低い区分で外部電源喪失のCDFがゼロとなっております。送電鉄塔の損傷に関するフラジリティ次第では、外部電源喪失のCDFが有意になる可能性もあると考えますが、算出根拠が不明であり妥当性の判断が困難です。</p> <p>扱っているのは全て「条件付炉心損傷確率」なので、解析結果や表中の文言（例えば、「全炉心損傷確率」と記載している）は修正すべきです。</p> <p>【火山 PRA】</p> <p>各機器のフラジリティ算出の根拠が不明確であり、試評価の結果の適切性の判断が困難である。表 2.4.5.6 及び表 2.4.5.7の結果としてSWS機能喪失が支配的な結果となっておりますが、風速の低い区分で外部電源喪失のCDFがゼロとなっております。送電鉄塔の損傷に関するフラジリティ次第では、外部電源喪失のCDFが有意になる可能性もあると考えますが、算出根拠が不明であり妥当性の判断が困難です。</p> <p>扱っているのは全て「条件付炉心損傷確率」なので、解析結果や表中の文言（例えば、「全炉心損傷確率」と記載している）は修正すべきです。</p> <p>【地震津波 PRA】</p> <p>起回事象発生確率については地震 PRAモデルに従うとしていますが、それだけ十分と言えるでしょうか。例えば地震では海水系喪失が発生しないものの、津波により海水喪失が発生するようなシナリオの発生確率に見落としが生じるのではないのでしょうか？</p>	<p>デル作成を行ったものです。</p> <p>ご指摘のとおり、フラジリティについては課題があり、フラジリティ評価の結果によっては外部電源喪失の寄与が支配的になる可能性も考えられます。安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」で調査及び検討をしていきます。</p> <p>ご指摘、拝承致しました。安全研究成果報告を修正します。</p> <p>本評価においては、今後の評価手法検討に必要な基盤を作成するためのものであり、簡易評価のみを対象としてPRAモデル作成を行ったものです。</p> <p>ご指摘のとおり、フラジリティ評価の結果によっては外部電源喪失の寄与が支配的になる可能性も考えられます。安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」で調査及び検討をしていきます。</p> <p>ご指摘、拝承致しました。安全研究成果報告を修正します。</p> <p>本評価では、地震発生後に津波が来襲することを想定しております。</p> <p>このため、地震により起回事象が発生した後に、津波被害により機器が機能喪失することを考えております。</p> <p>地震では海水系が機能喪失に陥らない場合においても、津波により機能喪失す</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>【PRA 適切性確認】</p> <p>PRA の確認項目はハイレベルの単純な記載ばかりですが、このような確認項目だけでは、確認する担当者の力量や主観に依存しない均質な PRA モデルの適切性確認ができるとは思えません。 成功している米国 NRC は、ASME 標準の SR 毎に NRC のポジションを明確にしたうえで、ASME 標準をエンドースしています。合意できない SR については RG1.200 の中に明記しています。 ASME/ANS 及び日本原子力学会の標準/実施基準をどのように参照されたのか明確にし、詳細な判断基準を示すべきではないでしょうか？</p>	<p>る場合には、炉心損傷を防止する系統のサポート系の機能喪失として PRA モデルの中で考慮されることになり、ご指摘のような見落としはないと考えております。また、地震 PRA では、地震加速度高による原子炉自動停止や耐震性の低い PCS 系の機能喪失を前提としており、必ず何かしらの起因事象が発生していると仮定しております。</p> <p>米国においても、ASME 標準の要求に対する確認は、ピアレビューで実施しており、このレビューは担当者の力量に委ねられていると理解しております。</p> <p>また、PRA モデルは、一つの方法に縛られることなく、いろいろな方法を組み合わせることで PRA モデルを構築していくものですので、確認にはある程度の力量が必要になると考えています。</p> <p>さらに、現状の基準規則において、ASME/ANS の PRA の標準や日本原子力学会の実施基準は技術評価（エンドース）の対象にはなっておりません。</p> <p>これまでの適切性の確認で得た知見については、令和 4 年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で整理していきます。</p>
