

## 安全研究に係る事前評価及び中間評価

令和 4 年 1 2 月 2 8 日  
原 子 力 規 制 庁

### 1. 趣旨

本議題は、原子力規制庁が実施した安全研究に係る事前評価及び中間評価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。[参考 1](#)）に基づき、長官官房技術基盤グループで行う安全研究プロジェクトのうち、令和 5 年度から開始する 1 件の安全研究プロジェクトについては事前評価に係る自己評価を、また、令和 2 年度に開始し令和 6 年度以降に終了する 2 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、事前評価結果及び中間評価結果の案を作成した。

### 3. 事前評価結果

令和 5 年度から研究を開始する 1 件の安全研究プロジェクトに対する事前評価結果の案を[別紙 1](#)のとおり了承いただきたい。

[別紙 1](#)：安全研究に係る事前評価結果（案）

### 4. 中間評価結果

令和 2 年度に研究を開始し令和 6 年度以降に研究を終了する 2 件の安全研究プロジェクトに対する中間評価結果の案を[別紙 2](#)のとおり了承いただきたい。

[別紙 2](#)：安全研究に係る中間評価結果（案）

<別紙、参考等>

別紙 1 安全研究に係る事前評価結果（案）

別添 安全研究に係る事前評価結果（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（事前評価）

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）

## 安全研究に係る事前評価結果（案）

別紙 1

令和 4 年 1 2 月 2 8 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する安全研究プロジェクトとして、事前評価の対象となるプロジェクトは次に示す 1 件である。

#### 事前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	重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策に関する研究	R5 - R8 (2023 - 2026)

### 2. 事前評価結果

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事前評価に係る自己評価（別添）は妥当である。

## 安全研究に係る事前評価結果（自己評価）

令和4年12月28日  
原子力規制庁

### 1. 評価対象プロジェクト

今回の事前評価の対象は、令和5年度に研究を開始する安全研究プロジェクト「重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策に関する研究」の1件である。

### 2. 自己評価の方法

安全研究プロジェクトの成果目標、計画、研究手法の技術的妥当性等を確認した。評価に当たっては、研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性の評価に客観性を加味する観点から、技術評価検討会を開催し、外部の専門家の意見を聴取した。

### 3. 評価結果（自己評価）

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

#### （1）「研究内容の技術的妥当性」について

研究内容は、東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の事故調査分析から得られた最新の知見及び国際動向を踏まえて計画しており、また、技術評価検討会でも適切であるとの意見を受けていることから、技術的に妥当であると評価した。

#### （2）「研究計画（案）への反映」について

技術評価検討会での意見を踏まえ、成果の目標を含め、研究計画の具体性を高めた。

#### （3）結論

技術評価検討会で外部専門家等から受けた指摘について研究計画の反映を行うとともに、研究内容の技術的妥当性を確認した。

反映した研究計画をもって令和5年度から安全研究プロジェクトを開始することとする。なお、必要に応じて、1Fの事故調査分析で得られた新たな知見、研究の進展に伴う新知見等を研究計画に反映しつつ、研究を進めていく。

## 安全研究に係る中間評価結果（案）

令和 4 年 1 2 月 2 8 日  
原子力規制委員会

## 1. 評価の対象

原子力規制庁長官官房技術基盤グループで実施している安全研究プロジェクトのうち、中間評価の対象となるプロジェクトは次に示す 2 件である。

中間評価対象プロジェクト		
No.	プロジェクト名	実施期間（年度）
1	実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究	R2 - R6 (2020 - 2024)
2	重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験	R2 - R7 (2020 - 2025)

## 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12月28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2年度に研究を開始し令和6年度以降に研究を終了する以下の2件の安全研究プロジェクトである。

- I. 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究
- II. 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験

### 2. 自己評価の方法

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（以下、「当初計画の適切性」という。）を判断した上で、①研究の進め方に関する技術的適切性、②研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性（以下、「研究の実施状況」という。）を評価した。

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

### 3. 評価結果（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

##### 「I. 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究」

既に、原子炉容器の中性子照射脆化や電気・計装設備の絶縁特性低下に係る健全性評価を確認する際に技術的判断根拠として活用できる研究成果が得られるなど、当初計画の目標を着実に達成している。さらに、得られる知見は、高経年化技術評価、学協会規格の技術評価に用いる技術根拠等としての活用が見込まれている。

##### 「II. 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」

先行研究及び国内外の最新動向を踏まえた実験がなされており、計画どおり新たな技術知見を取得できる見込みである。得られる技術的知見は、格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査結果の説明性向上や実用炉発電用原子炉の安全性向上評価の確認等への貢献につながる可能性がある。

以上から、2つの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

<sup>1</sup> 安全研究プロジェクトの中間評価用資料を示す。「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究」は第6回材料技術評価検討会資料3として、「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究」は第11回シビアアクシデント技術評価検討会資料3-1として、原子力規制委員会のホームページに掲載済。

と評価した。

## (2) 「研究の実施状況」について

### 「Ⅰ. 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究」及び「Ⅱ. 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」

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。さらに、研究の実施にあたっては、国際プロジェクトの最新知見を収集しつつ進めている。

以上から、技術評価検討会の外部専門家の意見も踏まえ、技術的適切性をもって研究が行われていると判断し「A」評価とした。

なお、「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究」については、3件（うち委託先は1件）の査読付の論文が、「重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」については、10件（うち委託先は9件）の査読付の論文が公表済である。

## (3) 結論

### 「Ⅰ. 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究」及び「Ⅱ. 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」

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。

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. 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究	II. 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験	
当初計画の適切性		計画どおりに行うことが適切である	計画どおりに行うことが適切である	
研究の 実施状況	項目別評価 ※1	①研究の進め方に対する技術的適切性	A(3)	A(3)
		②研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性	A(3)	A(3)
	総合評価 ※2	項目別評価結果の総合点	6	6
		項目別評価結果の平均点	3	3
		評価結果(全体評語)	A	A

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

※2 総合評価の評価結果は、項目別評価結果の平均点が3.3点以上をS、3.0点以上～3.3点未満をA、2.0点以上～3.0点未満をB、2.0点未満をCとする。



## 安全研究プロジェクトの評価実施要領

平成 31 年 4 月 16 日 制定

令和 3 年 8 月 26 日 改正

原子力規制庁

(前略)

### 3. 安全研究プロジェクトの評価

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

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

#### 3. 1 事前評価

##### (1) 事前評価の目的

事前評価は、基本方針に基づき原則として毎年度作成する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」（以下「実施方針」という。）に従い計画された新規の安全研究プロジェクト（後継の安全研究プロジェクトも含む。）について、その計画、成果目標及び研究手法の技術的妥当性等を確認することを目的とする。

なお、事前評価に先立ち、実施方針策定時に、新規安全研究プロジェクトの目的、研究計画の概要、成果の活用の見通し等を確認し、計画の適切性について確認する。

##### (2) 事前評価結果の活用

事前評価の結果は、安全研究プロジェクトの開始前に策定する研究計画（研究の背景、目的、知見の活用先、研究概要、実施計画（成果の公表計画も含む。）等を定めたものをいう。以下同じ。）の変更の要否の判断等に活用する。

##### (3) 事前評価の実施時期

事前評価は、安全研究プロジェクト開始の前年度の 12 月以降に行う。また、事前評価は、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ついて客観性を確保するため、技術評価検討会（外部専門家の評価及び意見並びに産業界等の専門的な技術的知見を有する者（専門技術者）の意見を聴取するための公開会合をいう。以

下同じ。) <sup>1</sup>での議論を経た上で行うものとする。

#### (4) 事前評価の手法及び評価項目

事前評価は、様式 1 による当該安全研究プロジェクトを実施するための研究計画を作成した上で、研究内容の技術的妥当性について確認し、研究計画の変更の要否を評価する。

#### (5) 事前評価の手続

安全研究プロジェクトを担当する安全技術管理官等（安全技術管理官又はその代理として技術基盤グループ長が指名する者をいう。）（以下「担当安全技術管理官等」という。）は、技術評価検討会での意見等を踏まえ、評価項目ごとに研究計画の適否について評価を事前評価結果取りまとめ表（様式 2）に記載して評価案を作成し、それを原子力規制委員会へ諮るものとする。

### 3. 2 中間評価

#### (1) 中間評価の目的

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

#### (2) 中間評価結果の活用

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

#### (3) 中間評価の実施時期

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

#### (4) 中間評価の手法及び評価基準

中間評価は、安全研究プロジェクトの活動内容、成果等を取りまとめた資料<sup>2</sup>を用い

<sup>1</sup>技術評価検討会における外部専門家については、公正性及び中立性確保の観点から、利害関係者が評価に加わらないよう十分に配慮する。なお、評価の視点は、①国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえているか、②解析実施手法、実験方法が適切か、③解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か、並びに④重大な見落とし（観点の欠落）がないかの 4 点とする。

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

て実施する。

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

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

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

ア. 研究の進め方に関する技術的適切性

イ. 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性

#### （5）中間評価の手続

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

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

（以下略）

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

## 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

研究計画

1. プロジェクト			担当部署	
			担当責任者	
2. カテゴリー・研究分野			主担当者	
3. 背景				
4. 目的				
5. 知見の活用先				
6. 安全研究概要	実施行程表			
	実施項目	〇〇年度	〇〇年度	〇〇年度
	(1) 〇〇〇〇	〇〇 (実施内容)	〇〇 (実施内容)	成果の公表 ▼
7. 実施計画				
8. 実施体制				
9. 備考				

## 事前評価結果取りまとめ表

評価項目	評価結果	
	担当安全技術管理官等による評価コメント	評価（案） （適・否）
研究内容の技術的妥当性		
研究計画案への反映	【担当安全技術管理官等による評価結果】	

・評価結果は、技術評価検討会で受けたコメント等を踏まえ記載する。

## 中間評価結果取りまとめ表

## ①当初計画の適切性に関する評価

評価項目		評価結果	
		担当安全技術管理官等又は担当規制部門の安全規制管理官等によるコメント	見直しの要否
当初計画の見直し	技術動向の観点からの評価		
	規制動向の観点からの評価	【関係する規制部門の安全規制管理官等による評価】	
先行安全研究プロジェクトにおける事後評価からの改善状況			
安全研究プロジェクトの継続可否の評価		【担当安全技術管理官等による評価結果】	

## ②研究の実施状況の評価

評価項目		評価結果	
		担当安全技術管理官等によるコメント	評価（案） （S A B C）
項目別評価	研究の進め方に関する技術的適切性		
	研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性		
総合評価		【担当安全技術管理官等による評価コメント】	【全体評語（S A B C）】
			【総合点】

- ・ 当初計画の見直しに関する評価のうち、「規制動向の観点からの評価」は、当該安全研究プロジェクトに関係する規制部門の安全規制管理官等又は基準を所管する主管課等の長が行う。なお、関係する規制部門の安全規制管理官等が複数人の場合には、全ての者によるコメントを記載する。ただし、見直しの要否欄については、関係する規制部門の安全規制管理官等が協議の上で記載するものとする。
- ・ ②研究の実施状況の評価は、①当初計画の適切性に関する評価において継続すると評価されたものを対象とする。



## 技術評価検討会 名簿

### シビアアクシデント技術評価検討会

(五十音順)

#### 外部専門家

糸井 達哉 国立大学法人東京大学 大学院工学系研究科 准教授

牟田 仁 学校法人五島育英会東京都市大学  
大学院総合理工学研究科 准教授

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

#### 専門技術者

倉本 孝弘 株式会社原子力エンジニアリング  
解析サービス本部 本部長代理

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

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

# 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（事前評価）

令和4年12月6日  
原子力規制庁

### I. 重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策に関する研究（R5～R8（2023～2026））

#### 1. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 研究計画（案）は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「1F事故」という。）の原因分析から得られた最新の知見及び最新の国際動向を踏まえて計画されており妥当であるとの意見が複数あった。
- 溶融炉心挙動評価については、年度ごとの具体的な実施計画が十分に示されていないとの意見があった。年度ごとの実施計画を具体化する。
- 本研究の実施に当たり、事前に全てを想定して評価手法を定めておくのは難しいと思われるため、その上でどう計画するかを検討してはどうかとの意見があった。本研究では、今後、研究で得られる成果を踏まえて、最新知見と課題を整理しながら、次年度の研究計画に反映していくこととする。
- 詳細は別表1参照

#### 2. 事前評価結果

##### （1）研究内容の技術的妥当性： 適

- 研究内容は、1F事故の原因分析から得られた最新の知見及び最新の国際動向を踏まえて計画しており、技術評価検討会での評価も踏まえ、技術的に妥当であると判断する。

##### （2）研究計画（案）への反映

- 技術評価検討会での意見を踏まえ、溶融炉心挙動評価の実施計画については、年度ごとの成果目標を示しつつ計画を具体化する。
- 研究の実施に当たっては、技術評価検討会の意見を踏まえ、必要に応じて、1Fの事故調査分析で得られた新たな知見、研究で得られた新たな知見を反映しながら進めていく。
- 詳細は別添参照

**別表 1**

重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策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	「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」での議論などを踏まえた時宜を踏まえた研究計画と考えられます。	拝承
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	適切であると判断されます。	拝承
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	適切であると判断されます。	拝承
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判断されます。	拝承
5	その他	研究のタイトルについて、誤りとは思いませんが若干不明確に感じます。記載いただいている目的から判断すると「放射性物質放出リスク低減のための重大事故進展挙動に関する研究」といった研究タイトルが個人的にはより適切と感じました。	事故進展であればいかに緩和するかということになりますが、リスクであれば低減ではないか、このため、研究のスコープがわかりにくいというご指摘と理解しました。原子炉建屋中間階での水素爆発や溶融炉心の挙動等といった様々な最新知見が1F事故の原因分析から得られていますが、本研究のスコープとしては、これらの知見が現行の重大事故緩和策に及ぼす影響を明らかとし、新たに規制に取り入れる必要があるか否かの検討に資

No.	評価項目	評価意見	回答
			する技術的知見を蓄積することにあります。本研究のタイトルも、このスコープを踏まえ、事故進展と放射性物質放出口の両方を包含するような意味で緩和策としています。
牟田 仁 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	原子力プラントの事象進展に関して、解明が必要な重要な事象が選定されており、スコープとして問題ないと評価します。	拝承
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	実験設備の制約等がありますが、その中で建設的に計画されていると思います。今後、詳細な計画を検討されることとなるかと思いますが、成果を意識しつつ実験方法を検討されることを望みます。	拝承
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	中間報告とともに関連することと思いますが、事前に全てを想定して評価手法を定めておくのはかなり難しいと思います。その上でどう計画するか、検討されてはいかがでしょうか。	本研究計画は、現時点での想定に基づいて評価手法を挙げております。今後、研究を進める中で得られた成果を踏まえて、最新知見と課題を整理しながら次年度の研究計画に反映していくこととします。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	中間報告の方にも記載しましたが、見落としとしてはありませんが、得られた知見や成果がどういう枠組みで意義を持つのか、また今回の実験で明確にならない部分は明確にしておくべき、と考えます。今後の継続的な研究計画へ活かすためにも、分からなかったところは非常に重要だと思います。	得られた知見や成果は以下のような枠組みで意義を持つと考えております。 C/V からの水素漏えい挙動については、C/V からの水素の漏えい経路や様相を明らかにする知見を拡充するものであり、漏えい経路への水素処理設備の追設や C/V 内の水素の排出のタイミング等の検討に活用されることを考えております。可燃性有機物を含む水素の挙動については、可燃性有機物が水素に混入した場合の水素爆発への影響を明らかにする知見を拡充するものであり、可燃性有機物の規制上の取り扱いの要否の検討に活用されることといたします。事故進展及び

No.	評価項目	評価意見	回答
			<p>ソースターム解析については、原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じて想定される様々な事故シナリオに対応した事故進展とソースタームに係る知見を拡充することで、重大事故緩和策の実施方法等の検討に活用されるとしております。溶融炉心挙動評価については、溶融デブリの冷却挙動や分布挙動に係る知見を拡充することで、溶融デブリの冷却促進のためのペDESTALへの事前注水等の重大事故緩和策の実施方法等の検討に活用されるとしております。</p> <p>今回の実験で明確にならない部分があった場合には、その結果を整理して今後の研究計画に反映する予定です。</p>
5	その他	特になし。	—
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	<p>本研究計画は、1F事故の原因分析に関する最新知見を踏まえた上で策定されており、また、(5) OECD/NEA/CSNI 主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集において国際協力を活用した知見の拡充が計画されており、過去に行われた研究と重複なく進められると評価されます。国内外の動向を常にキャッチアップし、国際協力を積極的に活用した研究開発を進めていくことが期待されます。</p>	拝承
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>研究計画で提示された4つの課題は、1F事故の原因分析に関する最新知見を踏まえて実施される計画となっており、適切と評価されます。一方で、以下の点にご留意いただき、必要に応じて研究計画書において補足することをご検討ください。</p>	

No.	評価項目	評価意見	回答
		<p>(3) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動 については、C/V から漏えいする水素の量や経路などは、重大事故の進展の仕方に応じた C/V 内の雰囲気や C/V 上蓋、電線貫通部、エアロック等のシール材の材質や劣化等の状態により支配されると考えられるとしつつ、C/V 上蓋のシール材からの漏えい特性に着目した研究計画が示されています。C/V 上蓋のシール材を対象として得られる知見が、他の経路からの漏えいを把握する上でも重要であることが読み取れるような説明が望まれます。</p> <p>(4) 熔融炉心挙動評価 の実施計画については、年度毎の具体的な実施項目が十分には記載されておりません。年度毎の進捗を確認し、成果の達成度を適切に評価できるような計画を提示することが望まれます。</p>	<p>C/V からの水素漏えいについて、C/V の上蓋フランジだけでなく C/V に設けられているハッチ等のシール部からも漏えいする可能性があると考えております。</p> <p>本研究では、C/V の上蓋フランジだけを対象としているのではなく C/V 各所で用いられているシール材を想定しており、形状、材質等による漏えい挙動の知見を拡充し、C/V からの水素の漏えい経路の推定に活用することとしております。</p> <p>年度計画としては、R5年度～R7年度に冷却水がない条件における熔融炉心・粒子状デブリの崩壊熱を考慮した温度分布、並びに気相への移行熱量を考慮して熔融デブリ挙動を総合的に評価します。R6年度～R8年度には、冷却水がある条件において熔融ジェット挙動、粒子状デブリ挙動を考慮した温度分布、並びに気相への移行熱量を考慮して熔融デブリ挙動を総合的に評価します。これらについて記載を追加させていただきます。</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>本研究では、1F事故の原因分析に関する最新知見を踏まえて抽出された4つの課題に着目しており、計画された解析結果の評価手法は適切と評価されます。重大事故緩和対策の取扱いの判断等に資するための知見が取得・拡充されることが期待されます。</p>	<p>拝承</p>
4	④ 重大な見落とし(観点の欠落)がないか。	<p>重大な見落としはないと評価されます。</p>	<p>拝承</p>
5	その他	<p>—</p>	<p>—</p>

