

独立行政法人 日本原子力研究開発機構
平成 20 年度安全研究審議会評価報告書
—17～19 年度の成果を踏まえた中間評価—
(案)

平成22年1月

安全研究審議会

目 次

1. はじめに
2. 重点安全研究の評価について
3. 総合評価結果
 - 3.1 平成 17～19年度の成果
 - 3.2 20年度以降の計画
 - 3.3 留意事項
4. 課題別評価結果
 - 4.1 規制システム分野
 - 4.2 軽水炉分野
 - 4.3 核燃料サイクル施設分野
 - 4.4 放射性廃棄物・廃止措置分野
 - 4.5 新型炉分野
 - 4.6 放射線影響分野
 - 4.7 原子力防災分野
5. おわりに

添付資料

1. 安全研究審議会名簿
2. 安全研究審議会の設置について
3. 安全研究審議会における評価の実施要領

1. はじめに

独立行政法人日本原子力研究開発機構(以下「JAEA」という)は、日本原子力研究所(以下「旧原研」という)と核燃料サイクル開発機構(以下「旧JNC」という)が廃止・統合され、平成17年10月、新たに設立された。JAEAでは、原子力安全委員会が定めた「原子力の重点安全研究計画」等に沿って安全研究(以下「重点安全研究」という)を実施している。安全研究審議会は、JAEAが実施している重点安全研究の中立性・透明性を確保するため、JAEAの理事長の諮問機関として、重点安全研究の研究計画、研究内容及び成果の評価を行うために設置された。また、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」に基づく研究・開発評価についても本審議会において実施するものとする。

安全研究審議会(佐藤一男委員長、松本史朗副委員長、添付資料1に委員構成を示す)は、平成17～19年度の成果の中間評価、及び20年度以降の研究計画について審議するため、平成20年8月27日及び平成21年3月17日に、第五回及び第六回の会合を開催した。これら2回の会合では、平成17～19年度の成果と20年度以降の計画に関する説明に加えて、基盤的・横断的・共通的事項として、安全研究センターの将来展望 ―今後の5～10年を俯瞰して―、OECD/NEA ROSA プロジェクトの進捗と成果、並びに TRU 廃棄物の埋設濃度上限値及びウラン廃棄物のクリアランスレベルの検討について説明を受けるとともに、安全研究委員会等における重点安全研究について所見についての説明を受け、審議した。

本報告書は、これらの審議を踏まえ、平成17～19年度の成果の中間評価、及び20年度以降の研究計画について評価した結果をとりまとめたものである。

なお、原子力安全委員会においても、平成19年から20年にかけて中間評価を実施した。

2. 重点安全研究の評価について

(1) 評価対象である JAEA で実施している重点安全研究

国による安全研究は、これまで、原子力安全委員会が5年毎に定めた「安全研究年次計画」(以下「年次計画」という)に基づき、旧原研や旧JNCを中心として、大学や研究機関で実施されてきた。ところが、近年における、原子力安全の確保や安全規制に係わる状況の変化や、安全研究の実施機関の独立行政法人化等の体制の変化を踏まえ、原子力安全委員会では、「年次計画」に代わるものを作成するとの方針の基、原子力安全研究専門部会は、「原子力の重点安全研究計画」(以下「重点安全研究計画」という)を平成 16 年7月 29 日にとりまとめた。この「重点安全研究計画」では、原子力安全に関し解決すべき課題に、より確実に取り組めるよう、今後、重点的に実施すべき安全研究の内容や実施体制について明確な基本方針を打ち出すことを目的として、我が国の原子力安全に関する研究活動の現状を国、民間を問わず広く俯瞰・把握しつつ、原子力安全委員会及び規制行政庁が行う原子力安全の確保のための安全規制の向上に向けて、特に必要な研究成果を得るために重点的に進めるべき研究及びその推進に関する事項が取りまとめられている。さらに、平成 17 年 10 月に予定されていた JAEA の設立前である、平成 17 年6月に、JAEA の中期目標の作成の参考とすることを前提に、「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」がとりまとめられた。

JAEA では、安全研究センターを中心に、基礎工学部門、研究開発部門も含め、表1 に示すように、7分野(①規制システム分野、②軽水炉分野、③核燃料サイクル分野、④放射性廃棄物・廃止措置分野、⑤新型炉分野、⑥放射線影響分野、⑦原子力防災分野)、合計 16 の課題に集約して、安全研究が実施されている。

表1 原子力研究開発機構における重点安全研究課題一覧

番号	分野	分類番号	研究課題
I. 規制システム分野			
1		1-1-1	確率論的安全評価 (PSA)手法の高度化・開発整備
2		1-2-1	事故・故障分析、情報収集
II. 軽水炉分野			
3		2-1-1	軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価
4		2-1-2	出力増強等の軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術
5		2-2-1	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
III. 核燃料サイクル施設分野			
6		3-1-1	核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究
7		3-1-2	核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性
8		3-1-3	核燃料サイクル施設の安全性評価に関する研究－基盤・開発研究の成果の活用－
IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野			
9		4-1-1	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(1)
10		4-1-2	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(2)－開発研究の成果の活用－
11		4-2-1	低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究
12		4-3-1	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(1)
13		4-3-2	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(2)－開発研究の成果の活用－
V. 新型炉分野			
14		5-1-1	高速増殖炉の安全評価技術に関する研究－開発研究の成果の活用－
VI. 放射線影響分野			
15		6-1-1	放射線リスク・影響評価技術に関する研究
VII. 原子力防災分野			
16		7-1-1	原子力防災に関する技術的支援研究

(2) 評価の基本的な考え方

JAEA における安全研究は、原子力安全委員会の定めた「重点安全研究計画」等に則り、原子力安全委員会からの技術的課題の提示や規制行政庁からの要請を受けて実施しているため、基本的には国のニーズに沿ったものと考えられる。