5	その他	<p>【内部火災 PRA】</p> <p>「現在使用している火災 PRA 手法の限界を確認した」との記載があり、これは、f 項で述べている「解析不適（計算結果の確率値が、1.0 を超える）事象が発生することが判った。」を指すと解釈しました。 そうであれば、火災 PRA 手法の限界ではなく、解析コード（WinNupra）の限界と記載すべきではないでしょうか。 また、まとめには、本研究で判明</p>	<p>解析コード（WinNupra）の限界と本文及びまとめの部分について、安全研究成果報告を修正いたします。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>した課題に対する今後の方針等を記載すると良いと考えます。</p> <p>図 2.3.1.14 に示す表示画面の系統の項目では、例えば、高圧注入系を注入時と再循環時に分けていますが、機器は注入時・再循環時ともに高圧注入ポンプ 3A となっています。本コードは、起因事象を選定することを目的としているので、系統は、出力運転時の状態とし、注入時と再循環時に分ける必要はないのではないのでしょうか？</p> <p>また、本画面には、表 2.3.1.2 に合わせて、起因事象の発生要因となる故障モードも併せて記載したほうが分かりやすいと考えます。</p> <p>【内部溢水 PRA】</p> <p>表 2.3.2.2 と同じ表が記載されており誤記と思われます。【(13)2.3.2 表 2.3.2.3 81 ページ】</p>	<p>図 2.3.1.14 に示す表示画面の系統の項目において、解析者にとってふさわしい記載となるように、コードの高度化の中で検討していきます。</p> <p>現状では、各 PWR プラントにおける起因事象を設定することを目的にしています。このため、各プラントにおける起因事象の発生要因となる故障モードを追加すると記載が複雑になるため、現状のままとしたいと思いますが、記載方法も含め検討を継続していきます。</p> <p>表 2.3.2.3 に表 2.3.2.2 と同じ表が記載されているのは、誤記です。安全研究成果報告を修正いたします。</p>
田原 美香 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	<p>国際会議での外部発表 3 件（HRA1 件、ダイナミック PRA2 件）とのことですが、火災を含めて外部事象 PRA の整備や複数ユニット PRA 手法整備などは国際的にも共通する課題と認識します。国際協力の元、効率的で客観的な開発をお願いします。</p> <p>今後の課題の中でダイナミック PRA について計算数の削減等、解析者の負担を軽減する必要があるとされていますが、その前に計算コストに見合った適用先の絞り込みが重要ではないかと思えます。2019 年度の中間報告では、ダイナミック PRA 手法および解析コードのベンチマー</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>国際的にも共通する PRA の課題については国際協力等も視野に入れ、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で、外部事象 PRA 及び複数ユニット PRA 手法を効率的に開発していきます。</p> <p>拝承致しました。</p> <p>欧米におけるダイナミック PRA の最新の活用状況を調査し、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」において、ダイナミック PRA の適用先の検討を実施していきます。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>クを行っていますが、手法だけでなく、欧米におけるダイナミック PRA の最新の活用状況について調査・整理を行うと良いと思います。</p>	