(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>・事故進展及びソースターム解析について、様々な事故進展に対して、被覆管温度と炉心出口温度 (GET) との相関に関する知見を深めることは重要な点だと思えます。</p> <p>ただし、炉心損傷の判断基準としては、PWRにおいては、GETに加え、格納容器内の放射線モニタの指示値 (格納容器内高レンジエリアモニタ) との and 条件を用いています。こういう点から、今回研究として、被覆管温度と GET のみとの相関を見るだけでよいのか、ということが懸念です。</p> <p>また、GET と被覆管温度に大きな差が生じる事象として圧力容器頂部・底部での小破断事故を対象に検討すると挙げられていますが、この検討はさらに他の事象にも展開されていく予定はあるのでしょうか。もしあるのであれば、その計画、考えも説明いただきたく、また今回検討の対象事象選定は、事象発生頻度の観点なのか、事象重篤性の観点なのか、など必要性、優先性などについてももう少し説明をされるのが良いものと考えました。</p>	<p>ご指摘のとおり、炉心損傷判断として用いるパラメータとしては、PWR では他に格納容器内高レンジエリアモニタ値があり、BWR では格納容器内雰囲気放射線レベル計指示が用いられています。しかし、本研究では、GET の挙動が被覆管温度から大きく遅れる懸念が OECD/NEA の報告書で挙げられていること及び GET の挙動をすぐに実験的に調査できる手段として LSTF 装置が活用できることから、まずは GET について知見を収集します。</p> <p>現状では、圧力容器頂部・底部での小破断事故を対象に実験を実施する予定です。これは前述の OECD/NEA の報告書を参考にしつつ、過去の炉心露出を伴う LSTF 実験から GET と PCT の差が大きく、PCT が高い傾向になる事象を選定したものです。一方で、実験結果や解析での検討に応じて、実験条件における AM 等の想定や他事象の展開も検討する予定です。</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。	—	—



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。	・全般として目的や行程表を見る限り、現象に関する知見拡充が主で、緩和策に関する検討がスコープに入っているように見えません。本研究において、緩和策の研究としてはどういった点を実施することになるのでしょうか。研究題目を、「緩和策に関する研究」としておられる意図が明確に示されていないものと感じております。	事故進展であればいかに緩和するかということになりますが、リスクであれば低減ではないか、このため、研究のスコープがわかりにくいというご指摘と理解しました。原子炉建屋中間階での水素爆発や溶融炉心の挙動等といった様々な最新知見が1F事故の原因分析から得られていますが、本研究のスコープとしては、これらの知見が現行の重大事故緩和策に及ぼす影響を明らかとし、新たに規制に取り入れる必要があるか否かの検討に資する技術的知見を蓄積することにあります。本研究のタイトルも、このスコープを踏まえ、事故進展と放射性物質放出リスクの両方を包含するような意味で緩和策としています。
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	—	—
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。	—	—
4	④ 重大な見落とし（観点の	—	—

No.	評価項目	御意見	回答
	欠落)がな いか。		
5	その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 説明資料 p3 : 漏えい挙動との表題であるが、実際に確認しようとしているのは漏えい経路ではないのでしょうか？</li>   <li>・ 研究項目(1)～(4)において、(1)と(2)の関連性はよくわかりますが、(3)、(4)との関連性がよく見えな いです。</li> </ul>	<p>本研究では、格納容器からの漏えい経路を特定するために漏えいが発生する可能性のあるフランジのシール部の漏えい挙動を知ることが目的としておりますので「漏えい挙動」としてしております。本研究では、漏えい経路を確認することではなく、シール材の環境条件等に対する漏えい挙動を確認し、C/V のフランジ部からの漏えいに係る知見を拡充することを目的としておりますので「漏えい挙動」としてしております。</p> <p>本研究は、1F事故の分析から得られた知見をもとに四つの課題を抽出しております。</p> <p>(1)、(2)は1F事故の分析(水素爆発)から得られた知見に基づく課題です。</p> <p>(3)は1F事故の分析(シールドプラグ汚染、水素爆発)から、1F事故のような重大事故の進展に伴って発生する事象は、重大事故緩和策の成否によって大きく変化することが想定されるという課題に基づくものであります。現行規制では重大事故時のC/V破損防止対策の有効性を確認することとしており、その炉心損傷後の進展を評価する必要がありますが、この評価では、原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じた重大事故の進展を現実的に考慮することが重要であり、MELCORによる事故進展及びソースターム解析手法の継続的な高度化が必要であります。</p> <p>(4)は、1F事故ではコンクリートがMCCIにより損傷を受けたと想定していましたが、内部調査の結果、想定していたMCCIとは別の状況が生じていた可能</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 説明資料 p5 : 水素以外の可燃性ガスの影響に着目しているが、そもそも水素以外の可燃性ガスが混入することで爆発力が格段に違ってくるという事実関係はあるのでしょうか？それを受けてどんなガスがどれだけ以上あれば影響するというアプローチが出てくると思います。</li> <li>・ 説明資料 p6 : 1F の事実関係（シールドプラグ汚染、水素爆発）から MELCOR 事故進展解析、ソースターム解析の高度化がどう結びつくのか？（具体的にどんなコード改良が必要なのか）の説明がないように思います。</li> </ul>	<p>性が示唆される知見に基づく課題です。この知見に基づき、注水対策の有無等の条件における溶融デブリの冷却挙動や分布挙動に係る知見を拡充することで、溶融デブリの冷却促進のためのペDESTAL への事前注水等の重大事故緩和策の実施方法等の検討に活用されるとしております。</p> <p>現状の文献調査等では、水素に可燃性有機物が混入することにより水素爆発がどのような影響を受けるかということとは明らかとなっております。</p> <p>そこで、可燃性有機物の発生や水素爆発への影響について調査することとしております。</p> <p>MELCOR 事故進展解析、ソースターム解析については、1F 事故の分析（シールドプラグ汚染、水素爆発）から、1F 事故のような重大事故の進展に伴って発生する事象は、重大事故緩和策の成否によって大きく変化することが想定されるという課題に基づくものであります。現行規制では重大事故時の C/V 破損防止対策の有効性を確認することとしており、その炉心損傷後の進展を評価する必要がありますが、この評価では、原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じた重大事故の進展を現実的に考慮することが重要であり、MELCOR による事故進展及びソースターム解析手法の継続的な高度化が必要であります。</p> <p>実施内容としては、MELCOR による代表的な炉型に対する評価手法の整備を実施するとともに、PRA から選定される代表事故シーケンスについて事故進展解析を実施し、ソースタームを整理します。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="391 264 890 725">・ 説明資料 p7 : 1F でペDESTAL部の鉄筋コンクリートの一部が鉄筋を残して消滅していることが確認された事実関係が「溶融デブリの形態やその分布挙動を3次元かつ非定常で評価することが必要」という対応に結びつかないように思います。高温+何らかの化学物質にさらされたコンクリートに対する知見の収集が必要ではないでしょうか？</li> <li data-bbox="391 1077 890 1397">・ 説明資料 p12 : シール材の熱による劣化が懸念されるが、雰囲気温度設定容器に入れることで、シール材の熱による劣化も同時に考慮しているということでしょうか？（熱膨張差なのか熱劣化なのかといった原因特定が可能？）</li> <li data-bbox="391 1509 890 1778">・ 説明資料 p13、14 : p14の実験的及び解析的研究の文献調査はp13にも当てはまるのでは？発生も挙動もいきなり解析ではなく既存の実験や挙動の調査を先に行うべきではないでしょうか？</li> <li data-bbox="391 1800 890 2063">・ 説明資料 p15 : 1Fのどういう知見に基づいて「国内の代表的な炉型に対し、SA総合解析コードMELCORによる事故進展及びソースターム解析手法を整備し、ソースタームを評価する。これにより、緊急時活動レベルの見直</li> </ul>	<p data-bbox="916 264 1430 1061">本研究課題は、溶融炉心挙動について、1F1号機のC/V内部の観察結果からデブリベッドだけではなく粒子状デブリ、砂礫等の形態で周囲へと3次元的に分布している可能性が示唆されております。これは従来から想定されている溶融デブリの挙動及びMCCIとは異なる様相を示しておりました。その様相を明らかにするためには、ご指摘のコンクリートの劣化とともに、劣化の原因となる溶融デブリの挙動についての知見を拡充することが課題です。コンクリートの劣化については現在進行中の1F事故の分析において調査されることになっており、本研究課題では、溶融デブリの形態やその分布挙動に関する知見を拡充することとしております。</p> <p data-bbox="916 1077 1430 1205">シール材は熱や水蒸気等により材質が劣化して密封機能を喪失します。本研究課題では、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="916 1220 1430 1301">・ 新品のシール材に熱を加えた時の水素漏えい挙動</li> <li data-bbox="916 1317 1430 1444">・ 蒸気等に暴露させることによりあらかじめ劣化させたシール材に熱を加えた時の水素漏えい挙動</li> </ul> <p data-bbox="916 1460 1430 1496">を調査することを計画しております。</p> <p data-bbox="916 1512 1430 1639">ご指摘のとおり、いきなり解析から始めるのではなく、机上での検討も実施して解析を実施する予定です。</p> <p data-bbox="916 1800 1430 2063">MELCOR事故進展解析、ソースターム解析については、1F事故の分析（シールドプラグ汚染、水素爆発）から、1F事故のような重大事故の進展に伴って発生する事象は、重大事故緩和策の成否によって大きく変化することが想定されると</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>しの検討等に資する。」のかが不明確です。ソースターム解析の高度化の目的及び実施内容について、説明を追加頂きたい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 説明資料 p15 : 国内の代表的炉型とは 1F 以外のどのプラントをどういふ観点で選定するのでしょうか？</li> <li>・ 説明資料 p16 : 破断位置によってフラッシングなどの影響で上部炉心温度計付近が冷却される事態がありうるということでしょうか？もしそうであれば、そのように記載すべきと考えます。本件は、解析を先行させて本当に炉容器頂部、下部の破断流で冷却するかどうが見極めるべきではないでしょうか？</li> <li>・ 説明資料 p17 : 「観察結果から、従来から想定されている溶融デブリの挙動及び MCC1 とは異なっていた。」というところは具体的に異なっていたことを記載しないと拡充の方向性が見</li> </ul>	<p>いう課題に基づくものであります。現行規制では重大事故時の C/V 破損防止対策の有効性を確認することとしており、その炉心損傷後の進展を評価する必要がありますが、この評価では、原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じた重大事故の進展を現実的に考慮することが重要であり、MELCOR による事故進展及びソースターム解析手法の継続的な高度化が必要であります。</p> <p>実施内容としては、MELCOR による代表的な炉型に対する評価手法の整備を実施するとともに、PRA から選定される代表事故シーケンスについて事故進展解析を実施し、ソースタームを整理します。</p> <p>現在、3 ループの PWR について整備を進めており、順次、既存の代表的な炉型について整備を進めていく予定です。</p> <p>炉心露出後に高温側配管の残存水が流下することや炉心上方の冷壁効果、蒸気の 3 次元流れの影響により、CET が上昇しない又は上昇が小さいことがありうると考えており、OECD/NEA の報告書でも指摘されています。その旨、記載を補足させていただきます。</p> <p>このような炉心上方の 3 次元挙動は最適評価コードでは空間解像度が粗く、CFD コードで境界条件等の想定が難しい等により信頼性のある結果が得られない可能性があります。そのため、LSTF 実験を実施するとともに、その結果により解析コードの適用性を確認しつつ、検討を進めることが重要と考えます。</p> <p>溶融炉心挙動について、1F1 号機の C/V 内部の観察結果からデブリベッドだけではなく粒子状デブリ、砂礫等の形態で周囲へと 3 次元的に分布している可能性が示唆されておりますが、これは従来から</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>えない。</p> <p>・説明資料 p17 : なぜ、THERMOS コードなのかについても記載すべきだと考えます。</p>	<p>想定されている溶融デブリの挙動及び MCCI とは異なる様相を示しておりました。そこで、溶融デブリの形態やその分布挙動に関する知見を拡充することとしております。</p> <p>NRA では従前より解析コード THERMOS の開発を進めており、高い空間及び時間解像度で溶融デブリの挙動の解析が可能であることから THERMOS コードを用いることとしました。</p>
田原 美香 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	最新の 1F 事故調査分析結果に基づく課題設定が行われており、問題ないと思います。	拝承
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	「原子炉格納容器からの水素漏えい挙動」について、格納容器内部の環境条件が厳しくなることによるシール材の劣化がシール性能低下の一因として挙げられています。長時間の試験で漏洩量の変化をみるなど、シール材の劣化の影響を確認するための試験計画はありますでしょうか。	本研究課題では、高温等厳しい環境下でのシール材からの漏えい挙動を調べます。この際、新品のシール材だけでなく蒸気等で予め劣化させたシール材に対する漏えい挙動も確認する計画です。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	「可燃性有機物を含む水素の挙動」について、「可燃性ガス発生確率分布を取得する」となっていますが、この可燃性ガス発生とは、可燃性ガスの発生量のことでしょうか？可燃性ガスが急速に発生する場合と、時間をかけて発生する場合は、同じ発生量でも水素との混合比の時間変化や漏えい時の濃度などが異なると考えられます。また、建屋への漏えいを考えると、格納容器圧力・温度と可燃性ガス発生との相関も気になるところで	<p>本研究課題では、化学反応を評価するのではなく熱源である溶融物と断熱材の接触により発生する可燃性ガスの量を評価により把握することを考えております。発生した可燃性ガスと水素の混合等は、発生した可燃性ガスの水素爆発への影響を本研究計画で立案しております</p> <p>「可燃性ガスの燃焼挙動」において調査の上検討したいと考えております</p> <p>C/V から建屋への漏えい（フランジ部からの漏えい）については本研究計画で立案しております「原子炉格納容器から</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		す。この点についてはどう整理する予定でしょうか。	の水素漏えい挙動」において確認する計画です。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	「溶融炉心挙動の評価」について、THERMOS の解析では下部 D/W 内構造物も考慮するのでしょうか？また、床及び壁がステンレスライナーに覆われたコンクリートの場合と、耐熱材が設置されている場合では、デブリの広がり、MCCI の発生が異なってくると思われま。溶融炉心落下前の水張りだけでなく、耐熱材による MCCI 抑制の効果も確認する予定はありますでしょうか？	THERMOS では Dry 条件だけでなく水がある条件での解析も可能です。ただし、現状において床材の影響を考慮することは極めて困難です。現時点では対象としておりませんが、今後その重要性等が出てくれば、狙いの一つとなってくる可能性もあると思います。
5	その他	「溶融炉心挙動の評価」について、MCCI 抑制のためにデブリの粒子化を促進すると、FCI による圧カスパイクが発生します。Ex-Vessel のデブリ対策は MCCI と FCI の影響を天秤にかけるようなことになりがちですので、この研究を通じ、最適解が見つければ良いと思います。	ご指摘のとおりで、ある程度の水位がある条件では水蒸気爆発が発生する確率が懸念されます。一方、Dry な条件においてもある程度の冷却がなされているということをどのように見ていくのか、がポイントとなります。

別添

**事前評価対象安全研究プロジェクトの研究計画  
(技術評価検討会での議論を踏まえ朱記修正)**



研究計画（案）

1. プロジェクト	9. 重大事故進展による放射性物質放出リスクの緩和策に関する研究	担当部署	技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門
		担当責任者	阿部豊 総括技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】 D) シビアアクシデント（軽水炉）	主担当者	栢尾大輔 主任技術研究調査官
3. 背景	<p>令和3年3月に、原子力規制庁は東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の事故に関する追加的な調査分析結果をまとめた中間報告書を公表した<sup>(1)</sup>。この報告書では、廃炉作業等によって現場の放射線レベルが下がったことから調査範囲を原子炉建屋（以下「R/B」という。）へ拡大することができたことにより、各号機での水素爆発等について従来把握していた事故の経緯に対して新たな知見を取りまとめた。特に1F3号機のR/Bで発生した水素爆発については、記録されている屋外映像からR/B上部での爆発が確認されていたが、R/B内部の調査では中間階での爆発と思われる痕跡が見られた。これを受けて、原子力規制庁では現行規制へのこれら知見の反映について検討を行っている。これまでの議論では、原子炉格納容器（以下「C/V」という。）で発生した水素をC/VベントによりC/V外に放出することがR/Bでの水素爆発を防止するために有効である、ということが共通理解として得られる状況にあるが、C/VからR/Bに対して水素が漏えいする状態については未だ十分なデータはなく、R/Bにおける水素爆発防止対策も依然として不確かさが残っている状態である。また、1F1, 2, 3号機のC/Vの上部に設置されているシールドプラグ下面の汚染の程度が高いこと<sup>(1)</sup>や、最近の1F事故の原因分析において、1F1号機のペDESTAL外周部を撮影した映像から、ペDESTALを構成する鉄筋コンクリートの一部が鉄筋を残して消滅している様子にあることが確認されている<sup>(2)</sup>。</p> <p>このような状況を踏まえて、本研究プロジェクトでは具体的な研究背景として以下に挙げる課題について着目している。</p> <p>(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動</p> <p>1F事故の原因分析において、1F事故において発生した水素爆発について、これまでC/V上部蓋のフランジ部から漏えいした水素がR/B最上階に滞留して何らかの要因で着火したことにより水素爆発が発生したと考えられていたが、1F事故の原因分析からR/B中間階でも水素爆発が発生した痕跡が確認された<sup>(1)</sup>。このことから、R/B下層階で漏えいした水素が最上階のみならず何らかの経路を経由して中間階に滞留する可能性が懸念されている。現行規制では、R/Bに対して水素爆発防止のための設備を設けることを要求しているが、これまで認識されていない経路により水素が滞留するおそれがあることは対策の十分性の判断を難しくしている。他方、C/Vから漏えいする水素の量や経路などは、重大事故の進展の仕方に応じたC/V内の雰囲気（温度、圧力及びガス組成）やC/V上蓋、電線貫通部、エアロック等のシール材の材質や劣化等の状態により支配されると考えられる。これまでに、<u>C/Vのシール部からのガスの漏えい</u>に関して、厳しい環境条件下で行われているものの空気、水蒸気又は窒素を用いた研究<sup>(3), (4)</sup>や水素を模擬したヘリウムを用いた研究ではあるものの限られた条件での研究<sup>(5), (6)</sup>が行われている。そのため、厳しい環境条件下においてシール部から水素がどのように漏えいしてシール機能が喪失するかという観点に着目した研究は見られず、C/Vのシール部からの水素漏えい挙動について網羅的に調査してデータベース化した例は国内外とも見られないことから、<u>厳しい環境条件下におけるC/Vのシール部からの水素ガスの漏えい挙動</u>に関する知見の拡充が必要である。</p> <p>(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動</p> <p>1F事故の原因分析において、1F3号機の水素爆発発生時に撮影された映像で有色の火炎がみられたことから、水素爆発発生時に水素だけでなく可燃性の有機物（以下「可燃性有機物」という。）が混合していた可能性が示唆されている<sup>(1)</sup>。これまでの国際的に得られている研究成果では、重大事故の進展に伴って原子炉の制御材に使われる炭化ホウ素やC/Vのベースマットに用いられるコンクリートから一酸化炭素等の可燃性気体が発生することが知られている<sup>(7)~(12)</sup>が、ケーブル被覆材を由来とするような有機物の発生や、水素に可燃性有機物が添加されることで水素爆発にどのような影響があるかについて検討が深められた例は国内外に見られない。このため、現行規制において要求している水素爆発防止対策の有効性に対しても、そのような可燃性有機物の発生が与える影響を判断する知見がないことから、可燃性有機物が添加した場合の水素爆発への影響に関する知見の拡充が必要である。</p> <p>(3) 事故進展及びソースターム解析</p> <p>1F事故の原因分析において、1F1, 2, 3号機のC/Vの上部に設置されているシールドプラグ下面の汚染の程度が高いことが確認された<sup>(2)</sup>また、1F事故の原因分析からR/B中間階でも水素爆発が発生した痕跡が確認された<sup>(1)</sup>。このような重大事故の進展に伴って発生する事象は、事故の緩和策の成否によって大きく変化することが想定される。また、水素や可燃性有機物が発生する場合には、炉心損傷に至っている状態であるため、同時に放射性物質の影響も考慮する必要がある。このような検討を行うためには炉心損傷の開始や進展について理解を深める必要がある。炉心損傷開始の判断に用いられている指標の一つとしてはPWRにおける炉心出口温度（以下「CET」という。）が挙げられるが、既往研究では、圧力容器頂部破断事故等の一部の事象において<u>炉心露出後に高温側配管の残存水が流下することや炉心上方の冷壁効果、蒸気の3次元流れの影響によりCETの挙動が被覆管温度から遅れる</u>とともに、現行の解析コードでは詳細に評価できない炉心内の3次元熱流動挙動が影響する可能性があることが指摘されている<sup>(13)</sup>。現行規制では、重大事故時のC/V破損防止対策の有効性を確認することとしており、その炉心損傷後の進展を評価する必要があるが、この評価では、原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じた重大事故の進展を現実的に考慮することが重要であり、MELCOR<sup>(14)</sup>による事故進展及びソースターム解析手法の継続的な高度化が必要である。</p>		