しかしながら、これまで原子力安全規制に直接資する安全研究を実施してきた旧原研と原子力開発・推進の役割を主として担ってきた旧 JNC とが統合されて JAEA が設立されたことから、国の安全規制を支援するための安全研究の「中立性」・「透明性」に特段の配慮を行うよう各方面からの要請がある。また、JAEA が実施する安全研究のかなりの部分が原子力安全・保安院(以下「保安院」という)や原子力安全基盤機構(以下「JNES」という)からの委託研究として実施されており、委託元からも当該研究の「中立性」・「透明性」の確保を要請されている。

こうした背景から、安全研究審議会は、JAEA が実施している安全研究の実施計画、成果のみならず、実施体制や成果の活用等について中立性の観点で評価するとともに、研究実施上の課題等について総合的な審議を行い、社会への情報発信の窓口として社会のニーズを適切に評価に反映させることとする。

(3) 評価の進め方

安全研究審議会は、添付資料 2 に示す「安全研究審議会の設置について(18(達)第 4 号)」に基き、添付資料 3 に示す「重点安全研究の評価の実施要領」(以下「評価の実施要領」という)に沿って審議・評価を実施する。評価の実施要領は、平成 18 年 5 月 30 日に開催された第一回会合において審議され、平成 19 年 3 月 6 日に開催された第二回会合において決定された。

安全研究審議会は、原則年 2 回公開で開催し、年度毎に前年度の成果と当該年度以降の実施計画について、研究計画(位置付け、設定目標、進め方)、研究内容(進捗状況、成果)、成果の活用(見直し、成果の公開を含む)、計画見直しの必要性等について審議・評価を行う。

また、JAEA では安全研究センター長の諮問機関として、JAEA が実施している安全研究について、主として技術的な情報や助言を聴取するため、JAEA 内外の専門家・有識者で構成される「安全研究委員会(17 全(通達)第 2 号)」を設置している。安全研究審議会は、次年度(平成 19 年度)以降の審議において、安全研究の実施計画、成果、及び成果の活用等に関する評価の際に、安全研究委員会における議論等を参考にできるものとする。また、安全研究委員会の他、次世代原子力システム研究開発部門の「安全研究専門委員会(18 次(通達)第 8 号)」、地層処分研究開発部門の「深地層の研究施設計画検討委員会(18(通達)第 1 号)」、「地質環境の長期安定性研究検討委員会(18(通達)第 2 号)」、「地層処分研究開発検討委員会(18(通達)第 3 号)」、原子力基礎工学研究部門の「原子力基礎工学研究・評価委員会(17(達)第 42 号)」等での議論も参考にできるものとする。

平成 17～19 年度の成果と平成 20 年度以降の計画については、上述した安全研究委員会(以下の研究開発部門の委員会で審議する課題を除く全て)、次世代原子力システム研究開発部門の安全研究専門委員会、地層処分研究開発部門の深地層の研究施設計画検討委員会(表 1 の 5

－1－1)、地質環境の長期安定性研究検討委員会、地層処分研究開発検討委員会(表1の4－1－2)、並びに原子力基礎工学研究部門の原子力基礎工学研究・評価委員会(表1の6－1－1)において審議され、その結果は所見等としてとりまとめられ、第六回会合において説明があった。

また、安全研究審議会では、総合的・包括的に、重点安全安全研究の実施体制についても審議しすることとしており、本年度は、トピックスとして、以下のような基盤的・横断的・共通的事項、

- 安全研究センターの将来展望 ―今後の5～10年を俯瞰して―
- OECD/NEA ROSA プロジェクトの進捗と成果
- TRU 廃棄物の埋設濃度上限値及びウラン廃棄物のクリアランスレベルの検討について説明を受けた。

(4) 評価結果のまとめ

安全研究審議会における審議・評価結果は、JAEA が実施している安全研究の規制への反映や社会的ニーズへの対応が適時・的確に推進されるよう、「総合評価結果」と「課題別評価結果」について取りまとめる。

「総合評価結果」として、JAEA が実施している安全研究全般について平成17～19年度の成果及び20年度以降の計画に関する総合評価と、基盤的・横断的・共通的事項についての審議も踏まえた JAEA における安全研究実施上の留意事項を示す。また、「課題別評価結果」として、JAEA が実施している安全研究課題毎に研究の概要、平成17～19年度の成果及び20年度以降の計画の概要をまとめ、主として成果の活用の観点から特筆すべき事項及び研究実施上の課題と思われる事項を示す。

3. 総合評価結果

3.1 平成17～19年度の成果

(1) 全般的所見

安全研究委員会等の所見にもあるように、原子力安全委員会の重点安全研究計画等を踏まえて各研究が行われており、各研究の成果は、概ね適切なものと評価できる。また、研究成果以外にも、規制活動・人材育成への支援についても概ね満足すべきものと評価できる。

特に、ROSA プロジェクトについて、外部資金の調達先として海外も視野に入れただけでなく、今後の大型施設を利用して国際共同体制で行う安全研究の模範的な事例として高く評価できる。

(2) 留意事項

ただし、以下に示すような要望や指摘があった。

- ・ 目標の設定が概して定性的であり、目標に対する研究の進捗の状況や、俯瞰的・体系的な観点からの過不足の状況について必ずしも明らかでないところがある。
- ・ 事故・故障分析、情報収集に関する活動は、研究者、技術者の育成及び技術継承に適した内容であることから、安全研究センターを中心に外部と連携して、人材育成が継続的に進められる仕組みの構築を考えていただきたい。
- ・ 規制活動・人材育成への支援として、大学院等への貢献は更に充実発展させるべきである。