2	<p>② 解析実施手法、実験方法が適切か。</p>	<p>人間信頼性解析ツールの整備で、PHOENIX 手法を用いて運転員操作間の依存性を考慮しています。実際にはミニマルカットセットから抽出される従属性を考慮すべき人的過誤事象の組合せは膨大な数になると考えられます。評価方法を検討する上で、評価に係るリソース及び作業コストも考慮し、合理的な方法を検討していただけたらと思います。また、人間信頼性評価手法の整備においては、人的過誤確率データの整備が重要なポイントと考えます。したがって、データを所有する産業界との連携が必須と考えます。今後の検証フェーズを含めて産業界との連携や情報共有を進めていただくようお願いいたします。</p> <p>火山レベル 1PRA モデルの作成について、降灰量区分ごとに人的過誤確率を設定していますが、降灰量は降灰速度に従って時間の経過と共に増加するパラメータだと思えます。評価の詳細を把握していないので、的外れであったら申し訳ないですが、降灰速度によって各降灰量区分に到達する時間が変わるので、降灰量区分に応じて発生する事象のタイミングは降灰速度に依存します。また、屋外作業を必要とするタイミングでの降灰量区分も降灰速度に依存します。今後のモデルの拡張性を考えると、降灰量よりも降灰速度をベースにした方が良いのではないかと思います。</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>人間信頼性解析については、産業界との連携を含め、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」において、開発を進めていきます。</p> <p>屋外作業においては、環境悪化を主に考慮しており、速度も関係しておりますが降灰濃度が重要なパラメータと考えております。また、機器フラジリティのパラメータとも併せて検討する必要があるため、令和 4 年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で調査及び検討を進めていきます。</p>
3	<p>③ 解析結果の評価手法、実験</p>	<p>内部火災 PRA の手法整備の FDS 解析について、2019 年の中間報告では、FDS で試験結果を良好に再現できていたと思</p>	<p>中間報告においては、燃焼による発熱量を入力として設定した条件においては、試験結果を良好に再現できています。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
	結果の評価手法が適切か。	<p>ます。ところが、今回は試験結果と解析結果に明らかな傾向の相違が見られます。これはケーブル燃焼のモデル(Pyrolysis)の影響なのか、あるいはFDSの解析モデルとその条件設定によるものなのか、分析が足りていないと思います。ヒートシンク設定の影響など原因は色々考えられると思いますので、ぜひ考察を追加していただきたいと思います。</p>	<p>今回の解析では、燃焼による発熱量をケーブルの燃焼により化学反応が生じるモデル(Pyrolysisモデル)を用いているため、中間報告と異なる結果になっています。</p> <p>ご指摘のとおり分析が足りていないところがございますので、現在考えられる要因を安全研究成果報告に追記するとともに、安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」で分析していきます。</p>
4	④ 重大な見落とし(観点の欠落)がないか。	<p>本報告により個別の技術の開発成果は理解できるものの、PRA関連研究全体として目標に対してどの程度進捗しているのかが理解できません。いつまでに、どの技術を、どのように規制活動で活用するのかというロードマップが作成されているものと推測しますが、それとの対応で本研究成果の位置づけを議論することが達成度の評価の上では重要と考えます。</p> <p>中間報告時点での計画に対応する成果が報告書に記載されていないものがいくつかあります。研究を進めていく中で、より重要な課題が見つかったり、検討の優先順位を変えるという見直しが発生することはあり得ると思います。その場合、その判断に至った過程を第三者にもわかるように記録しておくことが透明性を確保する上でも重要なことだと思います。</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>今後、規制活動での活用方法と安全研究の達成度の関係を明確にしていきます。</p> <p>拝承致しました。</p> <p>中間報告時点から計画の変更があった項目については、安全研究成果報告に記載します。</p>
5	その他	<p>レベル1PRA及びレベル2PRAの一貫解析手法の整備について、現在、国内外で主に用いられているPRAツールであるCAFTAやRisk Spectrumにおける取り扱いや課題も確認、把握しておくとの良いのではないのでしょうか。</p>	<p>拝承致しました。</p> <p>現在、検査に係る活動の一環として、国内で主に使用されているCAFTA及びRisk Spectrumの使用をはじめたところですので、令和4年度から開始の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1PRAに関する研究」で取り扱いや課題を把握していきます。</p>