	<p>(4) 溶融炉心挙動評価</p> <p>溶融デブリについて、最近の1F事故の原因分析において1F1号機のペDESTAL外周部を撮影した映像が東京電力より公開され、ペDESTALを構成する鉄筋コンクリートの一部が鉄筋を残して消滅している様子にあることが分かった<sup>(2)</sup>。従来の知見<sup>(15)</sup>から、1F1号機では原子炉圧力容器から放出された溶けた炉心燃料がペDESTAL床面を広がってペDESTAL構造と接触したことにより、溶融炉心-コンクリート反応（以下「MCCI」という。）によってコンクリートが溶けたという想定をしていたが、調査結果からコンクリートがMCCIによって溶けたということを立証するデータは現状で十分ではなく、その経緯については詳細な検討が必要である。現行の規制においては、炉心が溶融する前にペDESTAL等には事前に注水し、溶融デブリの冷却を促進する対策が取られている。ペDESTALに注水した水に落下した溶融デブリは、冷却される過程でデブリベッドと呼ばれる塊となってペDESTALに注水した水の下部に堆積するが、1F1号機で得られた映像の観察からは粒子状デブリ、砂礫等の形態で周囲へと3次的に分布している可能性が示唆されている<sup>(14)</sup>。このようにMCCIによるコンクリートの浸食だけでなく、溶融デブリそのものの冷却挙動や分布挙動には極めて大きな不確かさが存在することから、様々な想定される重大事故の条件によって溶融デブリの形態やその分布挙動がどのように依存するかを3次元かつ非定常で評価することが必要である。</p>
<p>4. 目的</p>	<p>1F事故の原因分析において確認されたR/B中間階での水素爆発の痕跡や可燃性有機物を伴う水素の爆発、シールドプラグ下面の汚染、ペDESTAL部コンクリートの一部消滅等の知見から、以下に示す観点について重大事故緩和対策の取扱いの判断等に資するための知見を取得・拡充することを目的とする。</p> <p>(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動 重大事故時におけるC/Vのシール部からR/Bへの水素漏えい挙動の不確かさを低減するため、重大事故時におけるC/Vのシール部から漏えいする水素の挙動に係る知見を取得することを目的とする。</p> <p>(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動 可燃性有機物が水素爆発に与える影響等の知見を得るために、解析を通じて関連するデータを拡充することを目的とする。</p> <p>(3) 事故進展及びソースターム解析 想定される様々な事故シーケンスに対応した事故進展とソースタームに係る知見を整理するため、炉型に応じた事故の進展やその対応手順、炉心損傷の判断基準等に係る知見を拡充することを目的とする。</p> <p>(4) 溶融炉心挙動評価 溶融デブリ挙動の不確かさを低減するため、3次元非定常解析手法を用いて溶融デブリの形態やその分布に係る知見を拡充することを目的とする。</p>
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動 重大事故におけるC/Vのシール部から漏えいする水素の挙動に関する知見を拡充することで、C/Vの各シール部からR/Bへの水素漏えい挙動の不確かさを低減することができ、中間階での水素滞留の緩和策に対する重大事故緩和対策等の取扱いの判断に資することができる。</p> <p>(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動 可燃性有機物が水素爆発に与える影響等の知見を拡充することで、可燃性有機物の取扱いの要否の検討に資することができ、可燃性有機物を含む水素に対する重大事故緩和対策や他の重大事故緩和対策等への影響の検討に資することが期待される。</p> <p>(3) 事故進展及びソースターム解析 原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じて想定される様々な事故シーケンスに対応した事故進展とソースタームに係る知見を拡充することで、想定される様々な事故シーケンスに対応した事故進展とソースタームに係る知見を整理することができ、重大事故緩和対策の有効性評価に資することができる。</p> <p>(4) 溶融炉心挙動評価 溶融デブリの冷却挙動や分布挙動の不確かさを低減することで、溶融デブリの冷却促進のためのペDESTALへの事前注水等の重大事故緩和対策の有効性評価に資することができる。</p>
<p>6. 安全研究概要 (始期：R5年度) (終期：R8年度)</p>	<p>本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年5月29日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。</p> <p>①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。） ②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。）</p> <p>原子炉格納容器からの水素漏えい挙動、可燃性有機物を含む水素の挙動、事故進展及びソースターム解析及び溶融炉心挙動に関する知見を拡充するとともに、OECD/NEA/CSNIが行う国際共同プロジェクトに参加して知見の拡充を行う。</p>

(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】

1F事故の原因分析から、C/Vからの主な水素漏えい経路はC/V上蓋と推定されているが、C/Vからの水素漏えい箇所としては、C/V上蓋だけでなくC/Vフランジ部等のシール材を用いている箇所が考えられる。図1は、漏えい経路の一つとして想定されるC/V周りの構造及びC/V上蓋のフランジ部付近の構造並びに重大事故時にC/Vで発生した水素の想定されるR/Bへの漏えい経路を示す。重大事故時にC/V内部の温度や圧力が上昇する等C/V内部の環境条件が厳しくなることによりシール材が劣化し、C/V上蓋のシール材のシール性能が低下することで水素が漏えいする可能性が考えられる。また、C/Vの温度上昇によるフランジ部等の熱変位<sup>(3)</sup>によりフランジ部に隙間が生じてC/Vからの漏えいが生じる可能性がある。従来、シール材の健全性に関する試験は数多く行われてきているが、水素を模擬したガスを用いたより厳しい重大事故状態におけるシール部からの漏えい挙動及び性能限界に関する知見は得られていない。そのデータを取得してデータベース化することは、重大事故状態における水素漏えい経路の想定から重要である。そのため、重大事故時の条件を模擬した環境下におけるシール部からのガスの漏えい挙動を調べる実験(図2)を実施する。実験では圧力、温度、ガス組成(水素模擬ガス、空気、水蒸気等)、シール材の劣化度等をパラメータとして各状態における試験ガスの漏えい量などを測定し、シール部からのガス漏えいの様相に関する知見を取得する。また、熱膨張に伴い生じたフランジの隙間からの水素漏えいについては、フランジ間を任意の幅に設定して雰囲気条件を変化させて実験を行い、シール部からのガス漏えいの様相に関する知見を取得する。これらの得られた知見を整理してデータベース化する。

なお、実験に供する重大事故進展時の過渡的なC/V圧力、温度、ガス組成等を模擬した条件は、代表的な事故シナリオを選定する。

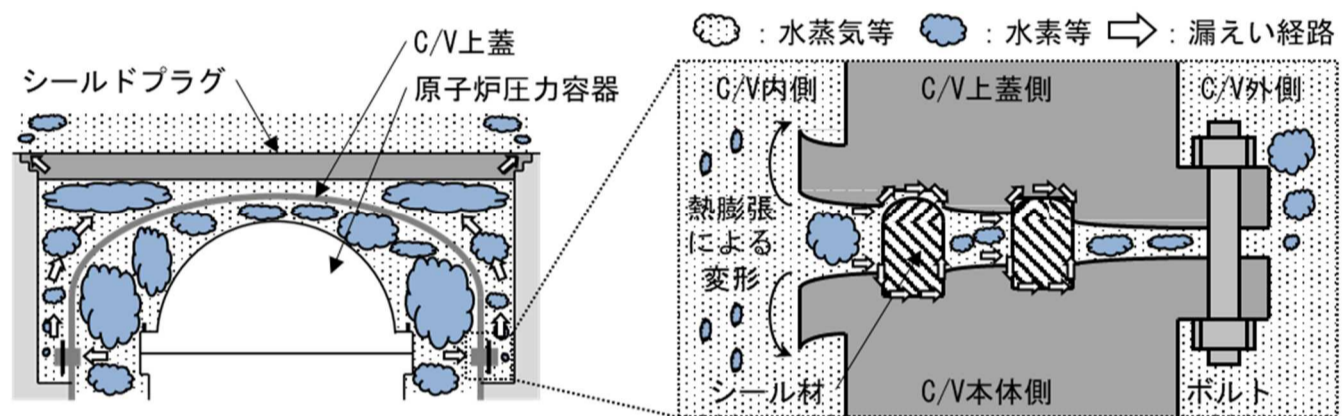


図1 C/V周りの構造及びC/V上蓋のフランジ部付近の構造並びに重大事故時に想定される水素等の漏えい経路

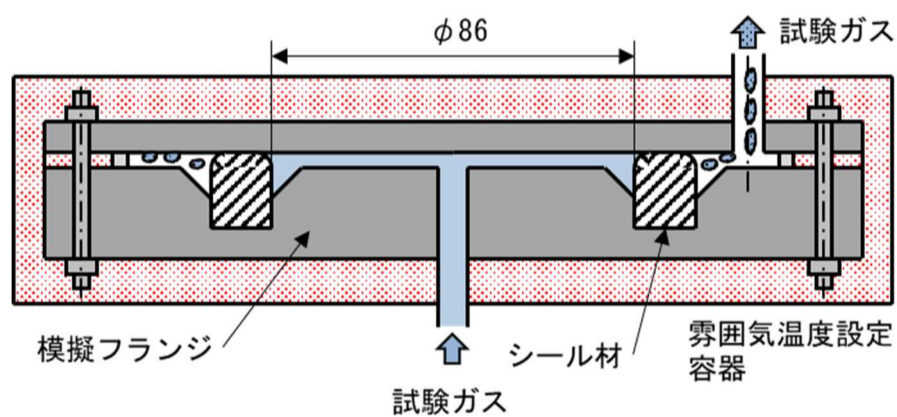


図2 シール材の漏えい特性試験の概念図

(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】

図3に重大事故時に想定されるR/B内における可燃性有機物を含む水素(以下「可燃性ガス」という。)の挙動を示す。1F3号機の水素爆発発生時に撮影された映像で有色の火炎がみられたことから、水素爆発発生時に水素だけでなく可燃性有機物が混合していた可能性が示唆されている。1F事故の原因分析では、C/V内部のケーブルに用いられている被覆材等が重大事故条件への曝露又は高温溶融物と接触すること等により可燃性有機物が発生する可能性があるとされている。

C/V内の様々な位置での可燃性有機物の発生については、デブリの幅広いパラメータを考慮するとともに詳細を扱うため、統計的手法による解析及び決定論に基づく解析の2つを実施する。統計的手法による解析については、確率論に基づく多次元デブリ挙動解析コードとMCCI解析コードを組み合わせた解析手法を用いて事故条件の不確かさを考慮するために入力パラメータの確率分布を評価し、これに基づき抽出した多数の入力ケースについて解析を実施することで可燃性ガス発生確率分布を取得する。決定論に基づく解析においては、3次元デブリ挙動解析コード及び汎用の数値流体解析(以下「CFD」という。)コードを連携することで溶融物とケーブル被覆の接触熱分解等に着目した評価手法を検討する。具体的には、3次元デブリ挙動解析コードによって実機のデブリの放出からキャビティに堆積までの各時間の3次元温度分布等を求め、それらの境界条件に基づき汎用のCFDコードによってC/V内の温度分布、ケーブルの温度及び熱分解を計算する。

可燃性ガスの燃焼については、ガス単体の化学反応データベースは多く存在するものの水素を主体とした可燃性ガスや水蒸気を伴う可燃性ガスの化学反応データベースはあまりないことから、燃焼速度等の物性値や燃焼に対する影響に関する実験的及び解析的研究の文献を調査する。また、化学量論に基づく解析手法を活用して化学反応評価を行い、可燃性ガスや水蒸気を伴う可燃性ガス等の化学反応データベースの拡充を図る。関与する可燃性ガスの種類によっては、物性値の取得や解析手法の妥当性確認に供するためのデータを実験により取得する。

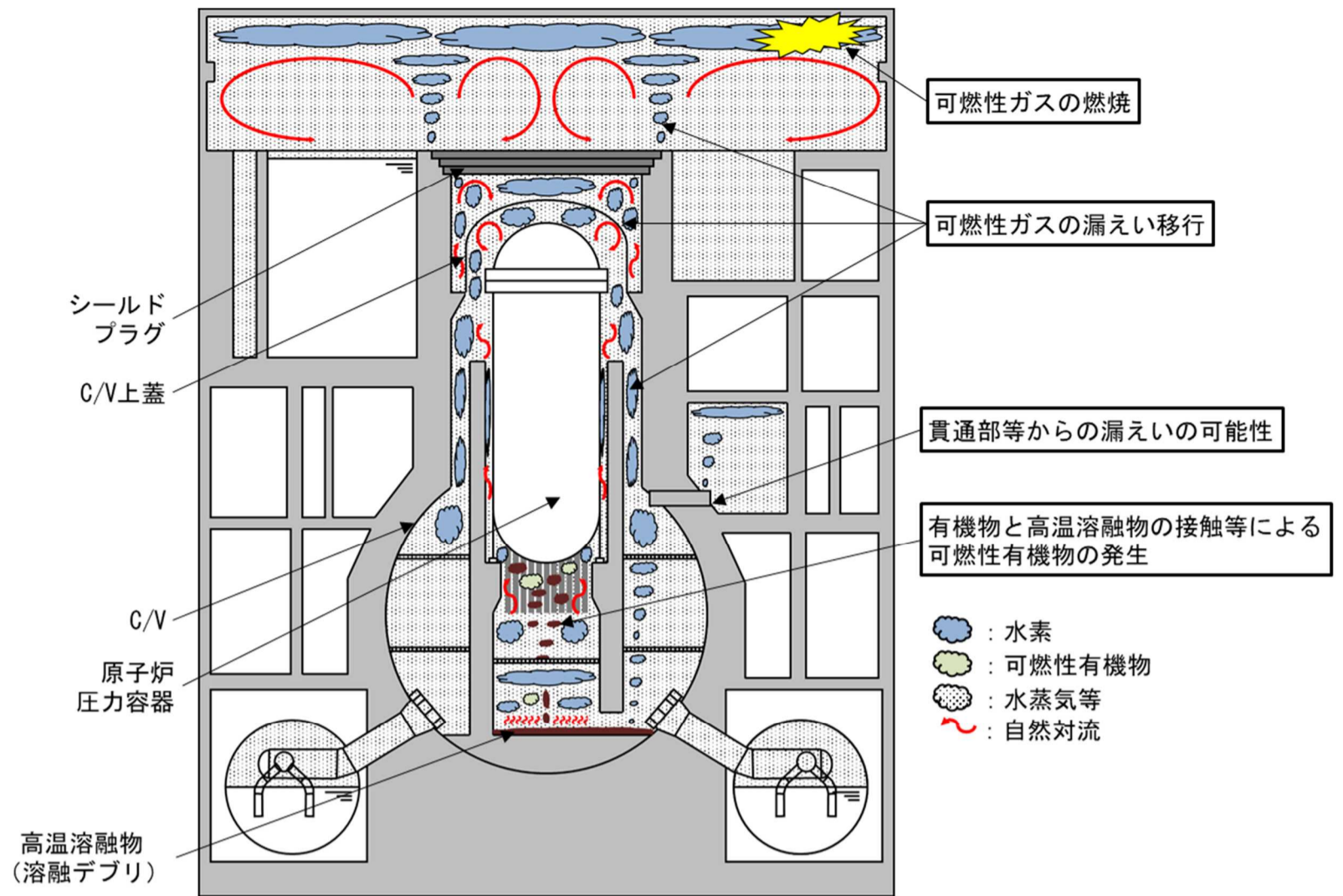


図3 重大事故時に想定されるR/B内における可燃性ガスの挙動

(3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】

1F事故の原因分析からシールドプラグ下面の高濃度汚染の可能性やR/B最上階及び中間階での水素爆発発生等が報告されており、PRAによって得られた代表事故シーケンスに基づき炉型ごとの事故進展解析によって上記の点に着目した知見を取得することが必要である。そのため、シビアアクシデント総合解析コードMELCORによる事故進展及びソースターム解析について、国内の代表的な炉型に対する解析手法を整備するとともに、PRAから選定される代表事故シーケンスについて事故進展解析を実施しソースタームを整理する(図4)。得られた結果から、炉型ごとのソースターム情報を更新し、緊急時活動レベルの見直しの検討に資する。また、重大事故の事故進展の評価には炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見を拡充することも重要である。特にCETを炉心損傷開始の判断指標とした場合の事故進展に着目し、圧力容器頂部小破断事故や圧力容器底部小破断事故等のCETと被覆管温度との差が大きい事故事象等について、多数のCET計測点を有する大型非定常試験装置等を用いた総合効果実験を実施する。ここでは、可能な限り炉心溶融時に近い高温の熱流動状態を模擬するため、燃料被覆管表面温度が実験装置の上限である1000K近傍となる実験条件も考慮する。起因事象や事故対応策が異なる実験ごとに、炉心内3次元熱流動に影響されるCETの径方向分布を分析するとともに、被覆管温度とCETの関係等を整理して3次元熱流動のCETの時間遅れへの影響を確認する。また、汎用のCFDコード等を用いて実験解析を行い、CETの径方向分布や3次元熱流動の影響について知見を補完する。以上より、様々な事故進展におけるCETの応答性について技術的知見を整備し、MELCORの事故進展解析に反映する。