3.2 平成20年度以降の計画

(1) 全般的所見

安全研究委員会等の所見にもあるように、国のニーズに応える方向での研究が計画されており、基本的には妥当である。

(2) 留意事項

ただし、以下に示すような要望や指摘があった。

- ・ 規制のみならず、民間への支援にも留意すべきである。
- ・ 目標を可能な限り、俯瞰的な観点から、かつ定量的に示すと共に、研究資源が限られているので、所期の目標を効率よく達成するための対応のあり方について、引き続き検討する必要がある。
- ・ JAEA は、原子力の研究開発を総合的に行う世界有数の研究開発機関であり、旧原研と旧 JNC との融合の効果を発揮して、国のニーズに応えると共に世界に向けて発信する先取りの成果を期待したい。
- ・ 今後の原子力の国際戦略を考えて、日本の安全規制体系や安全基準、指針類が国際標準の一つとして認められるよう、基準類の策定に貢献していただきたい。

- 研究成果が、既存炉の高度利用(出力増強、高経年化対応、長期サイクル運転)や核燃料サイクル(バックエンドを含む)の円滑な実施に結びつくよう期待する。
- ROSA プロジェクトにおいては、今後、より信頼性のある最適評価手法が開発されるよう成果を期待する。

4. 課題別評価結果

重点安全研究計画に定められた13の課題について、概要説明を受けるとともに、安全研究委員会等における検討結果及び各課題に関する調査票の形式での資料を参考とした。

なお、参考とした調査票にも示されているように、安全研究センターで実施されている研究の多くは、受託研究であり、その評価は本来個別の委託元においてなされるべきものである。従って、本審議会等では、

- JAEA が、蓄積された知識と能力(人材、施設)を活かして規制行政庁及び原子力安全委員会のニーズに直接的に貢献しているか、
- JAEA が、重点安全研究の目的を達成するために、こうした受託研究という機会を適切に捉え、効果的に成果を挙げているか、

といった観点での意見やコメントを記載することにした。

以下では、提示された資料に基づいて(1)研究の概要、(2)17～19年度の主要な研究成果、(3)20年度以降の計画を示す。次いで(4)の評価及び留意事項には、安全研究委員会における質問、助言を含め、今後の研究において留意して欲しいことを述べ、さらに、これらの指摘に対する研究実施者側の回答を(5)に示す。

4.1 規制システム分野

4.1.1 確率論的安全評価 (PSA)手法の高度化・開発整備

(1)研究の概要

[研究の目的]

リスク情報を活用した新たな安全規制の枠組みの構築に資するため、発電用軽水炉に対する PSA 技術の高度化や核燃料サイクル施設に対する PSA 手法の開発整備を行う。また、原子力安全委員会による安全目標の策定、及び立地評価や安全評価指針等の体系化に資するため、原子力施設毎の性能目標等の検討を行う。

[成果の活用]

改良・整備した PSA 実施手順は、原子力学会等で実施される標準的な PSA 実施手順の検討の参考に資する。また、性能目標等に関する成果は、原子力安全委員会の検討に提供する。

(2)17年度～19年度の主要な研究成果

- 原子炉施設のPSA手法の高度化では、シビアアクシデント解析コードを用いたソースタームの不確実さ評価手順を構築し、BWR-5/Mark-IIモデルプラントへ適用し、代表的な事故シナリオに対する放射性物質の環境への放出開始時刻及び放出量の不確実さ幅や不確実さに寄与するパラメータ等を明らかにした。また、リスク評価モデルの入力変数の不確実さに着目したモンテカルロ手法に基づくモーメントに依存しない重要度指標の新しい計算方法を提案し、その有効性を信頼性解析モデルに適用し確認した。
- 核燃料サイクル施設のPSA手法整備では、MOX燃料加工施設に対する内的事象PSA手法を

整備するとともに、PSA実施ステップにおける分析内容の解説と具体的な解析事例を組み合わせた手順書を作成した。また、事故影響評価に必要な基礎的データの整備として、再処理施設で想定される代表的な事故事象の評価に必要なデータに関する実験を調査した。その中で貯槽の冷却機能喪失による沸騰事象については、沸騰時の気液同伴率の実験式と気泡の破裂によって生じる飛沫の粒径分布を測定した実験結果を基に、仮想的な貯槽でのエアロゾルの移行割合の試解析を実施し、これまでのエアロゾル化割合の推奨値が過度に保守的であることを明らかにした。

- リスク情報活用に係わる技術的課題の検討では、定量的安全目標案に対応する軽水炉の性能目標について、レベル3PSAコードOSCAARを用いて検討を行い、格納容器機能喪失頻度の目標値案を提示するとともに、防護対策による効果、対象とする個人の範囲とその条件を明らかにした。また、核燃料サイクル施設におけるリスク情報活用策の検討では、整備したMOX燃料加工施設のPSA実施手順に従い、公開情報を基に詳細化したモデルプラントを対象にPSAを実施した。その結果、モデルプラントの主要な事故シナリオのリスクからなるリスクプロファイルを得るとともに、水蒸気による焼結炉内の異常加圧及び焼結炉での水素爆発の事故シナリオが全リスクの主要な部分を占めることが明らかとなった。
- 東海再処理施設保守・保全データ等に基づく機器故障率データベースの作成手法の検討として、東海再処理施設の機器について保全履歴データを継続収集し、東海再処理施設設備保管理支援システム(TORMASS)への登録を実施し、平成20年3月末まで機械設備167,639件、計装設備75,386件、電気設備17,372件を登録した。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- 総合シビアアクシデント解析コードの改良整備及びレベル3PSA手法の高度化。
- ウラン及びMOX燃料加工施設の事故影響評価用データの整備。【一部JENS受託】
- 東海再処理施設保全データベースへの保全データの継続的な登録、及び解析支援システムの実用性検討。
- シビアアクシデント晩期の格納容器内ガス状ヨウ素再放出などに関わる照射下実験成果を反映させたソースターム評価。【JNES受託】