**別表 1-2**

人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究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が、資料においては採用された手法に関する説明にとどまっており、検討対象とした複数の手法を挙げたうえで、本手法に決定するまでのプロセスが分かるような説明が望まれる。	IDA マクロ認知モデル、人間信頼性解析手法の検討のプロセスに関する記載について具体的に分かりやすいように安全研究成果報告を修正致します。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	目的に対して、適切な手法であると判断します。	拝承致しました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	説明されている結果に対する評価手法は適切であると判断します。 ただ、他のモデルやシナリオを用いた場合に、人間工学設計への反映が異なる場合もあると考えられるため、検査への適用については全体を網羅した評価あるいは他のシナリオへの影響などを踏まえた検討が望まれる。	今後の検査の適用に関して、御意見を踏まえて検査部門と検討していきます。
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だきたい。	見落としがないかどうか常に確認しながら進めていきたいと思えます。
5	その他	他の国での同様な評価結果を比較することにより、日本人の国民性(?) も見えてくると予想しています。将来的には、国民性も踏まえた人間工学設計ならびに検査となることを期待します。	日本と海外の運転のチーム構成の違い等も考慮して今後検討を進めたいと思えます。
五福 明夫 氏			
1	① 国内外の過去の	人的組織的要因の内のヒューマンエラーに関する最新の知見を整理していると	拝承致しました。原子力規制委員会では、人的組織的要因に関するガイドとし

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	評価します。今回の研究では個人的要因に主に焦点を当てていると思われませんが、近年では、チームや組織要因での知見も蓄積されつつありますので、それらも調査・整理して規制に反映いただくことが必要と思います。	て、今回の研究成果である「人間工学設計開発に関する審査及び検査ガイド」の他に、「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」及び「原因分析に関するガイド」を発行しております。後者の2ガイドは組織要因を確認するガイドとなっております。頂いた御意見を踏まえ、人的組織的要因に関する知見は継続的に調査・整理していきます。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>本研究については実施方法や実験方法は適切と考えます。しかしながら、ヒューマンエラーに関しては、世代や世の中に普及している機器（ヒューマン・マシン・インタフェース：HMI）により、日常生活により形成されるメンタルモデルが異なると考えられ、それによってヒューマンエラーの形態や頻度に影響があると思われれます。近年は表示のデジタル化やスマートフォンの普及が進んでいます。このため、若手運転員のメンタルモデルはベテラン運転員のそれとは少し異なっていることも予想されることから、本研究のような調査研究を継続的に行なう必要があると思われれます。</p> <p>また、本研究で重点を置かれたHMIの改善に関して、I、D、AとHMI変更による効果と副作用についても整理しておく方が良いと考えます。</p>	HMIによるメンタルモデルへの影響については、今後の調査研究として検討したいと思われれます。同様に、HMIの変更に関する対策を講じる際に人的過誤の副作用や効果についても、検査に導入できるよう十分に検討した上で判断していくことと致しします。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	研究成果の規制への反映の方針や方法について、運転員訓練の検査以外への適用は、ベンダーあるいはユーティリティの関心事であると思われれます。人的組織的要因については、人間の行動に関する基礎データの収集や実験的取得に多くの時間がかかり、また、個人差をどう扱うかの課題があります。また、人的組織的要因の解析の視座や方法についても学術的にはまだ定まっていない点もあります。	研究の活用については、御意見のとおり課題が多く、どのように反映するかについて十分に議論していく必要があると認識しています。関連する他課との連携を図り今後検討を進めたいと思われれます。



No.	評価項目	評価意見	回答
		このため、本研究成果を規制にどう反映するかを検討を進める必要があると思います。機器類の規制要件のような性能評価は人的組織的要因には馴染まない面もあり、一方手続き的な規制要件では、HMIの改良による効果や副作用の評価の精度が問題となりますので、反映方法は難しいと予想しますが継続的に検討を進めていただくと良いと思います。	
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	人的組織的要因に関する規制について、主要国や IAEA などでの状況の調査（先行研究等）を踏まえた総合評価があると、成果の反映方法の検討に参考になると思われます。	現在、OECD/NEAにおける人的組織的要因に関するワーキンググループ(Working Group on Human and Organizational Factors, WGHOFF)、安全文化に関するワーキンググループ(Working Group on Safety Culture, WGSC)に参画し、規制当局における専門家間の意見交換、情報収集等を定期的に行っています。会合を踏まえて、国内の調査研究の方針を検討しておりますが、現段階で各国の状況の詳細な整理は行っておりません。御意見を踏まえ、成果の反映の検討の材料として今後整理したいと思います。
5	その他	安全管理に関しては、「安全は人智の継続的働きかけにより達成される状態」との意味で継続的にブラッシュアップする必要があると思いますので、是非、後継研究を企画して様々な検討をしていただきたいと思います。多分計画されていると思いますが、サイバー攻撃を受けた場合に、情報取得の面で運転員が騙されるといった事象も想定されますので、サイバー攻撃に対する人間工学的な側面での検討も必要かと思います。	安全管理の中で人的過誤のリスクを低減する研究へのアプローチを今後の研究を検討する中で考慮していきたいと思います。
山路 哲史 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏	人間工学に基づく知見の検査への反映については、他国の取り組み等についても調査されているとの報告があり、適切	拝承致しました。