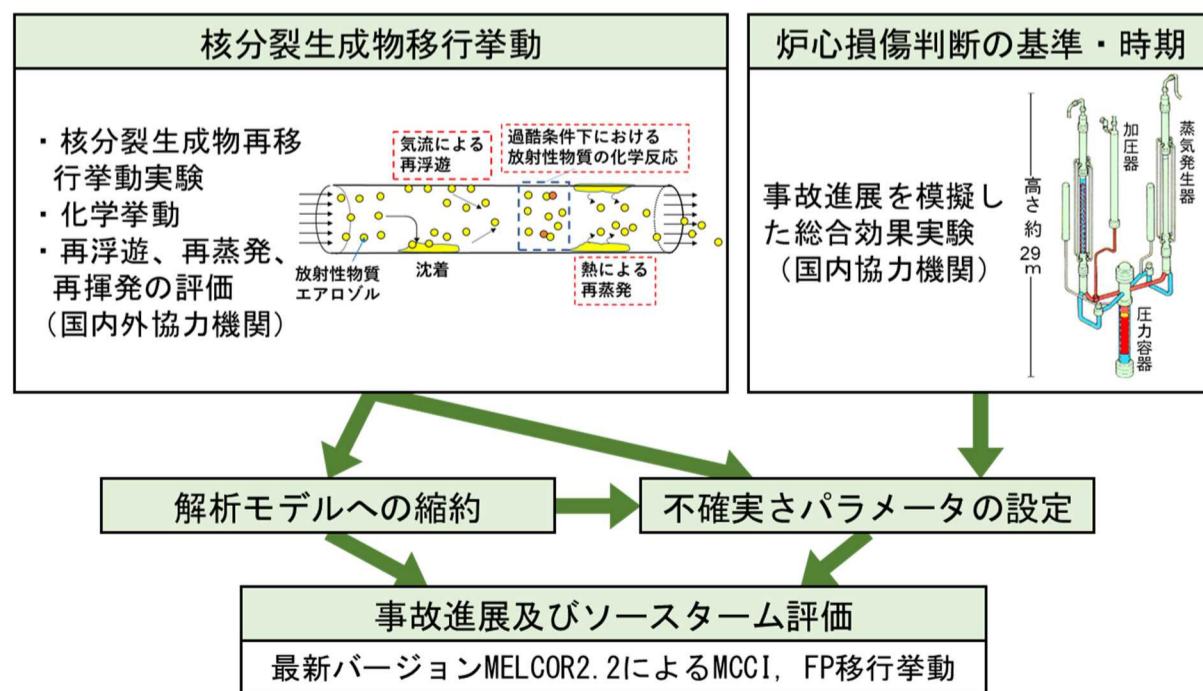


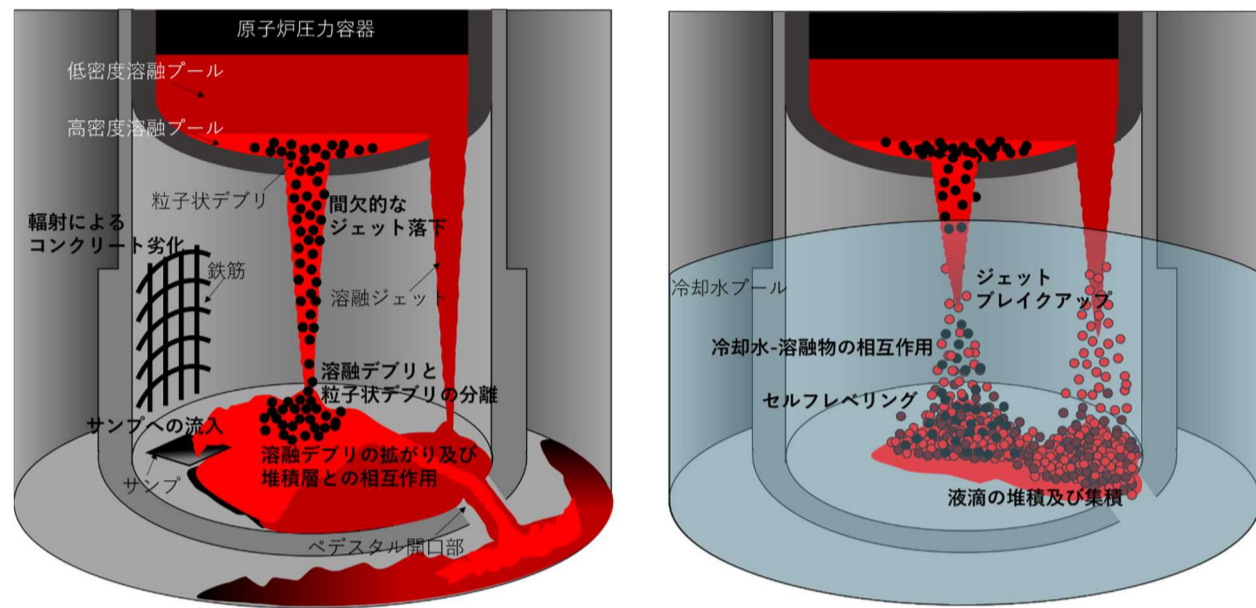
図4 事故進展及びソースターム評価 (一部文献(16)より引用)

(4) 溶融炉心挙動の評価【分類①②】

溶融炉心挙動について、1F1号機のC/V内部の観察結果からデブリベッドだけでなく粒子状デブリ、砂礫等の形態で周囲へと3次元的に分布している可能性が示唆されているが、これは従来から想定されている溶融デブリの挙動及びMCCIとは異なる

る様相を示している。シビアアクシデント時のC/V内におけるデブリ挙動のメカニズムを図5に示す。原子炉圧力容器から放出されるデブリの形態（溶融デブリ、粒子状デブリ）及び溶融デブリの固相割合は炉内外の冷却状態等に支配され、異なる破損口から間欠的に落下する。冷却水がない場合には、溶融ジェットは原子炉下部キャビティに落下し、拡がることでデブリベッドを形成する。一方、冷却水がある場合には、溶融ジェットは分裂しキャビティには溶融液滴の堆積及び集積が発生するとともに冷却材との相互作用が発生する。また、間欠的に落下したデブリは、既に形成されたデブリベッドと相互作用する。堆積したデブリベッドからの崩壊熱によりキャビティ床面及びペDESTAL壁面においてMCCIが発生する。溶融デブリの冷却促進のためのペDESTALへの事前注水等の重大事故緩和対策の有効性評価にあたっては、溶融デブリの冷却挙動や分布挙動の知見を拡充する必要がある。

これまで、3次元のデブリベット形成に関する解析コードTHERMOSの開発を実施しており、高い空間及び時間解像度での溶融物の落下及び拡がりに関する解析が可能となっている<sup>(17)・(18)</sup>。そこで、総合重大事故解析コード等による解析結果に基づき、上述の現象を考慮できるTHERMOSを用いた解析を行うことで、実機条件における高い空間及び時間解像度におけるTHERMOSを用いてペDESTALに冷却水がない条件及びある条件でのデブリ挙動について評価する。



(a) 冷却水がない場合

(b) 冷却水がある場合

図5 溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却性モデル

(5) OECD/NEA/CSNI主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集【分類①②】

以下のプロジェクトに参加し、関係機関と協力して解析コードの妥当性確認のためのデータ取得及び専門家との情報交換を通じての現象理解及び解析手法に関する知見を取得する。

プロジェクト	取得対象	活用先
ESTER (～R6年)	放射性物質のC/Vからの遅延放出メカニズムや有機ヨウ素生成等に関する実験データ	本プロジェクトの「様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム」において活用。
THEMIS (～R6年)	一酸化炭素を含む水素燃焼、静的触媒式再結合装置（以下「PAR」という。）性能確認やヨウ素酸化物によるPARへの影響、スクラビング効果実験等に関する実験データ	本プロジェクトの「様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム」及び「可燃性有機物を含む水素の挙動」においても活用。
ROSAU (～R6年)	プール水中での溶融デブリ拡がり挙動及びデブリベッドの冷却性に関する不確かさを低減するための実験データ	本プロジェクトの「溶融炉心挙動の評価」において活用。
FACE (～R8年)	1F事故の教訓に基づく安全研究に関する知見	本プロジェクトの「原子炉格納容器からの水素漏えい挙動」フィードバック。

行程表

	R 5 年度	R 6 年度	R 7 年度	R 8 年度
(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動	実験装置整備		学会発表▽	論文投稿▽
	実験データ取得及び分析			
			実験データの整理	
(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動	○可燃性有機物の発生		学会発表▽	論文投稿▽
	解析手法の検討			論文投稿▽
	○可燃性ガスの燃焼挙動			論文投稿▽
	物性に係る文献調査			
	化学量論に基づく物性評価及びデータベースの作成			
		既存解析手法の適用性確認		
(3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価	○様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備		学会発表▽	論文投稿▽
	MELCORによる代表的な炉型に対する評価手法の整備			
	○炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見			
	CETと被覆管温度との差が大きい事故事象を模擬した総合効果実験			
	CFD解析等によるCET応答性の知見整備及び事象進展解析への反映			
(4) 溶融炉心挙動の評価	冷却水がない条件における溶融炉心の3次元非定常挙動に関する評価		学会発表▽	論文投稿▽
	冷却水がある条件における溶融炉心の3次元非定常挙動に関する評価			
(5) OECD/NEA/CSNI主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集及び活用の検討	ESTER (放射性物質の遅延放出、有機ヨウ素生成等)			
	THEMIS (一酸化炭素を含む水素燃焼、C/V内エアロゾル放出挙動等)			
	ROSAU (溶融デブリのプール水中拡がり等不確かさ低減)			
	FACE (IF事故に関する研究)			

7. 実施計画

【R 5 年度の実施内容】

- (1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】  
C/Vのフランジを模擬した小規模の実験装置及び計測環境等の整備を行うとともに、重大事故環境を模擬した圧力、温度等におけるシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。
- (2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】
  - a. 可燃性有機物の発生挙動  
ケーブルの被覆材等からの可燃性有機物の発生に係る文献調査を実施するとともに、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法の検討を実施する。
  - b. 可燃性ガスの燃焼挙動  
可燃性ガスの物性に係る文献調査を実施するとともに、化学量論に基づく解析手法を用いて燃焼ガスの物性評価を実施する。
- (3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】
  - a. 様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備  
MELCORによる代表的な炉型に対する評価モデルの構築を行う。
  - b. 炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見の整備  
被覆管温度に対するCETの遅れが大きい事故進展（起因事象、事故対応策等）を検討する。圧力容器頂部小破断事故や圧力容器底部小破断事故（事故対応策無し）等を模擬した総合効果実験を実施する。
- (4) 溶融炉心挙動の評価【分類①②】  
Thermosを用いてデブリの形態やその分布を評価する。冷却水がない条件における溶融デブリの3次元非定常挙動について、Thermosに溶融炉心・粒子状デブリの崩壊熱及び気相への移行熱量を考慮して解析を実施する。

【R6年度の実施内容】

(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】

単一成分の試験ガス（空気、ヘリウム、窒素等）の種類を変えてを用いたシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。

(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】

a. 可燃性有機物の発生挙動

前年度に引き続き、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法の検討を実施する。

b. 可燃性ガスの燃焼挙動

化学量論に基づく解析手法を用いて水等が混合した燃焼ガスの物性評価を実施する。

(3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】

a. 様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備

前年度に引き続き、MELCORによる代表的な炉型に対する評価モデルの構築を行う。

b. 炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見の整備

低温側配管小破断事故や高温側配管小破断事故（事故対応策無し）等を模擬した総合効果実験を実施する。前年度までに実施した総合効果実験を対象に汎用CFDコード等を用いて実験解析を実施する。

(4) 熔融炉心挙動の評価【分類①②】

前年度に引き続き、THERMOSを用いてデブリの形態やその分布を評価する。冷却水がない条件における熔融デブリの3次元非定常挙動について、THERMOSに熔融炉心・粒子状デブリの崩壊熱及び気相への移行熱量を考慮して解析を実施する。

また、冷却水がある条件における熔融デブリの3次元非定常挙動について、THERMOSに熔融ジェット・粒子状デブリの挙動及び気相への移行熱量を考慮して解析を実施する。

【R7年度の実施内容】

(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】

複数成分の試験ガスを用いたシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。またシール材の形状を変えて試験を実施する。

(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】

a. 可燃性有機物の発生挙動

前年度までの検討結果に基づき、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法を作成する。

b. 可燃性ガスの燃焼挙動

前年度までに得られた化学量論に基づく解析の結果からデータベースを作成する。また、既存の爆発解析手法との比較を行う。

(3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】

a. 様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備

前年度に引き続き、MELCORによる代表的な炉型に対する評価手法の整備を実施するとともに、PRAから選定される代表事故シーケンスについて事故進展解析を実施する。

b. 炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見の整備

圧力容器頂部小破断事故や圧力容器底部小破断事故（事故対応策有り）等を模擬した総合効果実験を実施する。前年度までに実施した総合効果実験を対象に汎用CFDコード等を用いて実験解析を実施する。

(4) 熔融炉心挙動の評価【分類①②】

THERMOSを用いて得られたデブリの形態やその分布の評価結果からデブリ堆積高さ及び温度等の分布に関する知見を蓄積する。冷却水がない条件における熔融デブリの3次元非定常挙動について、THERMOSを用いて実機条件を考慮した解析を実施し、総合的に評価する。

また、前年度に引き続き、冷却水がある条件における熔融デブリの3次元非定常挙動について、THERMOSに熔融ジェット・粒子状デブリの挙動及び気相への移行熱量を考慮して解析を実施する。

【R8年度の実施内容】

(1) 原子炉格納容器からの水素漏えい挙動【分類①②】

前年度に引き続き、シール材の形状を変えてシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。また、フランジ間の隙間が拡大した条件におけるシール部からの試験ガスの漏えい量等を測定する実験を実施する。

(2) 可燃性有機物を含む水素の挙動【分類①②】

a. 可燃性有機物の発生挙動

前年度に引き続き、機構論的手法による可燃性有機物の発生挙動に係る評価手法を作成する。また、それを用いた評価を行う。

b. 可燃性ガスの燃焼挙動

既存の爆発解析手法の可燃性ガスの燃焼挙動への適用性を確認する。

(3) 様々な事故シーケンスに対応した事故進展及びソースターム評価【分類①②】

a. 様々な事故シーケンスに対する事故進展評価手法の整備

前年度に引き続き、MELCORによる代表的な炉型に対する評価手法の整備を実施するとともに、PRAから選定される代表事故シーケンスについて事故進展解析を実施し、ソースタームを整理する。

b. 炉心損傷判断の基準や時期に係る技術的知見の整備

低温側配管小破断事故や高温側配管小破断事故（事故対応策有り）等を模擬した総合効果実験を実施する。前年度までに実施した総合効果実験を対象に汎用CFDコード等を用いて実験解析を実施する。また、これまで整備したGETの応答性に関する知見に基づいて、MELCORの事象進展解析（炉心損傷判断に係る解析条件等）を検討する。

	<p>(4) 溶融炉心挙動の評価【分類①②】</p> <p><u>冷却水がある条件における溶融デブリの3次元非定常挙動について、THERMOSを用いて実機条件を考慮した解析を実施し、総合的に評価する。THERMOSを用いて実機条件におけるデブリの形態やその分布を評価する。</u></p>
<p>8. 実施体制</p>	<p>【シビアアクシデント研究部門における実施者（主担当者には○を記載）】</p> <p>○枘尾 大輔 主任技術研究調査官  金子 順一 主任技術研究調査官  平等 雅巳 技術研究調査官  菊池 航 技術研究調査官  深沢 正憲 技術研究調査官  堀田 亮年 技術参与</p> <p>【前年度までの委託研究先】</p> <p>なし</p> <p>【共同研究先】</p> <p>なし</p>
<p>9. 備考</p>	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>(1) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～、<a href="https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf">https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(2) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における 事故の分析に係る検討会（第30回） 資料1-1 1号機PCV内部調査の状況について、<a href="https://www.nra.go.jp/data/000395861.pdf">https://www.nra.go.jp/data/000395861.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(3) 財団法人原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、平成15年3月、2003年</p> <p>(4) 原子力規制委員会、「安全研究成果報告 重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」、RREP-2022-1001、<a href="https://www.nra.go.jp/data/000392320.pdf">https://www.nra.go.jp/data/000392320.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(5) 鈴木ら、「技術論文 改良EPDM材料の高温環境特性の評価」、バルカー技術誌、<a href="https://www.valqua.co.jp/wp-content/uploads/pdf/technical/34j/vtn034-05.pdf">https://www.valqua.co.jp/wp-content/uploads/pdf/technical/34j/vtn034-05.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(6) 名取ら、「〈技術レポート〉 原子力関連設備向けゴムガスケット評価法の検討 —高耐久性EPDM『EP-176』の圧縮永久ひずみ特性—」、ニチアス技術時報、<a href="https://www.nichias.co.jp/research/technique/pdf/369/01.pdf">https://www.nichias.co.jp/research/technique/pdf/369/01.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(7) IAEA、“Mitigation of Hydrogen Hazards in Severe Accidents in Nuclear Power Plants”、IAEA-TECDOC-1661、<a href="https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE_1661_Web.pdf">https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE_1661_Web.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(8) IAEA、“IAEA TECDOC SERIES Developments in the Analysis and Management of Combustible Gases in Severe Accidents in Water Cooled Reactors following the Fukushima Daiichi Accident”、IAEA-TECDOC-1939、<a href="https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1939_web.pdf">https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1939_web.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(9) OECD/NEA/CSNI、“Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety State-of-the Art Report”、NEA/CSNI/R(2000)7、<a href="https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-7.pdf">https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-7.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(10) OECD/NEA/CSNI、“CARBON MONOXIDE – HYDROGEN COMBUSTION CHARACTERISTICS IN SEVERE ACCIDENT CONTAINMENT ONDITIONS Final report”、NEA/CSNI/R(2000)10、<a href="https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-10.pdf">https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-10.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(11) OECD/NEA/CSNI、“IN-VESSEL AND EX-VESSEL HYDROGEN SOURCES”、NEA/CSNI/R(2001)15、<a href="https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2001/csni-r2001-15.pdf">https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2001/csni-r2001-15.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(12) OECD/NEA/CSNI、“Status Report on Hydrogen Management and Related Computer Codes”、NEA/CSNI/R(2014)8、<a href="https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-8.pdf">https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-8.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(13) OECD/NEA/CSNI、“Core Exit Temperature (CET) Effectiveness in Accident Management of Nuclear Power Reactor,” NEA/CSNI/R(2010)9、<a href="https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_18950/core-exit-temperature-cet-effectiveness-in-accident-management-of-nuclear-power-reactor">https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_18950/core-exit-temperature-cet-effectiveness-in-accident-management-of-nuclear-power-reactor</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(14) Sandia National Laboratories、“MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users’ Guide, Version 2.2.9541,” SAND 2017-0455 0、<a href="https://www.nrc.gov/docs/ML1704/ML17040A429.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML1704/ML17040A429.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(15) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における 事故の分析に係る検討会（第30回） 参考1 日本原子力学会 燃料デブリ研究専門委員会 解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について、<a href="https://www.nra.go.jp/data/000395863.pdf">https://www.nra.go.jp/data/000395863.pdf</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(16) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門 安全研究センター 熱水力安全研究グループ、ROSA-V/LSTF実験、<a href="https://www.jaea.go.jp/04/anken/group/tsrg/rosa-v.html">https://www.jaea.go.jp/04/anken/group/tsrg/rosa-v.html</a>、（最終アクセス：令和4年8月19日）</p> <p>(17) Hotta, A., Hadachi, H., Kikuchi, W., Shimizu, M., “Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS-MSPREAD Part-1: Spreading models, numerical solution methods and verifications”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 386, 111523, 2022.</p> <p>(18) Hotta, A., Hadachi, H., Kikuchi, W., Shimizu, M., “Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS-MSPREAD Part-2: Special models and validations based on dry spreading experiments using molten oxide mixtures and prototype corium”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 387, 111598, 2022.</p>



## 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 1 2 月 6 日  
原 子 力 規 制 庁

### I. 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（R2～R6（2020～2024））

#### 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、原子力発電所の重要機器及び構造物のうち、原子炉圧力容器、電気・計装設備、炉内構造物、ステンレス鋼製機器を対象に、実機環境における経年劣化挙動を踏まえて、現在使用されている経年劣化を模擬的に付与した加速劣化試験結果による経年劣化評価手法の保守性を検証する。