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

- 不確実さ評価手法の高度化及び原子炉施設を対象としたレベル2PSA及びレベル3PSA手法の高度化を行う。
- 核燃料サイクル施設に係る事故影響評価に必要なデータの整備を継続するとともに、整備したPSA手法を用いて核燃料施設の性能目標等の検討を行う。
- 東海再処理施設保全データベースへの保全データの継続的な登録、及び解析支援システムを用いた機器故障率の算出と再処理施設故障率データの特徴を整理する。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 適切に進められていると思います。(2名)
- 発電用軽水炉の PSA 技術の高度化、核燃料サイクル施設に対する PSA 手法開発ともに計画通り進捗し、成果は原子力安全委員会の性能目標等の検討や学会の基準検討に活かされている。
- 発電用軽水炉の PSA 技術の高度化として実施したシビアアクシデント晩期を対象とした研究成果は、AM策の高度化のPSA活用に役立つものとする。
- 専門家判断情報を用いた個人リスクの不確実さに関して25%～75%のボックスで表記されていますが、この範囲のデータを特に取り上げる意味合いについて明確にしておくべきと考えます。

～回答～

ボックスプロットは、不確実さの分布形状が理解できるように、5,25,75,95 の各%値及び平均値で示しています。安全目標との比較では、評価値として平均値が用いられますが、不確実さがどの程度であるか上側95%値/平均値の比を、図には示しました。

- モンテカルロによるグローバル感度指標の検討がなされていますが、実用に供する場合の指標の計算の簡易さも考慮して提案されるべきと考えます。

～回答～

拝承。現在、様々な感度指標を研究しており、モデルへの依存性と計算量のトレードオフを考慮しながら、簡便な方法も提案していきたいと考えています。

- 核燃料施設の PSA 評価は、対応項目が多岐にわたるが、重点的に進められている。
- 核燃料サイクル施設に対する PSA 手法開発は、PSA の利用分野を拡大するものであり、再処理施設の実効的な安全管理、防災対策等の安全確保対策への活用が期待される。
- PSA 評価に重要な故障率データベースの整備は妥当。

～回答～

拝承。東海再処理施設の保全データは今後も継続的に収集していく予定であり、収集した保全データを活用するための支援ツールの整備や PSA で重要性が高いと考えられる機器に関する故障率の試算も併せて行っていく予定です。

- データベースの充実、信頼度向上、不足項目をいかに埋めるかなど、現場部門を含め、十分な検討をお願いしたい。
- 計画は妥当であり、特に核燃料サイクル施設に対する PSA については、実用化に向けた成果のまとめを期待したい。
- 核燃料サイクル施設に対する PSA 手法開発については、手法、機器故障率等の基礎データ整備のいずれの点でも課題が多く残されており、継続した研究の推進が望まれる。

～回答～

拝承。事故影響評価のための基礎的データの整備では、リスク上重要な事故シナリオうちデータの不確実さが大きい事象については実験によるデータ取得を計画している。機器故障率

については3年計画で一般データベース整備を進めています。

- 炉とサイクル施設との間で同じ思想／哲学で良い部分と違う部分があると思いますので、そこを明確に意識しながら進めて頂ければと思います。

～回答～

御指摘のとおり、明確に意識して進めております。

4. 1. 2 事故・故障分析、情報収集

(1) 研究の概要

[研究の目的]

国内外において発生した原子力事故・故障の分析及び海外の規制等に係る情報の収集、分析を行い、教訓や知見を導出する。

[成果の活用]

事故・故障に関する情報の収集、分析を継続的に実施し、安全規制に適時に対応する。分析の結果得られた安全規制上重要な情報・教訓・知見を随時関係者に提供する。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

- 2005年から2007年の3年間に事象報告システム(IRS)に報告された事例227件(非公開)(2005年:63件、2006年:82件、2007年82件)についてその内容分析を実施し、その結果に関する報告書(非公開:IRS情報が非公開情報であるため)を作成し、原子力安全委員会、原子力安全・保安院、並びに、電力各社に提供した。2005年から2007年に国際原子力事象尺度(INES)に報告された事例95件(2005年:25件、2006年:50件、2007年:20件)について、各事例の内容を分析しその和訳を文科省や安全委員会をはじめ関係各署に送付すると共にインターネット上に公開した。
- さらに、米国原子力規制委員会が発行する規制書簡を収集、分析するとともに、JNESがOECD/NEAから入手する事例情報(非公開)に関する内容の分析を行った【JNES受託】。
- 米国の加圧水型原子力発電所(PWR)における一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)事例並びに米国の軽水型原子力発電所における安全弁・逃がし安全弁の設定点変動事例に関して、設置者事象報告書(LER)を収集し(PWSCC:1999年から2005年までの45件、安全弁・逃がし弁:2000年から2006年までの約90件)、内容を分析するとともに、発生箇所や原因、対策などの観点から全体的な傾向を調べ、論文及び公開報告書にまとめた。PWSCCに起因した損傷は特定の機器に生ずる傾向が見られ、特に制御棒駆動機構(CRDM)ノズルや加圧器ヒータスリーブといった高温環境にさらされる機器の損傷事例が多い。一方、ホットレグやその計装ノズルの他、原子炉容器下部ヘッド取付計装(BMI)ノズルのような比較的温度の低い機器における損傷も認められている。損傷した機器のうち、例えば、CRDMノズルや熱電対ノズルについては、運転中の温度の高いBabcock & Wilcox (B&W)社製プラントに、また、ヒータスリーブやホットレグ計装ノズルではCombustion Engineering社製プラントに多く発生するなど特定の製造元に偏って発生する傾向が見られる。さらに、CRDMノズルではB&W社製のノズル母材