No.	評価項目	評価意見	回答
	まえてい るか	に最新知見が本研究に反映されていると認められる。	
2	②解析実施手法、実験方法が適切か。	人間工学設計の評価手法及び人間信頼性解析技術については、米国 NRC の開発した IDHEAS 手法や、同様な手法に基づき、さらに認知モデルの客観化、共通化を図るための改良（定型的なテンプレートの整備）等が図られた米国 UCLA による Phoenix 手法が検討され、より詳細な検討が可能な Phoenix 手法が採用されており、現時点での最新の適切な手法が選択されているものと考えられる。	拝承致しました。
3	③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	本研究ではまずは手法のフレームワーク（手順）と、各手順における手法の具体化が検討されており、本研究の範囲においては適切に評価されていると認められる。今後は、本研究で参照された事例（PWR 一時冷却システムのフィードアンドブリード失敗）に限らず、多様な事例への適用性や、これらの手法をどのように実際の検査に反映するかが課題になると思われる。	拝承致しました。頂きました御意見を踏まえ、多様な事例への適用性や検査への具体的な反映方法について、検査部門とも今後検討をさらに進めていきたいと思ひます。
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。	拝承致しました。
5	その他	当面は内的事象を対象にまずは手法の開発と実際の検査への反映が期待される。その後は外的事象への適用可能性の検討も期待される。	頂きました御意見を踏まえ、将来的には外的事象も視野に入れた検討をさらに進めていきたいと思ひます。

(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	—	—
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	人間信頼性解析手法として NRC/IDHEAS 手法と UCLA/Phoenix 手法を調査分析し、その調査結果を踏まえて人間工学設計の評価プロセスフレームワークに Phoenix 手法を適用して方法の具体化を行うとともに具体事例について適用可能性の検討を行っている。(3. 2項) この手法選択における具体的な理由を明示するとともに、適用可能性検討における影響についても言及されることが望ましいと考えます。	IDA マクロ認知モデル、人間信頼性解析手法の検討のプロセスに関する記載について具体的に分かりやすいように安全研究成果報告を修正致します。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	—	—
4	④ 重大な見落とし(観点の欠落)がないか。	—	—
5	その他	—	—
梅澤 成光 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏	人間工学設計プロセス(HFE)における、海外の最新プログラム (IAEA SSG 51, NUREG-0711 rev.3)、また、人間信頼性分析 (HRA) における、海外の最新分析手	拝承致しました。