#### 2. 研究概要

- 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究  
原子炉圧力容器は、高経年化に伴い中性子照射脆化が進行することから、本研究では、実機で使用された監視試験片等を用いた試験により現行の評価手法の保守性及び評価対象部位の代表性に関する検証を行い、原子炉圧力容器の健全性評価に関する知見を拡充する。
- 電気・計装設備の健全性評価に関する研究  
本研究では、実機で長期間使用された低圧ケーブル等を用いて、絶縁体の機械的特性や絶縁性能に係るデータを取得し、実機使用環境における実機材料の劣化状態を評価する。また、実機材料を用いた試験により、加速劣化手法の技術的妥当性確認及び事故時環境下における絶縁性能に係るデータを取得し、電気・計装設備の健全性評価に関する知見を拡充する。
- 炉内構造物の健全性評価に係る研究  
炉内構造物は中性子照射を受けて破壊靱性が低下することから、本研究では、実機材料を用いた破壊靱性試験データを取得し、加速照射試験等により取得した破壊靱性試験データの下限により策定された一般社団法人日本機械学会維持規格の破壊力学的評価式の保守性を検証する。また、実機材料を用いて、事業者が実施した長期間の予防保全対策技術の保守性を検証する。
- ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究  
ステンレス鋼は長時間高温に曝される熱時効により靱性が低下することから、本研究では、実機材料を用いた破壊靱性試験データを取得し、現在使用されている加速熱時効による破壊靱性試験データで策定された靱性低下挙動予測モデルに基づく靱性評価の保守性を検証する。

### 3. 現状の研究成果

- 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

実機材料の入手準備を始めつつ、未照射材料及び試験炉照射材料を用いた機械試験に着手した。また、未照射材料及び試験炉照射材料の溶接熱影響部から採取した試験片について、走査透過型電子顕微鏡及び3次元アトムプローブによる微細組織分析を行った結果、格子不整合な析出物が、母材部に比べて溶接熱影響部に多く存在するという知見を得た。なお、これらの研究成果は、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により実施した。

- 電気・計装設備の健全性評価に関する研究

関西電力高浜1号及び高浜2号で長期間使用された安全系低圧ケーブルを実機材料として選定し、絶縁体の機械特性や絶縁性能に係るデータを取得するとともに、実機使用環境における劣化状態を調査した。また、これらの実機材料を用いて事故時環境下における絶縁性能に係るデータを取得し、ケーブルの健全性を検証した。さらに、当該安全系低圧ケーブルを長期間使用後に事故が発生した場合においても、当該ケーブルの健全性は保たれることを確認した。なお、これらの研究成果は、学校法人早稲田大学への委託研究により実施した。

- 炉内構造物の健全性評価に係る研究

既に国内外で取得されている照射ステンレス鋼の破壊靱性データを基に、実機材料を採取すべき炉内構造物の部位を特定し、試験片採取計画及び試験マトリックスを策定した。また、実機材料を採取する際の切断により生じる残留応力の影響を確認するために試験を行ったところ、付与した圧縮残留応力が切断により引張応力側へ転じることは無いという知見を得た。なお、これらの研究成果は、一般財団法人電力中央研究所への委託研究により実施した。

- ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究

中部電力浜岡1号で長期間使用された原子炉冷却材再循環ポンプを実機材料として選定し、発電所構内からの切り出し作業を行い、研究実施機関までの輸送を完了した。また、取得した当該実機材料を用いた試験項目及び試験片採取位置の検討を行った。なお、これらの研究成果は、一般財団法人電力中央研究所への委託研究により実施した。

### 4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 関連する過去の研究、最新知見を良く調べているとの意見があった。また、実機と試験の間には、使用環境（照射量、温度、時間、水環境、等）や加工（ショットピーニングなどの補修も含む）などの、多くのバラツキ要因があるが、これらを考慮した複合要因試験などで、影響分析が進められていることが評価された。

- 研究成果の論文化について、早め早めに投稿してピアレビューを受けることによって安全研究の学術的・技術的成果を世に問うとともに議論を活性化していただきたい。例えば、試験片の準備と言った内容でも、技術的難易度の高い、かつ、注目度の高い情報であれば、論文化の価値があると思われる。このような「外」

との接点が、安全研究に携わる規制庁職員の能力向上、職場全体としてのモチベーションアップ、さらには新規職員採用活動への好循環、などにも繋がっていくと思われるとの意見があった。今後、成果を積極的に、論文・学会等の場で公表していく。

- 温度、湿度に加えて原子炉特有の放射線に対する評価を行っており、ここで得られたデータは工学的に大変重要であることは間違いない。今後、さらに試料数を増やしていくことにより、加速試験の妥当性や信頼性評価に役立つデータの蓄積ならびに学会発表などを通じたデータ共有をお願いしたいとの意見があった。試料数を増やす等工夫し、データの蓄積を図るとともにデータを取りまとめて、学会等で発表していく。
- 破壊評価では破壊靱性のみでなく作用応力として応力・ひずみ曲線も必要になる。鋳造ステンレス鋼への破壊靱性予測モデルの妥当性のみでなく、応力・ひずみ曲線予測モデルの検証も含める方が良い。また、炉内構造物の試験でも同様に、応力・ひずみ曲線を取得することが望まれるとの意見があった。実機材料から取得する試験片員数を考慮しながら応力・ひずみ曲線の関係について可能限り議論及び考察を実施する。
- 詳細は別表1参照

## 5. 中間評価結果

### (1) 当初計画の適切性に関する評価

#### ① 技術動向の観点からの評価

##### ● 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

未照射材料及び試験炉照射材料を用いた機械試験の実施、溶接熱影響部から採取した試験片の微細組織分析を行うなど、当初計画の目標どおり知見を取得している。今後、原子炉圧力容器の健全性評価法の保守性を検証するために監視試験片を用いた破壊靱性試験及びシャルピー衝撃試験等の結果が重要であることから、当初計画どおり継続的に研究していく必要がある。

##### ● 電気・計装設備の健全性評価に関する研究

低圧ケーブルを用いた各種試験を実施し、実機使用環境における健全性に関する知見を取得するなど、当初計画の目標どおり進捗している。今後、電気・計装設備の長期健全性評価手法及び絶縁診断の劣化評価手法の保守性を検証するために高圧ケーブル等を用いた各種試験の結果が重要であることから、当初計画どおり継続的に研究していく必要がある。

##### ● 炉内構造物の健全性評価に係る研究

炉内構造物からの取得部位の特定、並びに特定した部位からの試験片採取計画及び試験マトリックスの策定を行った。また、予防保全対策の保守性を検証するための切断による影響及び実機の複合要因影響に関する知見を収集するなど、当初計画の目標どおり進捗している。今後、令和6年度以降に取得予定の炉内構造物を確実に採取するための知見を取得するために炉内構造物から供試体を採取す

る採取工法等の検討結果が重要であることから、当初計画どおり継続的に研究していく必要がある。

- ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究

原子炉冷却材再循環ポンプを切り出し、研究実施機関まで輸送するとともに、試験項目及び試験片採取位置の検討を行うなど、当初計画の目標どおり進捗している。今後、靱性低下挙動予測モデルの適用性を検証するために採取した再循環ポンプを用いた破壊靱性試験、シャルピー衝撃試験等の結果が重要であることから、当初計画どおり継続的に研究していく必要がある。

② 規制動向の観点からの評価

- 高経年化技術評価及び運転期間延長認可申請時の劣化状況評価の審査において、原子炉容器の中性子照射脆化や電気・計装設備の絶縁特性低下等に係る健全性評価を確認する際の技術的判断根拠として活用できる研究成果が得られている。経年劣化評価に関する審査結果の説明性向上に資するため、引き続き、実機材料を用いて関連データ等の技術的知見を蓄積していくことが望まれる。（関係する規制部門（実用炉審査部門）による評価）

- 技術基準規則解釈第 14 条等に引用された日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」の技術評価に用いる技術的根拠等の整備に関する研究であり、改訂版の技術評価等に必要な知見が得られている。引き続き研究を進めることが望ましい。（関係する規制部門（技術基盤課）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： 本研究で得られた知見は、高経年化技術評価及び運転期間延長認可申請時の劣化状況評価の審査に関する技術的判断根拠として活用が期待されることから、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

- 原子炉圧力容器、炉内構造物及びステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究については、本研究に関連する実機材料を活用した国際プロジェクトの最新知見及び研究手法も参考に実施している。技術評価検討会の外部専門家の意見も踏まえ、技術的適切性をもって研究が進められていると判断した。
- 電気・計装設備の健全性評価に係る研究については、最新の経年劣化評価手法を用いて健全性評価が行われている。技術評価検討会の外部専門家の意見も踏まえ、技術的適切性をもって研究が進められていると判断した。

② 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性： A

- 各研究内容に対する専門性に鑑み、研究者及び委託研究の相手先も適切に選定されており、研究は計画どおり進捗し、目標を達成している。このことから、適切な研究体制が構築されており、従事する研究者の能力が有効に発揮されていると評価する。
- 委託研究の相手も含め予算執行、進捗管理及び検収を含めた契約業務については法令等を遵守し実施している。また、各研究予算の執行率も高く、研究マネジメントは適切であると評価する。

(3) 総合評価

- 評価結果： A
- 評価コメント：

関連する過去の研究及び最新の研究手法を参考に実施していることから、技術的適切性をもって研究が進められていると判断した。また、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。さらに、研究マネジメント及び業務管理も適切に行われており、今後も計画どおりに進めることが適切である。

6. 研究計画への反映

- 実施内容については、評価委員等のコメントを参考にするとともに、今後の技術動向、規制動向を踏まえ、柔軟に見直すこととする。また、試験、解析及び結果の考察においては、最新の知見を踏まえた上で研究を進める。
- 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 渡辺藍己 他、“原子力発電所から撤去された FR-EPDM ケーブルの重大事故環境下における絶縁性能”、電気学会論文誌 A、2022 年 9 月
  - ② 芳賀明日香 他、“重大事故環境下での原子力発電所用安全系低圧ケーブルの絶縁特性に及ぼす酸素の影響”、電気学会論文誌 A（2022 年 7 月投稿）
- 口頭発表
  - ① 渡辺藍己 他、“実機ケーブルの重大事故環境下における絶縁性能”、電気学会第 52 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、オンライン開催、2021 年 9 月（査読無し）
  - ② 芳賀明日香 他、“沸騰水型原子炉用電気ペネトレーションの重大事故時環境に

おける絶縁性能”、電気学会第 52 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、オンライン開催、2021 年 9 月（査読無し）

- ③ 芳賀明日香 他、“原子力発電所用安全系ケーブルの重大事故時環境下での絶縁特性に及ぼす酸素の影響”、電気学会第 53 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、東北大学、2022 年 9 月（査読無し）

## （2）委託先による公表

### ● 論文（査読付）

- ① Yoshimichi Ohki, et al, “Synergism of radiation and steam on mechanical properties of cable insulation removed from a nuclear power plant”, Journal of Nuclear Science and Technology（投稿中）

### ● 国際会議のプロシーディング（査読付）

- ① Yoshimichi OHKI, et al., “Degradation of a FR-EPDM Cable Removed from a Nuclear Power Plant”, IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomena, Denver, Oct. 30–Nov. 2, 2022.
- ② Yoshimichi Ohki, et al., “Superposition of Time-dependent Data for Accelerated Aging of Nuclear Power Plant Cables and Its Validity”, 9th International Conference on Condition Monitoring and Diagnosis 2022, Kitakyusyu, Nov.13–18, 2022.

### ● その他

- ① 佐藤孔亮 他、“原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム 絶縁ケーブルの電流積分法による劣化評価”、電気学会第 52 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、オンライン開催、2021 年 9 月（査読無し）
- ② 平井直志 他、“原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム ケーブル絶縁体の機械特性”、誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会、オンライン開催、2022 年 3 月（査読無し）
- ③ 佐藤孔亮 他、“原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム 絶縁ケーブルの電流積分法による劣化評価（II）”、誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会、オンライン開催、2022 年 3 月（査読無し）
- ④ 大木義路、“原子力発電所用ケーブルの劣化位置標定と重大事故環境下での劣化挙動、早稲田大学・東京都市大学 共同原子力専攻第 16 回未来エネルギーフォーラムシンポジウム（2010 年 4 月・共同原子力専攻設立からの歩み）原子力エネルギー利用と安全研究の最前線”、早稲田大学、2022 年 3 月（査読無し）
- ⑤ 大木義路 他、“原子力発電所よりの撤去ケーブルと人工劣化ケーブルの比較による加速劣化の妥当性評価”、電気学会第 53 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、東北大学、2022 年 9 月（査読無し）

- ⑥ 佐藤孔亮 他、“原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム絶縁ケーブルの電流積分法による劣化評価 (III)”、電気学会第 53 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、東北大学、2022 年 9 月 (査読無し)
- ⑦ 大木義路 他、“原子力発電所での経年劣化による FR-EPDM 絶縁ケーブルの漏れ電流減少とその理由”、誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会、2022 年 11 月
- ⑧ 下平昌樹 他、“透過型電子顕微鏡を用いた原子炉圧力容器溶接熱影響部の照射欠陥分析”、日本原子力学会 2022 年秋の大会、茨城大学、2022 年 9 月 (査読無し)
- ⑨ Yasufumi Miura, et al., “CRIEPI research activities on material aging using decommissioned reactor materials sponsored by Nuclear Regulation Authority”, Vienna, Nov. 28-Dec. 2, 2022.

## Ⅱ. 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験 (R2～R7 (2020～2025))

### 1. 研究プロジェクトの目的

- 重大事故の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階において生じる不確実さが大きな四つの物理化学現象（①放射性物質の除去及び②移行挙動、③格納容器熱流動挙動、並びに④デブリ冷却挙動）について実験を行い、解析コードの高度化に必要な実験データ及び知見を拡充することを目的としている。

### 2. 研究概要

- 圧力抑制プールでの放射性物質の除去効果（プールスクラビング）に係る研究  
気泡挙動等のプールスクラビングの重要現象を個別に評価できる小規模実験及びプール水温がエアロゾル粒子の保持効果に及ぼす影響を確認する中規模実験を実施する。
- 放射性物質の移行挙動（ソースターム）に係る研究  
ソースタームにおいて支配的な現象である化学反応、再移行挙動、気相化学・物質移行及びペレットからの放出に関する実験を実施する。
- 重大事故時格納容器熱流動に係る研究  
重大事故時に想定される非常に高温な過熱蒸気による格納容器上部壁の熱伝達及び格納容器内の熱流動への影響を検討するための実験を実施する。
- 粒子状デブリ冷却性に係る研究  
粒子状デブリの形状変化に応じた構造物との熱伝達を把握し、そのモデル開発に資する知見を拡充するための実験を実施する。

### 3. 現状の研究成果

- プールスクラビングに係る研究については、国立大学法人筑波大学への委託研究により、詳細計測や数値解析を用いて気泡挙動によるエアロゾル輸送の促進や抑制のメカニズムを明らかにした。また、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）への委託研究により、プール水温の影響について再調査した。
- ソースタームに係る研究については、化学反応、再移行挙動、気相化学・物質移行及びペレットからの放出に着目して文献調査や基礎実験を実施し、測定技術を確立するとともにその支配因子等を明らかにした。このうち、化学反応及び再移行挙動に関する研究成果は JAEA への委託研究により取得した。また、気相化学・物質移行に関する研究成果は JAEA との共同研究により取得し、ペレットからの放出に関する研究成果は国立大学法人福井大学との共同研究により取得した。
- 重大事故時格納容器熱流動に係る研究については、JAEA への委託研究により、格納容器上部壁の冷却特性や外面冷却、スプレー及びベント時の格納容器内熱流動



について実験を行い、重大事故時の個々の現象を明らかにするとともに、非常に高温の雰囲気温度条件を含む実験データベースを構築した。

- 粒子状デブリ冷却性に係る研究については、一般財団法人電力中央研究所への委託により、基礎的な実験技術の構築及び個別効果実験を実施して、粒子状デブリの伝熱特性並びに粒子層と壁面接触領域及び粒子層内の流動特性を明らかにした。

#### 4. 技術評価検討会における主な意見及びその対応

- 本研究は、先行研究及び国内外の最新動向を踏まえて実施されているとの意見があった。また、本研究の成果は、国際的に評価の高い学術雑誌や査読付きの国際会議プロシーディングに数多く公表されており、特定された重大事故時の重要物理化学現象に関わる実験結果の評価手法は適切であると評価された。
- 本研究で対象とする四つの現象の選定理由について、原子炉施設の重大事故に対する安全性向上からの観点も踏まえて、その根拠を必要に応じて報告書に補足すべきとの意見があった。現象選定の根拠について報告書に補足する。
- 不確実さの低減をどのように達成するか、どの程度まで低減すれば良いか等を明確化すべきとの意見があった。解析及び実験技術の観点や重大事故時の事象進展及びその安全性の評価の観点を踏まえて、不確実さの低減の方向性について整理し報告書に反映する。
- 詳細は別表2参照

#### 5. 中間評価結果

##### (1) 当初計画の適切性に関する評価

###### ① 技術動向の観点からの評価

- 重大事故時に格納容器内で生じる物理化学現象を対象とした研究が、国内外において継続的に進められている。これらの研究成果から得られた最新知見を踏まえ未だ大きな不確実さが残される四つの物理化学現象について委託研究等を活用した実験を実施し、モデルを高度化して不確実さを低減するための実験データ及び知見を整備していくことが重要であることから、当初計画どおりに研究を行うことが適切である。

###### ② 規制動向の観点からの評価

- 本プロジェクトで得られる技術的知見は、格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査結果の説明性向上につながる可能性がある。また、レベル2 PRA手法に適切に反映できれば、実用炉発電用原子炉の安全性向上評価の確認等への貢献につながる可能性もある。したがって、本プロジェクトを継続し、技術的知見を蓄積することが望まれる。（関係する規制部門（実用炉審査部門）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：先行研究及び国内外の最新動向を踏まえ実験を行い、不確実さの大きな四つの現象についてモデルを高度化して不確実さを低減するための実験データ及び知見を取得できる見込みである。また、本プロジェクトで得られる技術的知見は、格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査結果の説明性向上や実用炉発電用原子炉の安全性向上評価の確認等への貢献につながる可能性がある。このため、当初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

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

② 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性：A

- 委託研究等の相手も含め適切な実施体制を構築して研究を進めている。また、論文掲載等を計画的に行い、国内外の専門家の意見を取り入れつつ研究が進捗していることから、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：計画どおりの成果が得られていると評価できる。また、研究マネジメント及び業務管理も適切に行われており、今後も計画どおりに進めることが適切である。

6. 研究計画への反映

- 実施内容については、技術評価検討会の外部専門家のコメントを参考とし、試験、解析及び結果の考察では、引き続き、最新知見を踏まえて研究を進めていく。

(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 秋葉美幸、堀田亮年、阿部豊、孫昊旻、“粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究”、日本原子力学会和文論文集、J18-042、2020.