に、Westinghouse社製の溶接材にき裂が集中する傾向が確認できた。以上のことから、不適切な製造過程や材料によってPWSCCの発生が助長されている可能性がある。また、逃がし弁の設定点変動は、弁のディスクとシートの間における腐食性固着や酸化固着が原因となるケースが多く、設定点が高い側に変動する傾向が強い。こうした固着による設定点変動の程度は比較的大きいことから、過圧防止機能に対して重要な問題と考えられる。安全弁については、設定点変動の原因が不明のものが多いが、変動の幅は逃がし弁に比べて小さいことが判明した。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- IRS及びINESについては2008年に報告された事例に関する内容の分析を行い、その結果をまとめて関係機関に提供する。
- 米国原子力規制委員会が発行する規制書簡を収集、分析するとともに、JNESがOECD/NEAをから入手する事例情報(非公開)に関する内容の分析を行う【JNES受託】。

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

- IRS及びINESについては2008年に報告された事例に関する内容の分析を行い、その結果をまとめて関係機関に提供する。
- 米国原子力規制委員会が発行する規制書簡を収集、分析するとともに、JNESがOECD/NEAをから入手する事例情報(非公開)に関する内容の分析を行う【JNES受託】。
- (ただし、IRS及びINESについては2009年報告を対象とする)。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 最新データの収集分析、安全規制側、事業者などへの成果の反映は極めて重要。
- IRS 情報、INES 情報の整理分析等の課題に適切に対応し、期待された成果を挙げている。
- 成果は安全規制、指針・基準等の検討、安全審査等への反映が図られており、有用な活用がなされていると評価する。
- 保安院を入れた体系的取組み強化を期待したい。
- わが国での類似事象の洗い出しは、ぜひ具体化を。
- 安全研究センターとしての人的強化策を検討し、具体化することが必要。
- 継続して、着実に研究の遂行を期待する。
- 運転経験を安全確保に有効に反映する観点から、本研究に対するニーズは高く、実績も挙げてきており、今後も継続した計画の遂行が求められる。
- しかしながら、本研究の成果は担当者個人の力量と継続的な努力に負うところが大きいところから、長期的には後継者の育成が課題である。例えば若手に兼務的な形で研究参加を図るなど、本研究の継続に向けての組織的な対応が強く望まれる。
- (質問) 分析というのは単純な情報の和訳ではなく、例えばシステム上何が悪くてどうい

う対策を取ることが国の原子力安全に資するかという視点での提案であるということでしょうか。

～回答～

事故故障事例の情報のうち、

- ① INES 情報については、その分量は A4 で 1 枚程度であること、また、公衆やメディアのための情報であることから、忠実に和訳を行ってそれを公開しています。
- ② 一方、IRS 情報については、各々の事例情報が A4 数ページ(大半は、7-8 ページであるが、事例によっては 10 ページを超えるものもある)であるため、まず、記載内容を読み、事象の概要として、何が起こったのか、その原因は何か、どんな対策が取られたか(あるいは、取られることになったか)に着目して、A4 半ページから 1 ページ程度にまとめています。これは、IRS 情報の利用者が、規制当局及び電気事業者であることから、特に、規制機関や事業者の現場の方がどんな事象が起きているのかを比較的容易に理解できるようにすることを意図しているためです。さらに、その中から、重要と考えられる事例をピックアップしていますが、何故重要と考えたのかについて分析者の考えを示した上で、それぞれの事例情報についてより詳しい情報を提供することとして和訳を行っています。これらの結果を年 1 回、非公開資料にまとめて関係各所に配布しています。
- ③ なお、両情報とも、原本は英語ですが、英語を母国語としていない国からの報告が多いため、原文のままではその理解が極めて大変であることから、日本語の情報として提供することに大きな意義があるものと思っています。
- ④ 上記のほか、米国の事例情報についても同様に、各々の事例情報の記載内容を理解し、公開情報に傾向分析などを行っています。

なお、当方は、あくまでも情報の分析を行って我が国への反映の有無を検討するための材料提供を目的としており、事例情報に基づく改善提案等については当方の仕事ではないと認識しています。

- 本研究はさらに NISA、JNES、電力 etc. で具体的にどのように有効活用されるかが重要ですが、そこは十分だと考えて良いのでしょうか。JAEA の仕事ではないのかもしれませんが。

～回答～

活用自体は、当事者である NISA、JNES、電力であると認識しており、当方では、それに当たって有用となる情報の提供を目指しています。

- 本業績について技術伝承や組織内で正当に評価されにくいといった議論がありましたが、規制支援という観点だけでなく JAEA 組織へのシーズ出しといった観点で活動を見直すことも考えられたらと思います。

～回答～

事例から研究のシーズを探すことも視野に入れていますが、直接研究のシーズとなるようなものはあまりないというのが現状です(安全上極めて重要な事象が発生した場合には当然のこと

ながら研究に反映させることになると思っています)。

4.2 軽水炉分野

4.2.1 軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価

(1) 研究の概要

[研究の目的]

軽水炉燃料の高燃焼度化とプルサーマル利用の本格化に向け、事故時燃料挙動に関するデータベース拡充と解析手法の高精度化を行い、安全審査のための基準等の高度化に資する。

[成果の活用]

- ・ 反応度事故 (RIA) 時及び冷却材喪失事故 (LOCA) 時の燃料挙動模擬実験から得られたデータは、より高い燃焼度範囲の燃料健全性に関する安全審査指針類の策定に利用される。また、MOX燃料を対象として室温及び高温条件で実施したRIA実験の結果は、近い将来本格化が予想されるプルサーマル燃料等の高燃焼度化に関する安全審査に際し、重要な判断材料を与える。
- ・ 事故時燃料挙動解析コードは、実験データを用いた検証を進めて信頼性をさらに高めることにより、安全規制の高度化に大きく資することが出来る。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