No.	評価項目	御意見	回答
	まえてい るか	法（IDHEAS, Phoenix）を引用して分析、 評価しており妥当と考えます。	
2	② 解析実 施手法、実 験方法が 適切か。	重大事故時等における不確実な状況に 対応する人間の複雑な認知行動を評価す るため、HRA 分野で実施されるマクロ認 知モデルを用いて評価しており、ここで 得られるヒューマンエラーモードを HFE を通じた設計開発要件として繋げている 手法は、先進的な内容であり技術的にも 妥当と考えます。	拝承致しました。
3	③ 解析結 果の評価 手法、実験 結果の評 価手法が 適切か。	②の手法の有効性を確認するため、事 例（ここでは全給水喪失時のフィードア ンドブリード操作）を用いて具体的なプ ロセスが記述されています。また、HFE に インプットとして必要な粒度（必要な機 器の操作や監視情報）で分析が行われて おり、実務への展開が可能と思われま す。 ただ、事例において、IDA 認知モデル における発生メカニズム（how）及び発生 要因（why）との対応が読み取りにくく、 明確に記載されることが望まれます。	拝承致しました。 事例の IDA 認知モデルにおける発生メ カニズム（how）及び発生要因（why）と の対応につきましては、現在作成中の論 文の中で明確に記載することとしていま す。
4	④ 重大な 見落とし （観点の 欠落）がな いか。	ヒューマンエラー分析手法は、マクロ 認知モデルとして確立した Phoenix 手法 （IDA マクロ認知モデル）を用いており、 また、事例として用いる事故時手順書も 米国の EOP（事故時運転要領）をベース としておおり、分析において重大な見落 としは無いと考えます。 また、重大事故時等における不確実な 状況に対応する人間の複雑な認知行動を 評価するため、現行の HRA では限界であ り、最新の HRA 手法を用いることは観点 として妥当であると考えます。	拝承致しました。
5	その他	特にありません。	拝承致しました。
溝上 伸也 氏			
1	① 国内 外の過 去の研 究、最 新	国内外の過去の研究、最新知見につい ては、十分に調査されている。ただし、 研究結果は米国手法を米国プラントの手	拝承致しました。 今回の研究ではございませんが、過去 の調査研究では、国内の原子力施設で発

No.	評価項目	御意見	回答
	知見を踏まえているか	順書等をインプットとして実施されたものであるため、わが国の状況にあわせて研究にはなっていない。	生じた事故・トラブル事例から人的組織的要因に関する分析を継続して実施してきております。今後、検査への適用を検討する際、日本と海外との運転のチーム構成の違い等も考慮しながら進めたいと思います。
2	②解析実施手法、実験方法が適切か。	論文化の都合で詳細な解析方法が示されていないので、判断が難しいが、本研究が新規性を狙う研究ではなく既存手法を適用することを目的としている場合、適用対象について大規模な評価を実施する必要があると考えられるため、実施に検査への適用を考慮するのであるならば、体制の見直しが必要になるものと考えられる。	今後の検査への適用の際に、関連各課と十分な議論を行いながら検討を進めたいと思います。
3	③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	一つの問題に対しても対応策は、別の問題への悪影響を及ぼす可能性がある。そのため、評価結果をそのまま適用した方が全体のリスクを下げることになるのかを検討する必要があると考えられるが、現時点では比較ができるまでの数の評価がなされていないので、今後の課題と考えられる。	人的過誤の副作用や効果について、検査で導入する際に十分に検討することと致します。
4	④重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	特になし	拝承致しました。
5	その他	一般的な評価手法の導入と実際に個別のプラントに使えるようにするまでの労力が非常に大きいと考えられるので、全体を調整できる人材の配置と大規模評価を実施する体制の構築が必要と考えられるが、規制庁としてどこまでを目指すのかを明確にした方がよい。	御意見を踏まえ、関係各課と十分に議論し、検査の体制の構築等について検討することと致します。

重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究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
笠原 直人 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	原子炉格納容器の終局的耐力に関する国内外の研究は多くないが、これらを調査した上で、貴重な最新データを自ら取得している。	拝承致しました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	Rが小さい平板の試験片先端から亀裂が発生した破損は、他の条件における局部破損（延性破壊）と異なる破損モードである可能性を示す貴重なデータが得られた。 最新知見を学会等で認識を共有し、異なる破損モードであるならば適切な名称で区別できるようになると、次の段階である評価法開発にスムーズに進むと思われる。	拝承致しました。試験・解析データは、学会発表等を通じて、公開していきます。学会での議論・利用を通じて、局部破損の評価法等に係る研究がさらに進展することを期待します。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	現行の評価法（2Pd）が保守的であることが示されている。 以下は、PRA に用いるベストエスティメートを目指した細かな意見である。 拘束が弱い薄肉平板では、切り欠き底の破壊発生箇所（局部）における真ひずみが大きくなりそうであるが、R が小さい場合でも、非弾性解析による破損時のき裂先端のピークひずみは大きくない。応力3軸度もひずみも小さな条件で、本当に破壊したのか。ピークひずみは十分予測できているのか。	拝承致しました。切欠付平板試験体は、十分に幅広で、幅方向にほぼ平面ひずみ状態であり、丸棒試験片と比べると、拘束が大きくなっています。また切欠底の要素は相当に細分化（ $\approx 0.03$ mm）されています。さらに、国内外の研究者の試験・解析結果と照らしても、妥当な値が得られていると判断しております（成果報告書 2.3.1(2)①）。
4	④ 重大な見落とし（観点の	発生確率が大きいとされる事象について評価がなされている。	本研究では、RPV ベローズで仕切られた格納容器の上部が高温になった状態を扱っており、構造解析のための局所過温の想定としては適切と考えております。