(2) 委託先及び共同研究先による公表

● 論文（査読付）

- ① K. Fujiwara, K. Yoshida, A. Kaneko, and Y. Abe, “Experimental and numerical investigations of aerosol transportation phenomena from single bubbles”, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol.195, 123160, 2022.
- ② K. Yoshida, K. Fujiwara, Y. Nakamura, A. Kaneko and Y. Abe, “Experimental Study of Interfacial Area of Bubble Plume Based on Bubble Tracking by Wire-Mesh Sensor,” *Nuclear Engineering and Design*, Vol.388, 111645, 2022.
- ③ K. Fujiwara, Y. Nakamura, W. Kikuchi, A. Kaneko and Y. Abe, “Measurement of Particle Decontamination Behavior using Interferometer”, *Experiments in Fluids*, Vol.61, 37, 2020.
- ④ Kotaro Nanjo, Jun Ishikawa, Tomoyuki Sugiyama, Marco Pellegrini and Koji Okamoto, “Revolatilization of iodine by bubbly flow in the suppression pool during an accident”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2022, accepted in March 2022.
- ⑤ A. Hamdani, S. Abe, M. Ishigaki, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Unsteady Natural Convection in a Cylindrical Containment Vessel (CIGMA) With External Wall Cooling” : Numerical CFD Simulation, *Energies*, Vol.13, 3652, 2020.
- ⑥ M. Ishigaki, S. Abe, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Experimental investigation of density stratification behavior during outer surface cooling of a containment vessel with the CIGMA facility”, *Nuclear Engineering and Design*, Vol.367, 110790, 2020.
- ⑦ S. Abe, E. Studer, M. Ishigaki, Y. Sibamoto and T. Yonomoto, “Density Stratification Breakup by a Vertical Jet: Experimental and Numerical Investigation on the Effect of Dynamic Change of Turbulent Schmidt Number”, *Nuclear Engineering and Design*, Vol.368, 110785, 2020.
- ⑧ H. Sun, Y. Sibamoto, Y. Hirose and Y. Kukita, “The dependence of pool scrubbing decontamination factor on particle number density: modeling based on bubble mass and energy balances”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol.58, pp.1048–1057, 2021.
- ⑨ S. Abe, A. Hamdani, M. Ishigaki and Y. Sibamoto, “Experimental investigation of natural convection and gas mixing behaviors driven by outer surface cooling with and without density stratification consisting of an air-helium gas mixture in a large-scale enclosed vessel”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol.166, 108791, 2022.

● 国際会議のプロシーディング（査読付）

- ① S. Kadoma, K. Fujiwara, K. Yoshida and A. Kaneko, “Measurement of Gas-Liquid Interfacial Area Concentration and its Effect on Aerosol Behavior in Pool Scrubbing”, 90448, 29th International Conference on Nuclear Engineering, Online, August 8-12, 2022.
- ② K. Yoshida, K. Fujiwara, A. Kaneko and Y. Abe, “Experimental Study on Bubble and Aerosol Behavior During Pool Scrubbing”, 61490, 28th International Conference on Nuclear Engineering, Online, August 4-6, 2021.
- ③ K. Fujiwara, K. Yoshida, Y. Nakamura, A. Kaneko and Y. Abe, “Experimental Investigation of Particle Decontamination Efficiency in a Single-bubble by Pool Scrubbing”, 16173, 28th Conference on Nuclear Engineering Joint with the ASME 2020 Power Conference, Online, August 2-6, 2020.
- ④ S. Abe, A. Hamdani, M. Ishigaki and Y. Sibamoto, “CIGMA experimental investigation on heat and mass transfer phenomena induced by natural convection with density stratification in the enclosure vessel”, Proc. of Advances in Thermal Hydraulics (ATH’ 20), pp.258-268, Online, October 20-23, 2020.
- ⑤ Y. Hirose, M. Ishigaki, S. Abe and Y. Sibamoto, “Application of immersed boundary method for jet flow in grating type structure”, Proc. of Advances in Thermal Hydraulics (ATH’ 20), Online, October 20-23, 2020.
- ⑥ S. Soma, M. Ishigaki, S. Abe and Y. Sibamoto, “Measurement of velocity and temperature profiles in boundary layer with steam condensation”, Proc. of the 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19), 35503, Online, March 6 - 11, 2022.

実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係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	<p>関連する過去の研究、最新知見を良く調べている。</p> <p>廃炉措置も含む国内外のデータの蓄積に伴い、必然的にデータのバラツクの幅も大きくなっていく。</p> <p>バラツキのあるデータの取り扱い、確率論的評価、リスク情報活用の方向性について、さらに動向が把握されることが望ましいと思われる。</p>	<p>今後研究を実施する上で、頂きましたコメントにつきましては、研究実施機関と検討してまいります。</p> <p>実機材料から取得できる試験片員数にもよりますが、統計的なバラツキの評価と確率論的評価については、可能限り議論及び考察を実施したいと思っております。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>2軸応力試験については、難しい試験に果敢に挑んでいると評価される。一方、多軸効果は等2軸から、3軸に近づくに従い、急激に大きくなる。対象となる実機の多軸性と、試験可能な範囲の関係を明らかにしておくと思われる。</p>	<p>今後研究を実施する上で、頂きましたコメントにつきましては、研究実施機関と検討してまいります。</p> <p>また、2軸試験に関しては難しい考察が予想されます。まずは、単軸試験結果からの2軸試験結果への考察を実施し、その後、ご指摘の多軸性については、試験の可能性に関する関係性を含め、可能な限り考察してまいりたいと思っております。</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>実機と試験の間には、使用環境（照射量、温度、時間、水環境、等）や加工（ショットピーニングなどの補修も含む）などの、多くのバラツキ要因がある。</p> <p>これらを考慮して、資料3 表 2.3.9 複合要因試験などで、影響分析が進められていることは評価される。</p> <p>今後、実機から得られるデータを分析評価する際に、単なるバラツキではなく、その要因も含めた評価に、上記結果が活用されることを期待する。</p>	<p>ご指摘を考慮しながら考察を実施してまいりたいと思っております。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の	<p>研究目的に、現行評価方法の保守性の検証、包絡性の確認などの記述が散見されるが、特定の規格の確認は技術評価で</p>	<p>今後研究を実施する上で、頂きましたコメントにつきましては、研究実施機関と検討してまいります。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
	欠落)がな いか。	<p>丁寧になされているので、安全研究は「リスク情報活用」などの新しい規制や規格の在り方を先取りする研究を期待する。</p> <p>データ点数増加に伴い、バラツキのテールが必然的に増える。廃炉措置から得られるデータは、さらに大きなバラツキが予想される。これらを保守性確認に使用するアプローチは持続的ではない。</p> <p>リスク情報活用(適切な統計評価)と、パフォーマンスベース(安全性能と破損モードの関係の明確化)の実用化に向け、実現象、現実的強度の把握と、バラツキの客観的な分析を重視した研究を期待する。</p> <p>パフォーマンスベースに関しては、例えば圧力バウンダリである原子炉容器とそうでない炉内構造物では求められる性能(パフォーマンス)が異なることから、評価に求められる精度や保守性も異なるのではないかとと思われる。</p>	<p>まずは高経年化技術評価及び運転延長認可申請等において実施している個々の劣化事象に関するこれまでの評価の保守性を検証してまいります。</p> <p>その後、取得したデータを用いて、ご指摘の点、特にリスクへの活用等については、可能な限り考察してまいりたいと思います。</p>
5	その他	<p>安全研究は、規格策定のベースとなる、基盤技術の蓄積が大きな目的の一つと思われる。</p> <p>規格策定自体は規制庁と民間は独立性が必要であるが、その前段階にある現象理解や、リスク情報活用、パフォーマンスベースといった新しい考え方のコンセンサス作りは、学会等を通して公開の場で積極的に行うべきと思われる。</p>	<p>ご指摘の点は、規制庁全体としての今後の研究に関する取組をご教示頂いていると思います。</p> <p>本事業のみならず、安全研究全体として関係各所と検討してまいりたいと思います。</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>低圧ケーブルの絶縁被覆材料である難燃性高分子絶縁材料について、原子炉で使用されていたものと放射線照射を行った後の試料について、高温多湿条件下における電気特性ならびに材料評価を行っている。これらの取り組みは大変重要かつ貴重なデータになっている。</p>	<p>今後とも、種々の条件でデータを取得して、原子力発電所で使用されている高分子絶縁材料の材料物性及び電気物性について知見を蓄積してまいります。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	評価方法には、時間依存データの重ね合わせ手法が取り入れられている。これは速度反応論に基づく活性化エネルギーを取り入れた新しい劣化評価式であり、試験データの合理的に評価できるものと期待される。また、TG, DTA などの材料評価に加えて、最近開発された Q(t) 法による絶縁特性の評価を実施している。これら一連の取り組みは関係者の努力の賜物であり高く評価できる。	今後とも、種々の分析方法等を駆使して、材料物性及び電気物性の評価を行ってまいります。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	高分子絶縁材料の劣化メカニズムについて、現在の知見を整理し、今回用いている評価式の妥当性を検討して頂ければ有難い。 絶縁破壊特性や電気特性にはデータのばらつきが存在するので、サンプル数を増やして評価することも重要と考える。今後の計画に織り込んで頂ければ有難い。	これまでに得られたデータを基に、時間依存データの重ね合わせ手法について妥当性の検討を行ってまいります。 また、試料点数を増やすことについても、今後の計画に織り込んでまいります。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	温度、湿度に加えて原子炉特有の放射線に対する評価を行っており、ここで得られたデータは工学的に大変重要であることは間違いない。今後、さらに試料数を増やしていくことにより、加速試験の妥当性や信頼性評価に役立つデータの蓄積ならびに学会発表などを通じたデータ共有をお願いしたい。	試料数を増やす等の工夫をしてさらなるデータの蓄積を図ってまいります。また、委託先とともにデータを取りまとめ、学会で発表してまいります。
5	その他	原子炉のリスク評価は大変重要である。この検討に必要な基礎データについては、可能な限り学会発表などを通して議論していくことが重要と考えます。	取得したデータについては、委託先とともに取りまとめて、学会でご議論いただくようにいたします。 また、議論の内容を踏まえて、論文として投稿してまいります。
望月 正人 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏	大きく4つの実施内容それぞれについて、過去の研究や最新知見の大きなトレンドを十分に把握した上で、個別の研究を遂行していると考えられる。	—

No.	評価項目	評価意見	回答
	まえているか		
2	②解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>全体として適切な研究手法が取られていると考えられる。</p> <p>シャルピー衝撃試験の評価線の位置合わせ手法について、制約条件の多い中ではあるものの、より説明性の高いデータが出るように検討をさらに進めていただきたい。</p>	<p>今後研究を実施する上で、頂きましたコメントにつきましては、研究実施機関と協議し、より説明性の高いデータを取得できるように検討してまいります。</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>炉内構造物の評価について、応力ひずみ関係、弾塑性挙動をより詳細に考えていきながら検討を進めていただきたい。</p> <p>鋳鋼の評価に対するH3Tモデルについて、かなり以前からオーソライズされた手法であることはその通りであるものの、よりよい評価手法の検討も合わせて進めていただきたい。</p>	<p>今後研究を実施する上で、頂きましたコメントにつきましては、研究実施機関と検討してまいります。</p> <p>また、ご指摘を考慮しながら考察を実施してまいりたいと思います。</p>
4	④重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>プロジェクト開始前の研究計画立案の段階から現在に至るまで、重大な観点の欠落はないように見受けられる。</p> <p>リスク情報活用やパフォーマンスを意識した研究全体の大きな方向性や研究実施形態を常に意識して進めていただきたい。</p>	<p>リスク情報活用やパフォーマンスについては、規制庁全体としての今後の研究に関する取組をご教示頂いていると思います。</p> <p>本事業のみならず、安全研究全体として関係各所と検討してまいりたいと思います。</p>
5	その他	<p>研究成果の論文化について、早め早めに投稿してピアレビューを受けることによって安全研究の学術的・技術的成果を世に問うとともに議論を活性化していただきたい。</p> <p>例えば、試験片の準備と言った内容でも、技術的難易度の高い、かつ、注目度の高い情報であれば、論文化の価値があると思われる。</p> <p>このような「外」との接点が、安全研究に携わる規制庁職員の能力向上、職場全体としてのモチベーションアップ、さらには新規職員採用活動への好循環、などにも繋がっていくと思われる。</p>	<p>ご指摘の点を踏まえ、成果を積極的に、論文・学会等の場で発表してまいりたいと思います。</p>



(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	破壊評価では破壊靱性のみでなく駆動力として応力・ひずみ曲線も必要になります。鑄造ステンレス鋼への破壊靱性予測モデルの妥当性のみでなく、応力・ひずみ曲線予測モデルの検証も含める方が良いと思います。また、炉内構造物の試験でも同様に、応力・ひずみ曲線を取得することが望まれます。	<p>今後研究を実施する上で、頂きましたコメントにつきましては、研究実施機関と検討してまいります。</p> <p>まずは高経年化技術評価において実施しているステンレス鋼鑄鋼の熱時効評価の内容の検証を確実に実施してまいります。次に実機材料から取得できる試験片員数にもよりますが、ご指摘の応力・ひずみ曲線の関係について可能限り議論及び考察を実施したいと思います。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	2軸引張試験は学術的にも有用な成果が期待されます。脆性材料を使用しない場合を想定して、延性亀裂発生・進展のモニタリング方法、導入亀裂形状などの試験装置の検討が必要と思います。また、試験片厚さなどに依存する拘束の影響を踏まえた2軸引張効果の考察が可能な実験の計画が必要と思います。	<p>今後研究を実施する上で、頂きましたコメントにつきましては、研究実施機関と検討してまいります。</p> <p>特に2軸試験に関しては難しい考察が予想されます。このため、単軸試験結果からの2軸試験結果への考察、導入亀裂形状と2軸試験荷重との関係性から想定されるPTS事象での2軸荷重の影響について、可能な限り考察してまいりたいと思います。</p>
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	炉内構造物の健全性評価に係る研究では、 $J_{Ic}$ 予測の検証のみでなく、ばらつきの影響も考察することも大切と考えます。脆化には材料の硬化による部分と照射による劣化が寄与する部分があります。数値のみでなくその要因を含めた考察を含めるとよいと思います。	<p>今後研究を実施する上で、頂きましたコメントにつきましては、研究実施機関と検討してまいります。</p> <p>対象としている炉内構造物の取得は令和6年度以降なので、ご指摘の点を含め議論を実施してまいります。実機材料から取得できる試験片員数にもよりますが、統計的なバラツキが評価として可能かどうか検討したいと思います。また照射と硬化の違いによる靱性低下への影響については組織分析等を実施することにより、その影響を確認するなど検討してまいりたいと思います。</p>

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。	見落としや欠落はないと思います。	—
5	その他	—	—
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	<p>電気計装分野の技術者として、本プロジェクトのうち「電気・計装設備の健全性評価に関する研究」について、意見を述べます。</p> <p>初めに、本研究の目的及び研究方針は適切なものであり、国内外の過去の研究等を適切に踏まえられたものと考えます。特に、電気・計装設備の実機材料を用いた耐環境性能試験は、我々産業界では一般的には実施してきておらず、そこから得られる知見は様々な形で参照・活用されるであろうと期待しております。なお、本研究では、当社よりいくつかの実機材料をご提供致しました。こうした研究にご協力できることを嬉しく思っております。</p>	<p>実機材料の提供ありがとうございました。貴重なデータを取得することができました。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>次に、解析実施手法、実験方法は適切と考えます。そのうえで、1点質問させていただきます。</p> <p>(1) 資料3のp.44からの「ケーブルの電気特性評価」について、本研究では、新しい手法である電流積分法を用いています。電流積分法は漏れ電流を可視化して劣化状況を把握しようというものであり、本研究の主旨と合致したものと受け止めていますが、例えば、現場工事等で広く利用される絶縁抵抗計による絶縁測定との違いなど、この手法の利点等を補足いただけますか。(電流積分法の位置づけ等を補足説明したほうが、初見の方</p>	<p>(1) 絶縁抵抗計による測定は、対象の機器の使用電圧を印加して、機器の健全性を確認するために行うものです。これに対して、電流積分法は、対象機器で使用されている絶縁体の電気物性を評価するために用いるツールです。ご指摘のとおり、漏れ電流を可視化することで、電圧による漏れ電流の変化を容易に判断できます。絶縁体に機器の使用電圧より高い電圧を印加して漏れ電流を測定することで、絶縁体の電氣的構造(例えば、トラップサイトの深さ等)を検討すること</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		にも主旨が伝わるのではないかと、思料しました。)	ができるようになります。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	<p>次に、解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切と考えます。そのうえで、1点確認させてください。</p> <p>(1) 資料3のp.48からの2.2.4(3)②で蒸気暴露試験条件を記載し、図2.2.14ではそのプロファイルをグラフで示されています。これら試験条件と、試験中における蒸気暴露試験装置内の温度、圧力の実プロファイルを比較した際に、どの程度の裕度があったのか、可能な範囲でご教示いただけますか？事故解析結果から設定した試験条件と試験時の実プロファイルを比較し、試験結果がどの程度の裕度をもつかを明確にすることは、評価上でも有効と考えます。</p>	<p>ご質問に対して、以下のとおり回答いたします。</p> <p>(1) 図2.2.14には、2つの条件が記載しております。この内 SA1 は、155℃、0.45MPaGで168時間一定の条件となります。この温度及び圧力を設定するに当たっては、新規制基準の適合性審査においてPWRの各電気事業者が重大事故対策の有効性評価で提示した原子炉格納容器内の重大事故解析条件を用いました。得られた条件のうち、各サイトでの最も高い蒸気暴露の温度・圧力を全て炮烙する条件を求めると、温度は145℃、圧力は0.45MPaGとなります。しかし、本研究で使用する試験装置の制約から蒸気暴露は飽和蒸気となることから、145℃での飽和水蒸気圧は0.31MPaGと圧力条件より低くなります。このため、0.45MPaGを満たす飽和水蒸気温度155℃を試験温度としました。</p> <p>SA2は、高浜1号の有効性評価での温度、圧力の変化を用いましたが、これについても圧力を基に水蒸気条件を設定したので、温度は140℃ではなく145℃となっております。</p> <p>また、水蒸気圧力は、サインカーブのように脈動します。この最低圧力が試験圧力を下回らないようにしているので、蒸気温度としては1~2℃程度高くなります。</p> <p>以上のことから、高浜1号での最高温度で見ると、実機材料に対するSA1試験での裕度は140℃に対して17℃程度、SA2では7℃程度となります。</p> <p>(2) 蒸気暴露による絶縁体の物性変化</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>(2) 蒸気暴露によって材料の物性等が変化する点には、私も関心を持っています。資料3の p. P61 の表 2.2.10 等で示された「事故時放射線照射後よりも蒸気暴露試験後の方が軟化（引張強度、破断時の伸び値が上昇）すること」や、図 2.2.18 等で示された「蒸気暴露試験後半に、絶縁抵抗値が若干回復すること」も含めたメカニズムについて、引き続きご検討をいただきたく存じます。</p> <p>(3) 資料3の p.37 からの 2.3(3)①高分子絶縁体の構造変化の評価について、本発表で提示された表面観察及び TG-TDA の結果を拝見する限りでは、実機ケーブルと加速劣化ケーブルを比較した際の有意な差は見出されていません。今後の FT-IR 測定や NMR 結果を踏まえた検討を通じて、絶縁体に用いる高分子材料に関する知見を拡充いただきたく存じます。</p>	<p>については、委託先で詳細に検討を行っております。ご指摘の「事故時放射線照射後よりも蒸気暴露試験後の方が軟化（引張強度、破断時の伸び値が上昇）すること」及び「蒸気暴露試験後半に、絶縁抵抗値が若干回復すること」についても、種々の機器分析の結果と突き合わせて、これらのメカニズムを明らかにしてまいります。検討結果については、電気学会の研究会等で発表し、専門家に議論をいただいた上で、論文として公表する予定です。</p> <p>(3) 上記のとおり、ご提供いただいた実機材料については、表面観察及び TG-TDA だけではなく、FT-IR(フーリエ変換赤外分光)測定、ゲル分率・膨潤度測定及び NMR(核磁気共鳴)測定)も行い、構造変化について検討を行っております。</p> <p>(2)と同様に、学会発表、論文投稿をとおして、公表してまいります。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	重大な見落とし（観点の欠落）はないと考えます。	—
5	その他	—	—