- ・ RIA時燃料挙動研究において、酸化ウラン燃料については燃焼度77MWd/kgまで、MOX燃料については同59MWd/kgまでの範囲で破損限界及び破損時挙動についてデータを取得した。また、両燃料について高温高圧水冷却条件下で世界初の炉内実験データを取得した。これらの結果により、原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定められた破損しきい値が高燃焼度酸化ウラン燃料及びMOX燃料について適切な安全余裕を有することを確認した。【一部保安院受託】
- ・ LOCA時燃料挙動研究においては、高燃焼度PWR及びBWR燃料被覆管を対象としLOCA条件を模擬した急冷破断実験などを実施し、急冷時破断限界については44から76GWd/tに、高温被覆管酸化速度については79GWd/tにデータの範囲を拡張した。また、当該燃焼度範囲において、合金組成の変更を含み高燃焼度化が被覆管の酸化速度及び急冷時の破断限界に著しい影響を与えないことを明らかにした。【一部保安院受託】
- ・ 事故時燃料挙動解析手法の高度化のため、高燃焼度燃料挙動解析コードFEMAXIを基に事故時燃料挙動解析コードRANNSの開発を進めた。RANNSによりペレット/被覆管機械的相互作用により生じる被覆管内の応力歪み分布や燃料ペレット内の熱応力分布等を計算し、NSRR実験の結果を評価した。また、事故直前状態の評価における精度向上のために、FEMAXIにおいてペレット粒界ガスバブル成長の速度論モデルの開発を進めた。
- ・ 異常過渡時の挙動に着目したJMTR実験の準備を開始した。【保安院受託】
- ・ 高燃焼度燃料ペレットで観察される組織変化(リム組織形成)のシミュレーションに必要な基礎

データを取得するため、模擬燃料及び酸化ウランを用いた加速器照射試験、実燃料を用いた照射後試験並びに計算科学的手法を用いた解析を実施した。加速器照射試験では、リム組織の特徴の一つである結晶の細粒化を再現した。実燃料を用いた照射後試験では、照射に伴い酸化ウラン結晶格子に生じる歪を測定、評価した。計算科学的手法を用いた解析では、第一原理による酸化ウランのポテンシャルの検討を行い点欠陥の形成エネルギー等に関する知見を取得するとともに、転位動力学による転位壁のメソスコピック的形成モデルの開発を進めた。【文科省受託】

- 出力の過渡上昇時、即発的な出力降下に作用する安全係数であるドップラー反応度係数の予測精度評価を目的とする、FCAを用いた軽水炉MOXを模擬した試験炉心におけるドップラー反応度測定に関して、U-238とPu-241のドップラー反応度係数を評価する試験計画を作成した。また、基礎データ取得のため、U燃料炉心におけるU-238のドップラー反応度測定に着手した。【JNES受託】

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- 実用化が計画されている改良型を含めた高燃焼度ウラン及びMOX燃料を対象にしたNSRR実験及びLOCA模擬急冷破断試験を実施し、引き続き反応度事故及び冷却材喪失事故時の燃料挙動解明を目指した知見の蓄積を進める。また、異常過渡時の挙動に着目したJMTR実験を開始するため、装置整備などを進める。
- 燃料挙動解析手法の高度化のため、高燃焼度燃料挙動解析コードFEMAXI、事故時燃料挙動解析コードRANNSの開発を進める。
- ペレットリム組織形成に関する研究のとりまとめを行う。
- 高燃焼度燃料組織形成のシミュレーション研究及び軽水炉MOX炉心ドップラー反応度の測定を実施する。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- レベルの高い極めて重要な結果が取得できており、成果の反映も含め研究は妥当。
- 多くの人的、物的資源を要する研究計画であるが、順調に実施され、目標とした成果を着実に挙げている。
- RIA 及び LOCA 時の燃料挙動研究においては、軽水炉燃料高燃焼度化に対応し、安全評価や指針検討のベースとなる優れた実験・解析結果を提供した。また、成果は国際的にも高く評価されている。成果の効果的な活用を図ることが重要である。

～回答～

引き続き、成果の活用に一層努めてまいります。

- 継続した計画の遂行を期待する。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- リム組織形成に関する基礎的研究は、多方面の研究者の共同作業が円滑に推進され、着実な成果を得ている。
- また、MOX 炉心ドップラー反応度測定では、安全評価に必要なデータ取得のための準備が進行しており、今後の進捗に期待したい。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- 高燃焼度燃料と MOX 燃料の RIA 及び LOCA データを着実に拡充してきており、現行基準が高燃焼度ウラン燃料及び MOX 燃料に対して適切な安全余裕を有することが確認できたことは、規制、産業界共に有意義なものであったと理解できる。

～回答～

今後とも規制に対する支援だけにとどまらず、事業者にとっても有益な研究の遂行に努めてまいります。

- 他国の安全研究が停滞している中で、拡充されたデータは世界的にも大変貴重かつ重要なものであり、NSRR 実験データについては、海外の基準策定にも利用されている状況からも、国際的にリードしているプロジェクトであると理解できる。

～回答～

今後とも国際的に最先端を走るべく努めてまいります。

- 本研究に対するニーズは高く、また、国際的にも注目されており、着実な計画の遂行を期待する。また、本研究は、今後の更なる高燃焼度化にも対応した安全評価の考え方の基礎を提供するものであり、現行指針の検証に止まらず新たな安全評価考え方や手法の提言も含めた積極的な研究活動を望みたい。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- 長期的には、解析手法を高度化し、炉内実験による実証だけに頼らなくても良いような、信頼度の高い評価手法開発を目指した研究を期待する。

