

安全研究に係る事前評価結果

令和4年12月28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。) ¹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²を用い

¹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。

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

て実施する。

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

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

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

ア. 研究の進め方に関する技術的適切性

イ. 研究マネジメント及び予算・契約管理の適切性

（5）中間評価の手続

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

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

（以下略）

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

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
	(1) 〇〇〇〇	〇〇 (実施内容)	〇〇 (実施内容)
		〇〇年度	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としております。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う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"> ・ 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？ ・ 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。 	<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"> ・ 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。 ・ 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。 	<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"> ・ 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？ ・ 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？） ・ 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？ ・ 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 	<p>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>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"> ・ 新品のシール材に熱を加えた時の水素漏えい挙動 ・ 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 <p>を調査することを計画しております。</p> <p>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>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"> ・ 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う観点で選定するのでしょうか？ ・ 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？ ・ 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 MCCI 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 	<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 MCC1 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、「可燃性ガス発生の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す。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	栃尾大輔 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⁽¹⁾。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⁽¹⁾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⁽²⁾。</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⁽¹⁾。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^{(3), (4)}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^{(5), (6)}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⁽¹⁾。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^{(7)~(12)}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⁽²⁾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⁽¹⁾。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⁽¹³⁾。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⁽¹⁴⁾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⁽²⁾。従来の知見⁽¹⁵⁾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⁽¹⁴⁾。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⁽³⁾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。

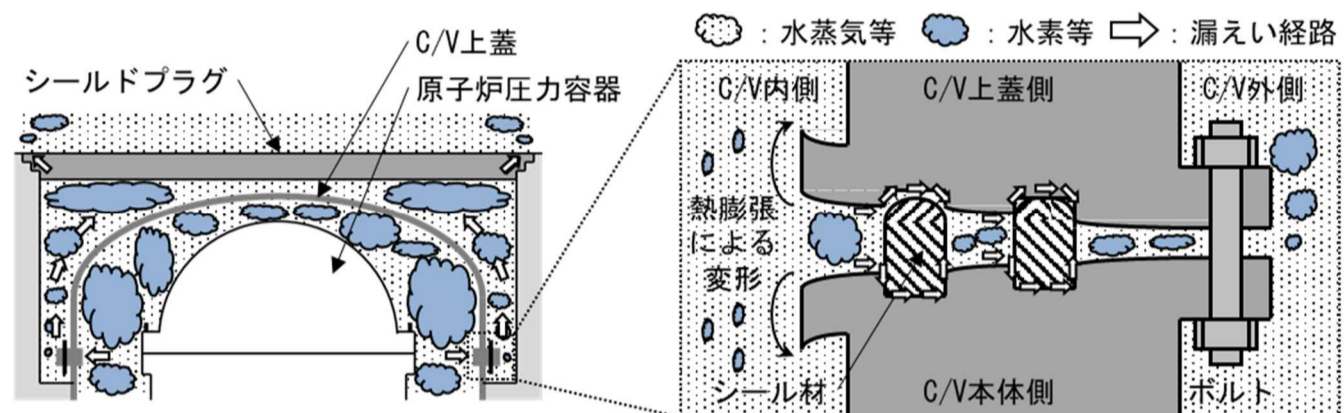


図1 C/V周りの構造及びC/V上蓋のフランジ部付近の構造並びに重大事故時に想定される水素等の漏えい経路

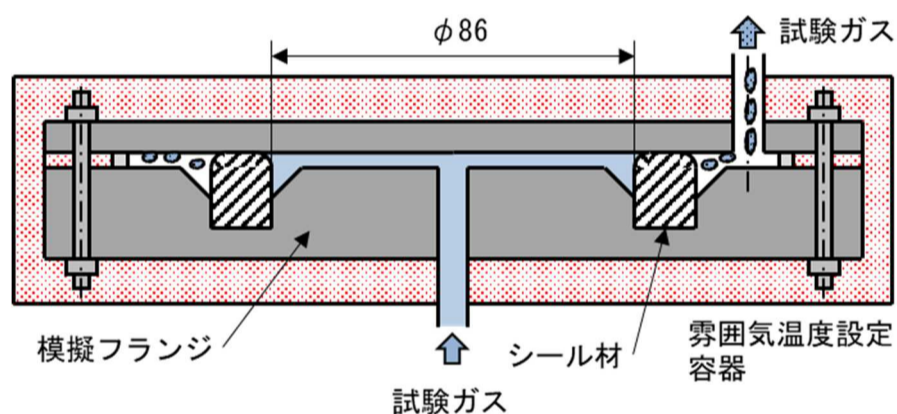


図2 シール材の漏えい特性試験の概念図

(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眼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。