重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験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	適切に踏まえていると判断されます。	拝承。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	適切であると判断されます。	拝承。
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	適切であると判断されます。	拝承。
4	④ 重大な見落とし(観点の欠落)がないか。	本研究で取り扱っている不確実さと、中間報告書の「用語の定義」に記載されている「解析上の不確実さ」は本研究とは直接の関係ない用語であり、本文中にも出てこないのではないかと思います。その場合、定義の見直しなどの検討が必要と考えられます。研究計画における不確実さの取り扱いについては概略としては問題ないと思われませんが、研究の進捗、最終報告のとりまとめ時などにおいて明確にすることが必要と考えられます。	<p>現状版の中間報告書の「用語の定義」で記載した不確実さの定義は、安全評価の統計的安全評価(ex. BEPU)において前提とされるように、重要現象の同定及びこれらに対応する数学モデルと実験データが拡充された状況において、定量化にまで踏み込める場合の評価結果における「不確実さ」について記載しており、ご指摘のようにシビアアクシデント研究における「不確実性」とは必ずしも合致しないため、「用語の定義」を改訂致します。</p> <p>本報告書において扱っているシビアアクシデント評価における実験の選定においても、こうした(現象 - 数学モデル - 実験)の密接な関係を指向して選定して</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
			<p>います。</p> <p>一方で、シビアアクシデントの重要現象同定に関する PIRT 等は、近年専門家間で集約が進んでいるものの含まれる現象の数が多く、それらの時間・空間スケールが広いため、多くの未解明の現象も存在し、それに伴って数学モデル及び実験データについて開発を必要とする領域があります。その結果として、「不確実さ」を定量化ができない場合においても、安全評価の目的に即して評価をするということも含めて、広義の「不確実さ」という主旨となるように「用語の定義」の記載を改訂いたします。</p>
5	その他	「ガイドの改訂」という記載が報告書も含め散見されますが、「ガイドの改正」が正しい記載でしょうか。	<p>「改訂」は単に書類等の内容を改め直すことですが、ここでは基準、規則に関わることとして使用しているため訂正します。一方、「改正」は「不適當なところや不備な点を改めること」であり、現行基準が不適切ではないがより良いものにしていく場合には必ずしも当てはまりません。「法律や制度など、以前のものを改めて新しく定めること」との意味で用いられる「改定」を統一的に使用いたします。</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>全般的に先行研究等を踏まえた上で、現状で不確実さが大きい部分を対象に本研究の中で行うべき実施項目(実験項目)を計画されており、適切に検討されていると評価します。</p>	<p>拝承。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>プールスクラビングに関しては、最終的に目標とする知見に対し、段階的な実験により知見を積み重ねていくアプローチと理解しました。実機でのスクラビング挙動の解明が目標ですが、計画されている実験プロセスを経て多くの知見が得</p>	<p>拝承。</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
		られることを期待します。その他の項目も適切と評価します。	
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	重大事故時格納容器熱流動実験のうち、外面冷却時熱流動実験においてHeの成層化に関して今日の検討会で確認事項がありました。結果の解釈や知見の整理は十分に行なっておくべき、と思います。	<p>拝承。外面冷却時熱流動実験のHeの成層化に関する確認事項については、以下のとおり報告書に追記いたします。</p> <p>本実験において濃度計測はサンプリング対象の計測点を切り替えて行っているため同時刻の計測ではないことやサンプリング配管内の残存ガスの影響が現れてしまっている可能性があります。この計測値の挙動は1~2分で落ち着きますので、実験結果の考察には影響はないと考えております。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	見落としではありませんが、得られた知見や成果がどういう枠組みで意義を持つのか、また今回の実験で明確にならなかった部分は明確にしておくべき、と考えます。今後の継続的な研究計画へ活かすためにも、分からなかったところは非常に重要と思います。	<p>本研究で得られた成果は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等において、重大事故時の原子炉格納容器の破損防止や放射性物質の放出抑制のための対策及びその有効性の確認についての要求事項や留意事項の改定の要否検討に活用することが考えられます。また、「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」において、安全性の継続的改善に対する評価内容についての改定の要否検討に活用することが考えられます。これらの改定を通して、原子炉施設の重大事故に対する安全性向上に貢献できると考えます。</p> <p>今回の実験の明確にならない部分については、整理して今度の研究計画に反映する予定です。</p>
5	その他	特になし。	—
守田 幸路 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏	本プロジェクトでは、国内外の既往の知見及び前プロジェクトで取得された最新知見を踏まえた上で、重大事故時の重要物理化学現象のうち大きな不確かさが残されている現象が適切に特定され、重	個々の現象の不確かさの低減の必要性については、各実験の章の「知見の調査及び実験範囲の検討」等において知見を整理し、可能な範囲で実機プラント評価での適用の考え方も記載しております

No.	評価項目	評価意見	回答
	まえてい るか	要現象の実験的解明が進められているものと評価されます。過去に行われた研究とも重複はないと思われます。原子炉施設の重大事故に対する安全性向上からの観点も踏まえて、4つの現象の特定に至った根拠についても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。	が、これらは当該実験に限定した範囲の記述となっています。 原子炉施設の重大事故に対する安全性向上からの観点については、重大事故緩和策を踏まえた事故進展及び現実的なソースターム評価の全体像から四つの現象の特定について、図 1.3.1 を下から辿ることによって目的から導き出していますが、より具体的に、この観点で四つの現象の特定に至った根拠について説明を補足いたします。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	研究の実施方法は、何れも最新の知見を踏まえており、実験手法及び評価手法の選択について適切と評価されます。一方で、複雑多岐にわたる実機での現象を単純化（簡単化）した条件で得られた実験的知見、例えば、（4）粒子状デブリ冷却に関する研究では、粒径分布を持つ非球形のデブリ粒子等を均質な球形粒子で模擬、代表したデブリの冷却性に関わる特性が、解析モデルを介してどのように実機条件に外挿され、事象進展予測や評価の不確実さ低減に反映されるのか、十分な説明が必要と思われます。	ご指摘に対しては、以下のような実機プラント評価への適用の基本的な考え方を補足いたします。 実験の妥当性確認に提要する解析コードでは、粒子層内は非均質なポロシティ及び発熱分布を設定でき、かつその時間変化を考慮することも可能です。粒子層と様々な壁面との接触熱伝達には、本実験で比較対象とした複数の構成式を組み込んでいます。また、粒子層内を流れる二相流動様式は、粒径とポイド率の関数としてテーブル化しています。 実験では、粒径分布を持つ非球形のデブリ粒子等を均質な球形粒子で模擬しますが、これは上記解析コードに対する妥当性確認データとしては適したものと考えられます。 一方で、現実に想定される不規則形状粒子層を扱うことによる不確実性には、不規則形状粒子内のポロシティ分布、粒子 - 流体間摩擦、二相流動様式等への影響についての検討が必要です。ポロシティ分布及び粒子 - 流体間摩擦については、既往研究の成果が存在しており、これらの知見の活用を検討いたします。また、二相流動様式等への影響については、調査した範囲では高品位な実験的知見が



No.	評価項目	評価意見	回答
			<p>乏しいことも事実です。安全評価上のニーズがあると判断されるのであれば、今回確立した可視化実験技術を活かして、自ら実験データベースを拡充することも視野に入れたいと考えています。</p>
3	<p>③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。</p>	<p>これまでの研究成果は、国際的に評価の高い学術雑誌や査読付きの国際会議プロセスに数多く公表されており、特定された重大事故時の重要物理化学現象に関わる実験結果の評価手法は適切であることが評価されていると考えられます。実機条件での重要物理化学現象の解析評価における不確かさの低減がどのように達成されるのか、スケーリングの考え方、コードのV&amp;V等の視点も踏まえた上で、十分な説明がなされることが望まれます。</p>	<p>ご指摘に対しては、以下の視点を報告書に追記します。</p> <p>各実験体系は少数の局所的現象群に着目していますので、それぞれに対応した数学モデルによる妥当性確認を実施することができます。</p> <p>例えば、実機プラントのソースターム評価では、放射性物質の環境放出までには、実験において考慮されていない移行現象との相互作用やプラント内環境の影響が重畳します。</p> <p>移行現象間の相互作用に関しては、重力沈着、拡散泳動、ブラウン拡散等による除去と乱流沈着による除去は競合して発生しています。また、乱流沈着は再浮遊と同時に発生し、再浮遊には粒子サイズと数密度が影響するという解釈に基づく実験と数値モデルに関する研究も存在します。このような点で、総合SA解析コードにおける解法は十分に成熟しておらず、また、こうした相互作用に関する個別効果実験による確認は十分ではありません。</p> <p>また、プラント内環境の影響に関しては、現状の総合SA解析コードの粗いノード分割に基づく流動変数を、局所的現象モデルに適用する際に対する影響も考慮する必要があります。</p> <p>最終的なスケーリングの妥当性確認のためには、PHEBUSや福島第一原子力発電所のような実規模での妥当性確認を、可能な限り広範な条件で実施する必要があります。こうした作業を行った上でも、</p>

No.	評価項目	評価意見	回答
			実際に適用する事故条件が妥当性確認の範囲を逸脱する、いわゆる外挿を行う場合には、その保守性についての検討が必要となると考えます。
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	重大な見落としはないと評価されます。	拝承。
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>・重大事故想定に関して、300℃以上の高温条件とか加熱蒸気ということであれば、PWRではなく、これはBWRを中心想定とした検討、実験という理解でよろしいでしょうか。中間評価の経緯、結果などに特段の意見、コメントはないのですが、現在までの検討において、PWRに対しても、何か関係、考慮すべき知見などが挙げられていることがあればご教示いただきたいと思えます。</p>	<p>CIGMA 実験では、BWRの格納容器がPWRに対して小さく、フランジ部が圧力容器により近く、高温雰囲気溜まりやすい最上部区画に存在することに着目し、かつ福島第一原子力発電所の各号機では、トップフランジシール部が高温雰囲気に晒されて漏洩が発生した可能性が高いことに着目しています。CIGMAで対象としている「上部フランジ冷却実験」は、BWRにおける対策を想定したものです。</p> <p>なお、PWRについては、これとは別の安全研究において、様々な起因事象に対して、事故時手順に沿った炉心注水、格納容器スプレイ等による格納容器破損モードをMELCORにより解析しています。新規制基準以降に拡充された重大事故等対処設備により、解析結果は概ね余裕がありますが、一部起因事象において、非常に厳しい格納容器スプレイ条件を仮定する場合には雰囲気温度が一時的に200℃を超える状態も見受けられます。CFDを用いた、より詳細な温度分布を考慮すれば、さらに厳しくなることも考えられます。</p> <p>こうした厳しい注水条件は、おそらくPRAにおいてモデル化して評価すれば発生頻度は低いと思われるが、手順上は考え得るという類のものです。これらについては、今後、整理していく予定です。</p>
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>・プールスクラビングは、BWRのサブレーションプール対象だけでなく、PWRでもSGTR時の炉心損傷後の冠水などでの評価において重要な可能性があり、知見の充実が期待される現象であるにとらえています。</p>	<p>・MELCOR Version2.1以降、ソースコードはユーザーグループに提供されていませんので、MELCORの修正は原則的に規制庁単独ではできません。一方で、SPARC-90には定式化を詳細にまとめたNUREGレポートが存在しますので、これに基づけばモデル改良を提案することができま</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>実験の検証などを通じて、MELCOR の SPARC-90 モデルを改良するという取り組みを実施されているとの理解であり、改良 SPARC-90 モデルにおいて、物質輸送係数などを改善したとの報告があるのですが、改良 SPARC-90 モデルを用いてこれまで実施した小規模、中規模実験の検証計算はやられており、その効果は確認しているのでしょうか。たとえば、報告書図 2.1-5（気液界面積）、2.1-6（DF）での旧 SPARC-90 モデルであった差異は解消方向になっているか、あるいは、今後そういった検証計算を実施していく予定があるのか、そういった点をお教えてください。</p> <p>・また、物質輸送係数に対するエアロゾル粒子径や気泡径の影響について、CFD 解析結果をリファレンスとして SPARC-90 モデルを改良していると見受けられますが、CFD 解析結果そのものの妥当性は問題ないのでしょうか？ CFD 解析コードとして何を使用しているのかなどの検討過程も含め、報告書においてそういった言及が必要であるものと思います。</p> <p>・プールスクラビングの中規模実験装置における気泡注入方向に関しての質問です。</p> <p>いくつかの実験が行われており、気泡注入ノズルは装置によって上向き、横向きが使い分けられており、高温ガスジェット注入試験（報告書図 2.1-24）のみが上向き注入です。ノズルの向きによって、初期の気泡上昇速度が異なったり、気泡中のエアロゾル粒子の挙動が異なる可能性があるのではないかと思います</p>	<p>す。SPARC-90 を規制庁が改良提案する場合、CSARP 協定の中で協力の一環として NRC に提案し、NRC がそれを受け入れれば MELCOR に反映されることとなります。その意味で、MELCOR の改変（翻案）権は NRC 側にあります。改良されたモデルの著作権については、これまで前例がないので明確なことは申し上げられませんが、被覆管酸化モデル等において CSARP 参加機関名を冠したモデルが組み込まれており、これらの前例を参考にすることになると思われます。</p> <p>ご指摘いただいた図 2.1-5、2.1-6 での旧 SPARC-90 モデルであった差異についてはこれまでに得られた成果を踏まえて今後解消していく予定です。</p> <p>・CFD 解析の妥当性の確認については、小規模実験において干渉計で気泡内外の流動挙動や物質移行を詳細に計測しており、その実験結果と CFD 解析結果の比較を行っています。それについては最終報告書に記載する予定です。</p> <p>・中規模実験についてはスクラビング効果のプール水温の依存性を確認することが目的であり、そのためより単純な垂直体系で実験を実施しました。一方、ご指摘の横向きで注入することの影響についても実験で確認し、対象とする流速条件の範囲においてはノズルの向き及びタイプは結果に影響しないことを確認しています。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		が、実験結果への影響というものはないのかという懸念を持ちました。	
3	③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。	—	—
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>・重要物理化学現象の不確かさ低減を目的とし、様々な実験を計画、実施されており、ここでの不確かさは認識論的不確かさ (epistemic uncertainty) だと思えますが、各現象において、どういう要素のどういう不確かさを、どのように、或いは定量的に言えるのであればどの程度低減するのかという、不確かさ低減の観点での目標を明確にするべきではないかと感じました。</p> <p>説明資料中の6章にて「成果目標に対する達成状況」として成果目標が言われていますが、いずれもこういう実験をするということ自体が目標となっており、その実験のモチベーションであるべき不確かさ低減の観点での目標の言及がありません。</p> <p>この点を明確にすることはエディトリアルな見地だけでなく非常に重要な点であると考えていて、その目標に照らして実験などの重要性を判断・評価することも必要でしょうし、これらの成果を規制に活用する上において事業者に対してもわかりやすいものとなっていくことを期待いたします。</p>	<p>以下のとおり、解析・実験技術の観点と安全評価の観点から報告書へ追記します。</p> <p>・解析技術及び実験技術からの目標設定 学会標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の図A.4 に従えば、実験計画に係る不確かさは、Epistemic UCの中でも、Recognized UCに属するといえます。集中定数系の解析コードに対してV&amp;Vを経て導き出される不確かさには平均化に起因するAleatory UCも含まれることとなります。</p> <p>守田委員からのご意見3に対する回答において述べましたように、実験体系又は実機プラント体系を対象とする場合、扱うべき現象の空間・時間スケールが拡大し、解析コードには、集中定数モデルから詳細離散化モデルなどが組み合わされ、それぞれの方法によって、スケーリングやV&amp;Vの方法は異なります。このように考えると、不確かさ低減の観点での目標を、解析技術及び実験技術の観点から設定するには、Epistemic UCとAleatory UCは同時に考慮する必要があります。</p> <p>・安全評価の観点での目標設定 スクラビング実験やソースターム実験においては個々の現象を解明し、得られ</p>

No.	評価項目	御意見	回答
			<p>た知見を評価手法に組み込むことにより、環境放出量や緊急時対応等によどのように影響するかについては、MELCORによるプラント解析を通じて評価を進めているところです。</p> <p>一方で、高温雰囲気やデブリ冷却性実験については、対策において定量的に説明できていない領域や、単純化されたモデルによる簡易的評価が行われている領域の議論を精緻化し、それによる説明性の向上や安全裕度の定量化につながるものが目標となると考えています。</p>
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	—	—
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>・報告書案 1.1 で「重大事故時に発生する現象の中でも、特に知見が欠如していると考えられる現象について、……四つの現象を特定し、実験的知見を取得することとした。」とありますが、四つの現象（プールスクラビング、ソースターム、重大事故時格納容器熱流動、粒子状デブリ冷却）をどのように特定したのか、今後研究を進めていく上で必要十分なのかについて、明確にしておくことが重要と考えます。</p> <p>・報告書案 2.2.2：研究の進め方において、「原子力規制庁は図 2.2.3 に示す四つ</p>	<p>・守田委員からの御意見 No. 1「原子炉施設の重大事故に対する安全性向上からの観点も踏まえて、4つの現象の特定に至った根拠についても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」に対する回答と同様です。</p> <p>また、今後研究を進めていく上で必要十分なのか、につきましては、倉本委員からのご意見 No. 4 への回答と同様です。</p> <p>・以下を考慮の上、記述を追加します。 福島第一原子力発電所事故や PHEBUS</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>のテーマ、すなわち「化学反応実験」、「気相化学・物質移行実験」、「再移行実験」及び「Cs 放出実験」を選定したとあるが、選定理由が記載されておらず、今後研究を進めていく上で必要十分なのかについて、明確にしておくことが重要と考えます。</p> <p>・上記に関連して、図 2.2.1（説明資料の参考 2）に物理現象の全体像を整理していると理解しますが、4つの実験との対比をわかりやすく示してもらえると理解しやすいと思います。</p> <p>・報告書案 2.2.4 で再移行挙動の4つの現象（エアロゾル再浮遊、再蒸発、再揮発、液滴同伴）のうち、Cs は液滴同伴、よう素は液滴同伴又は再蒸発の影響が大きいと文章のみで表現されていますが、関連するデータの提示等、第三者にもその選定ロジックが明確になるよう検討頂きたい。また、BWR の解析結果を議論しているが、PWR についてはどうなのか考察頂きたい。</p>	<p>実験、個別効果実験において、長期間の事故進展中のプラント内の放射性物質の移行挙動に関する知見が得られています。そこでは、発生する化学反応による放射性物質の性質変化、気相移行及び再移行（再浮遊、再蒸発、液滴同伴）が最終的なソースタームに重大な影響を及ぼす可能性が示唆されています。しかし、それらの現象及びその影響の知見が未だ不足していることから本研究の対象として選定しています。</p> <p>・図 2.2.3 は、ソースターム評価の移行挙動のみにフォーカスしていることから、発生挙動及びスクラビングを含む全体像を示す目的で図 2.2.1 を前置しています。この図では「国内外の試験」において赤字が本研究で実施した実験に対応しており、これにより全体像での本研究の位置づけを示しています。なお、現状は「JAEA への委託事業」等と記載しているので、より直接的に「化学反応実験」等と記載します。</p> <p>・再移行モデルの重要性については、前述の、「化学反応実験」、「気相化学・物質移行実験」、「再移行実験」及び「Cs 放出実験」の選定理由にて回答しています。一方で、Cs は液滴同伴、よう素は液滴同伴又は再蒸発の影響が大きい、についての関連情報を追加し、さらに、第三者にもその選定ロジックが明確になるような関連データを報告書に記載させていただきます。</p> <p>再移行モデルの重要性は福島第一原子力発電所事故からの教訓の一つとして得られた知見であることから、優先して BWR での研究を進めていた次第です。そ</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>・報告書案 2.2.1 では、CsI と MoO<sub>3</sub> を加熱し、揮発した Cs、Mo および I の放出移行挙動について分析を行っている。既存の知見では Cs の一部は Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> として移行すると言われていたが、本実験では、当該化学種は検出されておらず、Cs<sub>2</sub>Mo<sub>2</sub>O<sub>7</sub> が生成したと記載されている。これは、既存の知見と異なる点と考えられるため、その差異について考察頂きたい。</p>	<p>のため、PWR を対象に解析を実施いたします。</p> <p>・Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> は PHEBUS-FPT 試験の分析結果から生成されたと示唆されておりますが、その根拠は沈着物の事後分析による予測であり、Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> を直接観測したものではありません。本試験では、Cs<sub>2</sub>Mo<sub>2</sub>O<sub>7</sub> の形で存在していることを直接観測しており、既存の知見とは異なっております。ただし、今回の雰囲気条件ではやや酸素濃度を高く設定していること、また CsI の量も実際の燃料のインベントリを考慮すると多い条件となっているため、高次のモリブデン酸セシウムが生成した可能性も考えられます。得られている知見の範囲では不確定要素が多いため推測の域は出ませんが、酸素の価数の違いによって凝縮（エアロゾル化）する温度が異なり、同一温度条件での凝縮量が変化する可能性がありますので、引き続き分析を続ける予定です。</p>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	—	—
5	その他	<p>・報告書案 2.1.4（中規模実験）では、大規模実験での成果を見直す、スクラビングの DF がプール水温度に依存しないことを示したと理解しますが、大規模実験での他の成果はそのまま踏襲できるということが良いですか？</p> <p>・ SPARC-90 を改良して MELCOR を改定するために、改変権とか著作権に絡んで、NRC に対してどんな手続きが必要になってくるのでしょうか？</p>	<p>・大規模実験での他の成果はそのまま踏襲できると考えていますが、特にプール水温の依存性は東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた検討事項であり着目すべき効果であることから中規模実験において検討したものです。</p> <p>・倉本専門技術者からの御意見 No. 2 への回答と同様です。</p>