No.	評価項目	評価意見	回答
	欠落)がな いか。	<p>以下はPRAにおいて影響のあるシナリオであれば今後の研究対象となる意見である。</p> <p>格納容器が局所的に高温にさらされるような事象において、格納容器の熱変形は考慮されているか。</p> <p>非均一な温度分布(軸対称であっても、上部鏡が下部胴より高温になる鉛直方向温度分布を含む)により開口変形する可能性はないか。</p>	<p>格納容器トップフランジのみが集中的に過温される事象における構造応答に関しては、今後、規制研究としての必要性がさらに明確になった場合に対応を検討致します。</p>
5	その他	<p>貴重なデータが得られている。客観的事実・データに関しては、国の財産として学協会と共有し、安全技術向上のベースとして活用することが望ましい。</p> <p>リスク情報活用の精度を上げるには、ベストエスティメートを基本とするPRAが必要である。このため、現行評価法の保守性確認後の将来課題として限界強度のベストエスティメート法を追求すべきと思われる。</p>	<p>拝承致しました。学会発表等を通じて、試験・解析データを公開していきます。学協会での評価・利用を通じて、局部破損等に係る理解がさらに進むことを期待します。</p> <p>拝承致しました。リスク情報等への活用を図るためには、破損モデル・評価法の信頼性をさらに向上させる必要があります。成果報告書3.5節に、そのための技術的な課題をまとめております。</p>
松本 聡 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>電気ペネトレーションに対する実物相当モデルを対象として、ガンマ線照射後の信頼性評価を実施した研究成果であり、高く評価できる。</p>	<p>拝承致しました。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>重大事故時の条件を念頭においた試験、具体的には実物相当の電気ペネトレーションモデルを用いて200℃、168時間、これに続く350℃、24時間、さらに400℃における限度確認試験を実施し信頼性を確認しており、妥当なモデルである。さらに、ガンマ線照射の影響についても検証試験を実施している。</p>	<p>拝承致しました。</p>
3	③ 解析結果の評価	<p>重大事故時の条件を念頭においたシール挙動試験を実施し、200℃、168時間の</p>	<p>4本の試験体すべてが、350℃以上で破損しており、重大事故時における原子炉</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
	手法、実験結果の評価手法が適切か。	信頼性を確認しているが、信頼性評価モデルによる考察が充分でなく、試験データのばらつきに対する解釈がしにくい。 例えば、アレニウスの式、あるいはアイリング・ポランニーの式により寿命推定が可能であり、今後検討をお願いしたい。	格納容器破損防止対策の有効性評価において事業者の設定した限界温度の妥当性は評価できたと考えております。厳密な寿命推定を行う場合には、アレニウスの式等による検討が必要になると思われませんが、本研究の目的からは、試験条件は適切と考えております。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	同一条件における信頼性に対して、実験データのばらつきに対する評価が今後の課題と考える。	試験体の最終的な破損形態はさまざまであり、350℃以上という限界温度には一定のばらつきがあると思われれます。ばらつきを評価するためには、さらに多くの試験が必要になります。今後、規制研究としての必要性が明確になった場合には、対応を検討いたします。
5	その他	電気ペネトレーションはシール性の他に、電気絶縁性能についても評価が必要である。これに対するコメントも追記して頂きたい。	電気絶縁性能の評価については、弊庁の別研究（実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究、令和2年度～6年度）にて実施しており、そちらでご報告致します。
望月 正人 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	要素試験および全体試験ともに、これまでにそれぞれの専門分野でオーソライズされた手法に加え最新の研究成果も参照した上で研究が実施されていると見受けられる。	拝承致しました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	安全研究としての成果の活用を見据えた上で、全体として適切な研究手段が取られていると考えられる。	拝承致しました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	中間評価時のコメントなども踏まえつつ、損傷評価に修正型ガルソンモデルを導入するなど、要素試験の精緻化を図った上で格納容器の評価を実施していることは、研究遂行時点での最新の研究レベルからしても適切な手法と言える。	拝承致しました。