～回答～

我々も長期的には御指摘の方向を目指しており、御期待に応えるべく努めてまいります。

- 今後も着実なデータ拡充と一層の燃料挙動解明を目指す内容となっており、高燃焼度化とプルサーマル利用の本格化に向けた安全審査のための基準等の高度化に資するものと理解できる。JMTR による異常過渡時燃料挙動研究に向けた必要な試験設備の整備は、国内技術基盤の強化、将来の人材育成に寄与するものであり、原子力政策大綱の主旨にも適うものであると理解できる。
- NSRR 実験については、高温下では PCMI 破損し難くなることが予想され、傍証が得られれば、低温に比べて余裕を見出すことが可能となることから、高温条件でのデータについて拡充して頂けることを期待したい。また、BWR-MOX データは 1 ケースしかないこと

から、データ拡充して頂けることを期待したい。

～回答～

BWR-MOX については試験対象とする燃料の入手が困難であることから、引き続き BWR 電力殿のお力添えをいただきたいと希望しております。

- また、性能の良い被覆管、ペレットが開発された場合、それが反映される基準となるような整理方法の提案を期待したい。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- JMTR は必要な試験装置の整備を進められると同時に、ユーザの使い勝手に重きを置いた運用面の整備についても期待をしたい。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

- RIA や LOCA に関して必ずしも各国間の規制基準は同じでないのが実情であるが、RIA 時燃料挙動や LOCA 時燃料挙動に関しては物理事象として違いはないので、これらの挙動について十分な知見を蓄積した上で、各国規制基準の相違についても一定の考察が与えられるよう検討をお願いしたい。

～回答～

米仏等主要国の規制基準についても検討を行っており、御期待に応えるべく引き続き努めてまいります。

- GLOBAL な展開で、共通評価指針、統一化をめざす取組みを期待したい。

～回答～

IAEA や OECD/NEA などの国際的な場を最大限に活用し、御期待に応えるべく努めてまいります。

4. 2. 2 出力増強等の軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術

(1) 研究の概要

[研究の目的]

合理的な規制に資するため、安全余裕のより高精度な定量評価が可能な最適評価手法を開発する。特に、3次元二相流や流動と構造の相互作用、並びに核熱の連成を含む炉心熱伝達等、複合的な熱水力現象のモデル化を図り、必要なデータを取得する。シビアアクシデントに関しては、リスク上重要な現象のソースターム評価の不確実さ低減を図る。

[成果の活用]

- 熱水力安全研究の各実験より得られる科学的知見と高精度な最適評価手法は、軽水炉の高度利用のための基準類の整備等に役立つ。
- 過渡ボイド挙動試験から得られる知見は、JNES等で整備しているRIA解析コードやモデルの改良・性能評価に活用できる。

- Post-BT熱伝達試験の成果は、原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」の安全審査における適用性評価や技術的判断に活用できる。
- シビアアクシデント時の格納容器内ガス状ヨウ素挙動に関する研究は、緊急時の的確な意思決定や実効的な防災計画の立案に必要なソースターム情報、並びに新たなアクシデントマネジメント(AM)策の策定に役立つ。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

- 熱水力最適評価手法の開発として、14カ国18機関の国際協力によるOECD/原子力機関(NEA) ROSAプロジェクトを継続し、ROSA/LSTFを用いて高出力自然循環や小破断LOCA時の蒸気発生器二次側減圧に関する実験を行い、非凝縮性ガス流入による凝縮伝熱阻害現象を確認し、蒸気発生器伝熱管の非均一水位挙動等を見出した。【OECD共同研究】
- UO_2 炉心とMOX炉心の核特性の相違が核熱水力安定性に及ぼす影響を調べる実験を実施し、両炉心において領域安定性に大きな差がないことを示す知見を得た。
- 放射線誘起表面活性(RISA)について、熱伝達測定への粗さの因子の影響が小さいことを確認すると共に、濡れ性向上などの照射による特徴的な現象を見いだした。【エネ庁公募】
- 燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の整備の一環として、低温時及び高温待機時RIAを模擬した過渡ボイド挙動試験を行い、燃料集合体体系の影響を明らかにするとともに、支配的パラメータの同定に係わるデータベースを拡充した。また、RIA時熱水力解析における最適評価コードの予測性能を評価した。【保安院受託】
- Post-BT熱伝達試験では、単管体系の基礎試験装置を用いた高温高压過渡試験を実施し、ドライアウトの拡がりやリウエットに係わるデータを取得するとともに、既存相関式の妥当性を評価した。併せて、詳細な熱水力解析が可能なサブチャンネルコードの検証を行った。【保安院受託】
- シビアアクシデント時のソースターム評価手法の開発として、 ^{60}Co ガンマ(γ)線照射装置を用いて、 γ 線照射下でのCsI水溶液からのガス状ヨウ素放出に係わる試験を実施し、pH、有機物(MIBK:メチルイソブチルケトン)等の影響に関するデータを得た。また、機構論的ヨウ素化学挙動解析コードを開発し、検証及び課題検討を行った。【JNES受託】

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- 最適評価手法の開発に必要なデータベースの拡充をOECD ROSAプロジェクトLSTF実験【OECD共同研究】などにより継続する。3次元二相流評価手法の開発の継続と複合的熱水力現象評価手法の開発整備を進める。
- Post-BTに係わる単管試験並びにバンドル試験を実施し、より総合的な知見を取得する。【保安院受託】
- ガス状ヨウ素放出試験を実施するとともに格納容器内ヨウ素化学解析コードを整備する。【JNES受託】

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

- 最適評価手法の開発に必要なデータベースの拡充を継続する。3次元二相流評価手法の高精度化及び複合的熱水力現象評価手法の開発を継続する。
- Post-BTに係わるバンドル試験を継続するとともに、これまでの成果を取りまとめる。
- ガス状ヨウ素放出試験を継続するとともに格納容器内ヨウ素化学解析コードを整備する。また、格納容器内水素処理に関する検討を開始する。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- レベルの高い極めて重要な結果が取得できており、成果の反映も含め研究は妥当。
- 安全評価に最適評価手法の導入が進められる中、これを支える精度の良い検証データを取得しクロスチェック解析コードへの活用を図るなど、目標に添った成果を挙げている。
- 実験を継続すると共に評価手法開発を進める計画は妥当なものと評価する。
- 世界的にもユニークな大型実験施設である LSTF を有効に活用し、喫緊のニーズに対応した熱水力最適評価解析に資する実験データを取得してきていることは、評価できる。国際協力の下での遂行が図られていることも評価したい。
- RIA、Post BT 等の条件下の燃料健全性評価に係わる研究においては、有意義なデータを取得しているが、更にこの成果を解析手法の開発に適切に反映することが肝要である。