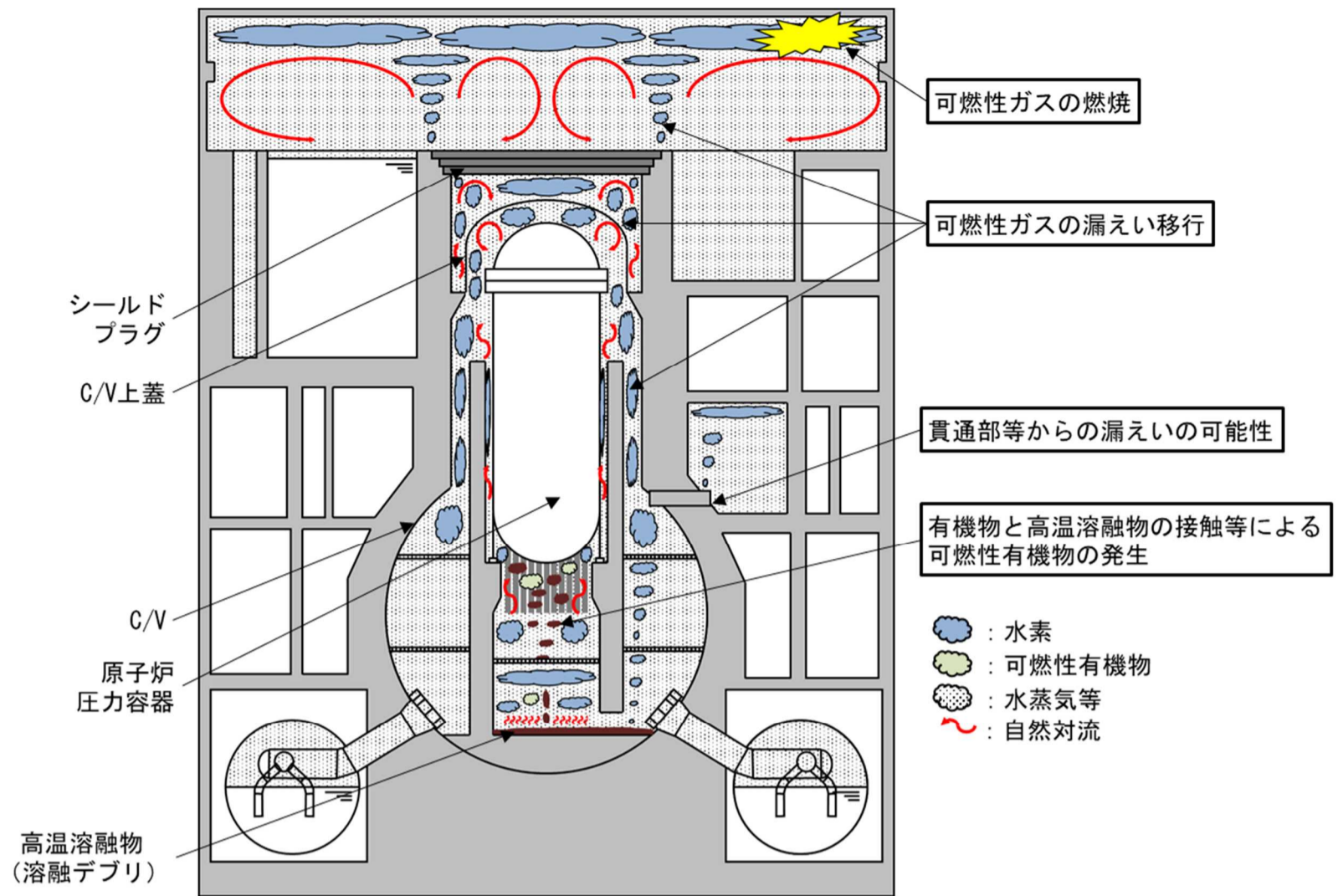


図3 重大事故時に想定されるR/B内における可燃性ガスの挙動

(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。

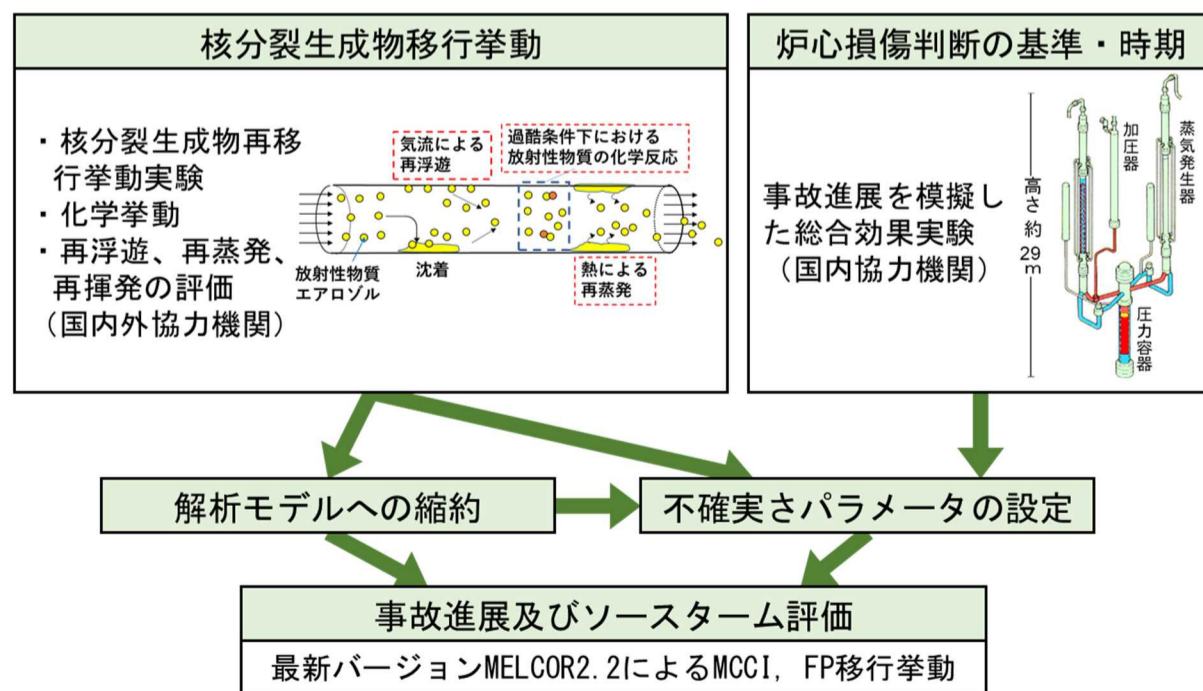


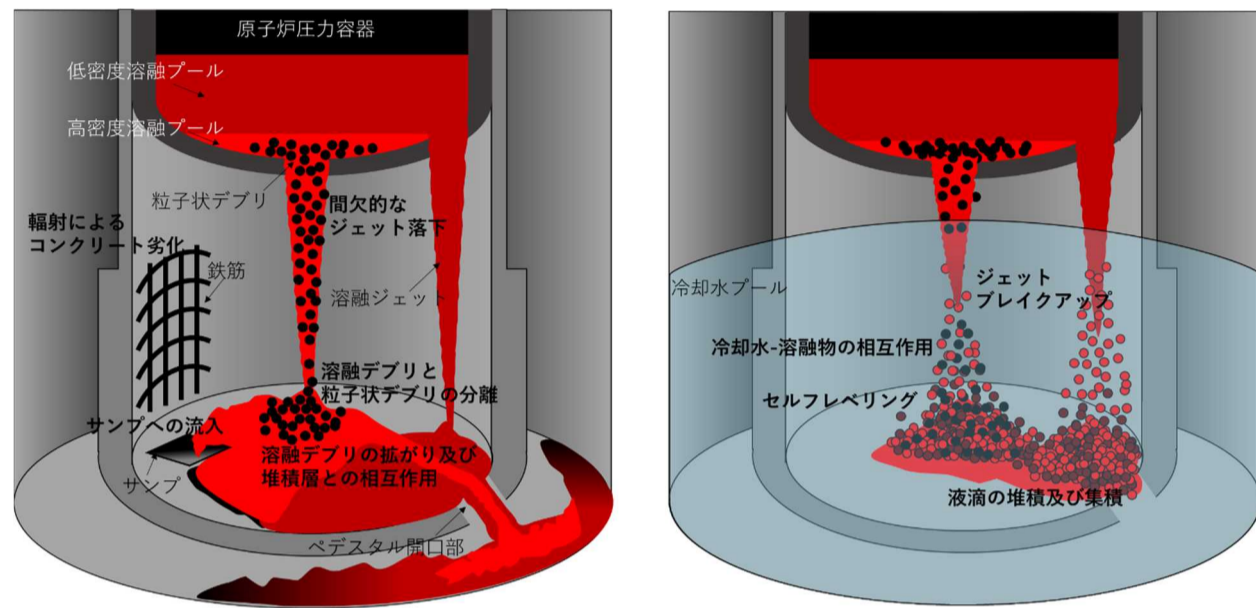
図4 事故進展及びソースターム評価 (一部文献(16)より引用)

(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^{(17)・(18)}。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ト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ト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	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>
8. 実施体制	<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>
9. 備考	<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～、https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf、（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、https://www.nra.go.jp/data/000395861.pdf、（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、https://www.nra.go.jp/data/000392320.pdf、（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、https://www.valqua.co.jp/wp-content/uploads/pdf/technical/34j/vtn034-05.pdf、（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、https://www.nichias.co.jp/research/technique/pdf/369/01.pdf、（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、https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE_1661_Web.pdf、（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、https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1939_web.pdf、（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、https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-7.pdf、（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、https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2000/csni-r2000-10.pdf、（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、https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2001/csni-r2001-15.pdf、（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、https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-8.pdf、（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、https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_18950/core-exit-temperature-cet-effectiveness-in-accident-management-of-nuclear-power-reactor、（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、https://www.nrc.gov/docs/ML1704/ML17040A429.pdf、（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、https://www.nra.go.jp/data/000395863.pdf、（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、https://www.jaea.go.jp/04/anken/group/tsrg/rosa-v.html、（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>