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。	全体を通じて大きな見落としや観点の欠落はないように思われる。	拝承致しました。
5	その他	他ではなかなか実施されていないような内容について、安全研究として取り組み、とても貴重な成果を出されたと思います。	拝承致しました。

(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
釜谷 昌幸 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	関連文献が適切にレビューされており、過去知見と整合のとれた研究が展開されている。	拝承致しました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	材料の選定、試験片の形状、試験体系など適切に試験が実施されている。 解析においても、使用する解析コードの選択、モデル化は適切に実施されている。	拝承致しました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	局部破損の評価において、内部亀裂(ポイド)と表面亀裂の区別については、より深い考察が望まれる。	本研究にて提案いたしました応力基準の破損クライテリアについては、表面からの亀裂進展への拡張の可能性を示す解析結果が得られております。現状では未発表であるため、報告書には含めておりませんが、論文等での公表を検討しております。
4	④ 重大な見落とし (観点の欠落)がないか。	問題は見当たらない。	—

No.	評価項目	御意見	回答
5	その他	<p>一次応力が支配的となる内圧による破壊に対して局所ひずみを用いた評価を検討する意義を明確した方がよい。内圧による容器の破壊では、切欠きが存在した場合においても、限界ひずみに到達する前に、限界応力（引張強さ）により破壊する。試験結果でも、限界ひずみに到達する前に最大荷重を示しており、耐荷重は限界ひずみの大きさに依存していない。また、切欠きの影響は切欠き強化という形で、強度を増加させる方向に作用した。</p> <p>局所ひずみによる破壊評価が有効なケースを1つでも示せればよいと思います。</p>	<p>本研究では、局部破損に対する標準的な評価法である限界ひずみを用いた評価法とともに、限界応力指標を用いた評価法を提案しています。これらを用いた評価例を、成果報告書2.3.1(2)③に示しました。これは簡易評価ではありますが、評価法の有効性を例示しています。</p> <p>評価法の実証という観点では、ご意見のとおり、さらなる検討の余地を残しています。その一助として、実厚相当試験体の解析を進めており、今後、学会発表を通じて試験・解析結果の詳細を公開していく予定です。</p>
下野 哲也 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	私の技術領域である電気ペネトレーションのシール挙動試験に関して、NUPEC等で行われた既往の研究成果を適切に踏まえていると考える。	拝承致しました。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	電気ペネトレーションのシール挙動試験について、試験方法は適切であると考える。特に、試験体である電気ペネトレーションの2次側に保温材を付けず、既往成果よりも実機条件に近づけたのは、原子炉格納容器の終局的耐力がどこかを検討する観点から見て、適切な条件設定だと受け止めている。また、試験温度の設定に関する考え方も妥当であると考え	拝承致しました。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	電気ペネトレーションのシール挙動試験について、実験結果の評価内容は適切であると考え	拝承致しました。

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。	電気ペネトレーションのシール挙動試験について、重大な見落としはないと考える。	拝承致しました。
5	その他	特になし。	—

## 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・溶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 <sub>2</sub> の溶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 <sub>2</sub> の溶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 <sub>2</sub> の溶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 <sub>2</sub> の移行挙動に関わる知見を参考に、溶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を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行いたいと考えております。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
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>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	<p>④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。</p>	<p>重大な見落としは特にないと考えます。</p>	<p>—</p>
5	<p>その他</p>	<p>特にありません。</p>	<p>—</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&amp;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	—