No.	評価項目	御意見	回答
田原 美香 氏			
1	① 国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか	前プロジェクトの成果を踏まえた上で、最新の実験技術等を取入れており、問題ないと思います。	拝承。
2	② 解析実施手法、実験方法が適切か。	<p>(1) プールスクラビング実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・小規模実験について、実験の内容がわかるよう、報告書(p.12)に実験条件(圧力、水温、気相組成、気相温度)を記載していただいた方がよいと思います。また、実機と試験のWe数が表示されていると、実験条件の妥当性を判断しやすいと思います。</li> <li>・小規模実験の装置図では、ノズルが上向きで実機と異なるように見えるのですが、ノズルの向き及びタイプは結果に影響しないのでしょうか？</li> </ul> <p>(3) 重大事故時格納容器熱流動実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・図2.3.12のCC-PL-45の時刻0で容器上部のHe濃度が高いようですが、これは結果には影響していないのでしょうか。</li> </ul> <p>(4) 粒子状デブリ冷却性実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・総合効果試験の目的と技術的概要および基礎試験との関係が分かるような説明が最初にあると良いと思います。総合効果試験でどのようなデータを取得するのか、それに対して、基礎試験の実施及び結果が妥当であるかを判断することになると思うのですが、総合効果試験の内容がよくわからないため、基礎試験が妥当かよくわかりません。</li> </ul>	<p>・実機と試験のWe数を報告書に記載させていただきます。</p> <p>・倉本専門技術者からのご質問への回答No.2と同様です。</p> <p>・牟田委員からの御意見No.3への回答に記載いたしました。</p> <p>以下の観点を報告書に追記します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・総合効果試験と基礎試験の関係 総合効果試験装置の概念図を追加させていただきます。</li> </ul> <p>デブリベッド冷却性評価の観点から、重要な現象を表2.4.1において同定しており、同表の個別現象と影響因子を組み合わせると、総合効果試験において対象とする計測項目の当初目標を想起することができます。図2.4.4では、基礎試験、個別効果試験と総合効果試験の関係性を図示しています。</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>また、総合効果試験の結果を実機評価にどう活用するのか、実機外挿性をどう考えるのか説明があると良いと思います。そうすると、基礎試験の内容が適切かが判断できると思います。</p>	<p>今回の試験で用いるミリ単位の粒子サイズは、既往の実験において、二相流動様式が大きく変化する範囲を包絡するように設定しています。さらに、個別粒子の変形を考慮した粒子層の製作技術、硬度が高いと想像される粒子と金属の接触熱伝達の測定技術、ミリ単位粒子層中及び接触する壁面近傍での二相流動様式の観察など、新たに構築すべき複数の実験技術が存在します。</p> <p>このように、必要とされる実験技術を構築することで、総合効果試験ではコードの妥当性確認において重要となる境界条件が明瞭で試験部の不確実性が小さく精度の高い実験を実施することが可能と期待しています。</p> <p>・実機プラントへのスケールアップ</p> <p>本現象に関連して、DPCOOL という3次元多孔質体 - 2 流体の伝熱解析コードを開発しています。本コードでは、図 2. 4. 1 に示すような非均質な発熱密度及びポロシティを有する粒子デブリと共に、ケーキ状デブリ、構造体が混在したデブリベッド内の 2 相伝熱流動による冷却を数値的に解くことを目標としています。</p> <p>表 2. 4. 1 にまとめた影響因子は、本コードの中で入力として、又は内部計算の結果として得られるものであり、基礎試験、個別効果試験、及び総合効果試験を併せた体系において、これらを試験パラメータとしてどの程度考慮できるかが、コードの妥当性確認や実機プラントへのスケールアップに対して影響を及ぼすと考えられます。</p> <p>同時に、DPCOOL のような詳細解析コードは、下部プレナムやキャビティフロアのような閉じた空間内でのデブリ冷却を</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>・この研究では、粒子状デブリは均一の球形で規則正しく整列した堆積状態を想定しているように見えますが、その想定で良いという説明が足りないと思います。</p> <p>・接触熱抵抗実験は、あくまで総合効果試験の試験装置の接触熱抵抗測定のための実験、ということでしょうか？接触熱抵抗実験で用いた試験体と同じ材料で総合効果試験も実施するという理解で良いでしょうか？その場合、材料選定の観点から、加熱による温度条件の設定のし易さと、比較的柔らかいということでアルミニウムを選定していますが、実機への外挿性を考えた場合に、問題はないでしょうか？</p>	<p>解析対象としており、炉心溶融や物質相互作用を経て様々な形態で落下するデブリの複雑な物性値や相形態を扱えるものではなく、これらを MELCOR のような総合 SA 解析コードにより求めて境界条件として与える必要があります。その際に、複数物質、複数相のデブリ物性を DPCOOL が考慮できるように変換する必要があります。こうしたことも実機プラントへのスケールアップに対して影響を及ぼすと考えられます。</p> <p>・従来研究では、充填部のパッキングは境界条件として制御されておらず、体積平均充填率を指標にした実験がほとんどでこの点において不確実性を内包していたと言えます。</p> <p>接触熱抵抗試験では、図 2.4.14 では、粒子配列パターン（六方稠密/単純立法）に対する面圧と有効熱伝達率の感度を確認し、可能な限りこうした支配因子の効果を把握します。</p> <p>・接触熱抵抗測定のための実験技術は総合効果試験に活用される他、ここで得られた影響因子の感度については数学モデルの定式化や解析コードの妥当性確認に活用していきます。</p> <p>総合効果試験は、接触熱抵抗実験と同じ材料の組み合わせ（粒子は SUS630—接触相手はアルミニウム板）で実施します。</p> <p>アルミニウムを用いる理由は、物性値が把握できているためということもありますが、デブリ粒子が高温となり再溶融する過程を模擬しますので、デブリ粒子のみならず、低融点の金属壁にも局所変形が発生すると考えられます。比較的柔らかい材料を用いることで、広範囲の接</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>・ 接触熱抵抗実験の温度条件は総合効果試験の温度条件と同等なのでしょうか？ 粒子状デブリが半固化状態ということは、温度は 1800℃程度と推測されます。この場合、接触熱伝達に対する輻射の影響は無視できなくなると思われますが、その点も含めて実機外挿性に関する考え方が示されていると良いと思います。</p> <p>・ 流動可視化実験について、表 2.4.5 の実験条件には、気相と液相の体積流量を記載し、粒子層内及び粒子層と壁面の接触部の <math>j_g, j_l</math> は実験結果の方に記載するものではないのでしょうか？ 実験では粒子層の下部から気相と液相の両方を強制的に流入させているのでしょうか？ これも気相と液相の体積流量が条件に記載されていればわかることなので、ぜひ、追記をお願いします。</p> <p>・ 総合効果試験は、加熱による蒸気発生だけで、液相は下から強制的に供給しないという認識でよいのでしょうか？ 実機の粒子状デブリ堆積層では、下から水が供給されるとは考えにくく、上からの給水と蒸気発生との相互作用でどういう流動様式になるのか、間欠的な給水・排気モードになるのか、あるいは、不均一粒子の非均一堆積によって給水チャンネルと排気チャンネルが形成されるのかなどの分析にこの実験が繋がると良いと思いま</p>	<p>触状態において接触熱抵抗測定することもできると考えています。</p> <p>・ 総合効果試験では、デブリベッドが堆積してそこに水が張られている状態で、自然循環によって冷却水が供給されることを想定しています。接触熱抵抗実験でもこれを前提に沸騰水中で粒子状デブリの表面がドライアウトしていない状態を想定しています。このとき粒子状デブリの表面は冷却されており、輻射の影響は小さいと考えられます。実機評価で粒子状デブリの温度が大きくなった場合の輻射の影響については、前述の詳細解析コードにおいて別途考慮されます。</p> <p>・ 拝承。表を追加します。</p> <p>・ 総合効果試験で想定している体系は、デブリベッドが堆積してそこに水が張られている状態で、自然循環によって冷却水が供給されることを想定しています。これは、デブリベッド内に配管や構造物が混在し、粒子層内に冷却水が入り込むパスがある状況を想定しています。また、現実のデブリベッドは、上面に起伏がある状態で堆積すると考えられます（福島第一原子力発電所事故のように、冷却されない状態で長時間経過した場合</p>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>す。そのためには、均一な充填層を下から上に二相流が流れるような体系でよいのか、検討してください。</p>	<p>には、溶融が進み平坦化することもあります)。たとえ、起伏がさほどない状況においても、実機サイズのデブリベッドでは発熱密度に分布があり、崩壊熱が低下した後には上部プールから低温部へ冷却水が入り、高温部で上昇に転じるといふ循環が発生すると考えられます。起伏が大きければ、側面（斜面）側から冷却水が入り、中央で上昇に転じます。</p>
3	<p>③ 解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か。</p>	<p>(1) プールスクラビング実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中規模実験については、大規模実験におけるエアロゾル計測の問題を解明し、装置の改良を行って DF の水温依存性を正しく把握できたことが良かったと思います。プールスクラビングの DF は水温依存性が認められないことがわかりましたが、W/W 全体での DF という観点では、プール水温に対し気相温度が若干低い場合に、気相放出されたエアロゾルの成長による重力沈降が効いてくるという理解でよいでしょうか。</li> <li>・ 図 2.1.25 の相関式（36 ページ）は We 数の値に関わらず上限値の 50 で一定になっているということですが、相関式の適用範囲は試験の範囲と合っているのでしょうか？相関式の適用範囲を報告書に記載した方が良いと思います。</li> </ul> <p>(2) ソースターム実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ p.68 の MELCOR コードを用いた評価の説明で、比較した結果の図表を報告書に掲載していただけたらと思います。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ご認識のとおり、本実験はプール水中に関して水温依存性がないことを示したものであり、気相中ではエアロゾルの成長により DF に影響すると考えられます。</li> <li>・ ご指摘のとおり相関式の適用範囲を報告書に記載させていただきます。</li> <li>・ 当該結果を掲載した論文投稿を予定しており中間報告書における掲載は見送らせていただきます。最終報告書では掲載させていただく予定です。</li> </ul>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>(3) 重大事故時格納容器熱流動実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ p. 74 に「幾何形状にも強く依存する結果となった」という記載がありますが、この結果はどこを見ればわかるのでしょうか？幾何形状への依存性はどこからわかるのでしょうか？</li> <li>・ 図 2.3.7 で排気ケースの内側ガスケット温度が、排気前に変動するのはなぜでしょうか？排気前はベースケースと同じ条件だと思いますが、内側ガスケットの温度が低くなる理由は何でしょうか？</li> <li>・ 図 2.3.15 の He 濃度は水平断面平均値でしょうか？濃度の計測位置とデータ処理について記載があると良いと思います。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本実験では上部フランジの複数の位置で温度を計測しておりその影響を調査していますが、異なる形状で実験を行っているものではありませんでした。この記載は削除させていただきます。</li> <li>・ 試験装置全体が過熱状態になるには時間がかかることから、排気ケースでは他の箇所に局所的にあった水が移動して一時的に当該ガスケットを濡らしてしまい、その結果温度が変動したものと思われます。実験結果の考察として議論される 10000 秒以降では完全に過熱状態になりベース結果と同じ挙動を示しています。この旨を報告書の本文に追記いたします。</li> <li>・ 断面平均ではなく、壁付近の垂直方向分布の計測結果です。計測位置とデータ処理について追記いたします。</li> </ul>
4	④ 重大な見落とし（観点の欠落）がないか。	<p>(2) ソースターム実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 気相化学・物質移行実験について、二重境界膜モデルで使用する気液界面面積の評価が重要になると思いますので、減圧沸騰時の気液界面面積の評価方法についても今後検討を進められるのでしょうか？</li> </ul> <p>(3) 重大事故時格納容器熱流動実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 図 2.3.9 の容器側面のフランジの上から 1 段目と 2 段目の間に容器内に仕切りがあるように見えますが、これはウェルプラットホームの床を模擬したような流路を狭めるためのもののでしょうか？実機ではさらにプラットホームを貫いてダク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本研究では、気液界面面積の精度良い評価が難しいことから、気液界面面積をパラメータに持たないモデルを提案するものです。今後論文執筆を予定していることから中間報告ではその詳細を記載していませんが、最終報告では記載する予定です。</li> <li>・ 仕切りに見えるものは壁に沿って設けた溝で、壁面で凝縮した水を収集して凝縮水量を計測するためのものです。ダクトの成層化の生成・消滅に与える影響や RPV ヘッドからの放熱の影響については今後、実験計画への反映を検討させてい</li> </ul>

No.	評価項目	御意見	回答
		<p>トが通り、トップヘッド領域とその下のDWを連通していますが、このようなダクトの存在が成層化の生成・消滅に与える影響については、今後調査する予定はあるのでしょうか？また、実機ではRPVヘッドからの放熱があり、対流に影響すると思いますが、その影響については、今後検討する予定でしょうか。</p> <p>(4) 粒子状デブリ冷却性実験</p> <p>・参考資料1のp.13の目的には、「接触状態変化に伴う粒子状デブリと金属表面の接触熱伝達による構造健全性の問題に関わる不確実さの低減」とあります。そのためには、接触状態変化がどのように、どの程度生じるかを評価する必要がありますと思いますが、その点についてはどう考えていますでしょうか？例えば、粒子の冷却性は粒径に依存すると思います。半固化状態を維持できる粒径の下限値はどれくらいか、完全に固化した小粒径粒子と半固化状態の大粒径粒子が混合した状態を想定しなくてよいのかという点や、半固化状態といっても全体が一様な硬度ではなく、表面が硬いクラストで覆われ、中心部が固液共存のような状態になっていた場合、それが押し付けられた時にクラストが破壊されて中身が飛び出すというようなことが起きるのか、など、接触状態及び堆積状態がどのように変化していくのか、そこの不確実さを低減することが重要だと思います。高さ方向でつぶれ具合も変わってくると思いますし、検討すべきことが沢山あると思います。</p>	<p>たきます。</p> <p>・接触面でのデブリ再溶融の要因としては、部分固化粒子の外殻崩壊による内部溶融物流出のほか、粒子層内の伝熱冷却の劣化による再溶融が考えられます。また、高融点のデブリが再溶融する程度の温度であれば、接触面が拡大する過程において金属壁面側にも相応の熱流束が向かうので、金属壁面の冷却状態次第ではその溶融も発生することが考えられます。図2.4.2には粒子のみが変形する接触面積拡大の説明としていますが、実際には以上のメカニズムが重なって接触面積は拡大すると考えられます。</p> <p>また、熱伝導率の低い酸化物が主体となるデブリでは、粒子内部の溶融プールが薄い外殻でおおわれている状況で、接触面積の拡大が発生すると考えられます。実現象では「①(半)凝固粒子の接触⇒②応力による外郭崩壊⇒③接触状態の変化⇒④接触熱抵抗と伝熱バランスの変化」といったプロセスで接触熱抵抗と伝熱が決まると考えた場合、①⇒④をすべて実験において連続的に模擬する際には、①⇒②⇒③のプロセスを制御することが困難であり、実験データのばらつきを抑制することができないと考えています。そのため、総合試験では接触状態は既知として沸騰実験を実施することで、</p>

No.	評価項目	御意見	回答
			<p>モデルの妥当性確認に資するデータを取得します。</p> <p>上述の①⇒②⇒③のプロセスについては、高温酸化物を用いた熔融ジェットが水中でブレークアップする際に、半固化状態で床面に堆積する際に外殻が崩壊して粒子同士が粘着し集積デブリとなる実験 (KTH/DEFOR-A 参照) において、集積する質量割合 - 粒子径及び外殻厚さの関係性が研究されており、こうした方面からのアプローチも可能かと考えています。以上の知見を総合して、次ステップの課題として抽出できると認識しています。</p>
5	その他	<p>(2) ソースターム実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 溶存気体が気相に出てくるのは揮発ではなくて放出というのではないのでしょうか？ 揮発というと液体が蒸発するイメージがあります。</li> </ul> <p>(3) 重大事故時格納容器熱流動実験</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ p. 78 の中頃に、「実機では格納容器の上部ヘッドに高濃度の水蒸気が蓄積されることが予想されることから、水蒸気-ヘリウム 2 成分体系の条件に近くなると考えられる」とあります。LOCA を起因とする場合にはこの条件に近いと考えられますが、過渡を起因とする場合には、水素は一旦 W/W に移行し窒素と混合して DW</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ OECD/NEA の WGAMA のソースタームワークショップにて、再移行について定義されており、その中でガス状ないしエアロゾル状の FP の主な生成機構の一つとして「revolatilisation」が挙げられ、これはプール水中のヨウ素の「volatilisation」であると説明していることから、本報告書でも揮発と表現しております。一方、ご指摘のとおり報告書内 2.2.2 章に記載された「溶存気体の再揮発」という表現は不正確（ヨウ素は水中ではイオンとして存在していると考えられる）のでこの部分は「ヨウ素等 FP の再揮発」と修正いたします。</li> <li>・ 拝承。LOCA を起因するシナリオにおける条件で想定される旨、報告書に追記します。</li> </ul>



No.	評価項目	御意見	回答
		<p>に戻ってきます。そのため、シナリオによって、水蒸気-ヘリウムの2成分体系の条件に近くなるか、水蒸気-ヘリウム-空気の3成分体系の条件に近くなるかが変わってくると思います。</p>	