～回答～

拝承。過渡ボイドと Post-BT 試験から得たデータの一部は、最適評価コードの検証や改造に役立っているところですが、今後、より系統的な解析を通じて解析手法の開発に反映したいと考えています。(下線部に対してのみ応答 以下同)

- 実験を継続しデータの拡充を図り、この成果に基づいて解析手法の開発整備を図るとする計画は妥当である。特に、最適化評価手法の導入に向けた現実的な活用への努力を期待したい。

～回答～

拝承。引き続き、詳細な実験データの取得と実験解析等を通じた最適評価手法の開発整備を行なうと共に、今後、規制の合理化に際して必要となる ECCS 評価基準見直しに関わる安全解析の精度向上などに役立つ計画です。

- また、人的、物的資源の制約が厳しくなる中、外部機関や原子力機構内関係部門との緊密な協力は、今後、益々重要になるものと考える。

～回答～

拝承。これまでも、OECD ROSA プロジェクトやヨウ素挙動試験などで内外の研究・規制機関や所内関連部署と研究協力や連携を行なっているが、今後はさらに連携や相互支援を強め、視野を広く持った研究に心がける計画である。

4. 2. 3 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

(1) 研究の概要

[研究の目的]

経年機器の構造信頼性評価のため確率論的破壊力学(PFM)解析手法等を整備すると共に、放射線による材料劣化挙動についての照射試験を通して機構論的な経年変化の予測手法及び検出手法の整備や照射誘起応力腐食割れ(IASCC)に関する照射後試験データの取得を行い、高経年化機器の健全性確認に資する。

[成果の活用]

- PFM解析手法はリスク情報に基づく検査や高経年化技術評価の技術基盤として活用
- 原子炉圧力容器鋼の破壊靱性マスターカーブ法は、日本電気協会や日本機械学会の規格等の改定時の技術的根拠として寄与。
- 中性子照射脆化に関する機構論に基づく予測評価や検出手法は、40年超の長期運転に対する高経年化技術評価の審査において重要な判断材料及び高経年化技術評価に資する。
- IASCCに関する成果は、JNESのIASCC評価ガイド策定に貢献。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

- PFM解析手法に関する研究として、原子炉圧力容器(RPV)及び配管溶接部に関して、溶接残留応力に関する試験及び有限要素解析を通して機能を改良しPFMに基づく破損確率解析コードを整備した。また、経年機器に地震動特有の過大な不規則荷重が作用する場合の破損確率評価を高度化するため、き裂進展評価や溶接残留応力に及ぼす過大過重の影響の検討に着手した。【一部保安院受託】
- 経年変化の予測手法及び検出手法に関する研究として、粒界脆化や溶接熱影響部に着目した機械的性質やマイクロ組織に関するデータを取得すると共に材料試験炉(JMTR)等で照射したRPV鋼等の電気抵抗率、磁氣的性質、機械的性質等のデータを取得し、照射脆化の検出及び機構に関する知見を得た。照射済RPV鋼の粒界分析から、粒界脆化の原因となる粒界リン濃度の中性子照射量依存性を明確化した。IAEA国際協力研究として、RPV鋼の破壊靱性データを報告するとともに、温度依存性に関する分析評価を行った。ケーブル絶縁劣化に関して、検出手法としての広帯域インピーダンス分光法の検討を進めた。【一部保安院、JNES受託】
- 照射誘起応力腐食割れに関する研究として、照射キャプセル10体の中性子照射試験を全て終了した。照射試験片を用いて、BWR条件を模擬した高温水中におけるSCCき裂進展試験を、高溶存酸素濃度(DO)及び低DO水質中で実施し、SCCき裂進展速度データを取得し、JNESに提供した。【一般受託】
- JMTR改修に併せて照射環境下でのステンレス鋼のSCC進展及び原子炉圧力容器鋼の破壊靱性変化を評価するため、JMTRの材料照射試験装置の整備を開始した。【保安院受託】
- 3次元仮想振動台の開発・適用研究として、主要冷却系機器の地震応答解析により数値解析機能を実証するなど解析機能の検討を進めた。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- 溶接残留応力分布やき裂進展に関する試験データ等を基に確率論的評価モデルを改良整備し、RPVの加圧熱衝撃事象や配管溶接部の経年変化及び地震荷重に対するPFM解析手法に基づく破損確率解析コードの整備を進める。【保安院、JNES受託】
- 放射線による材料劣化挙動について、溶接熱影響部を含むRPV鋼の照射脆化の機構論的な予測評価手法の精度向上を図るため、放射線照射した材料について、JMTRホットラボ等で微細組織及び機械的性質のデータを取得する。またケーブル絶縁劣化について、絶縁材の物理化学特性試験及び絶縁劣化計測試験を進める。【一部保安院、JNES受託】
- JMTRを利用した試験計画を詳細化し、試験装置の整備を進める。【保安院受託】
- JMTRで照射したステンレス鋼のSCCき裂進展試験等の照射後試験を継続し、IASCCに関する照射後試験DBの構築に向けてデータを拡充する。【一般受託】
- 高経年化評価及び検査技術に資するため、経年変化研究を行う。
- 3次元仮想振動台の解析結果と実振動データとの比較により応答解析精度を検証する。

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

- RPV、配管等の安全上重要機器に対する破損確率評価のためのPFM解析コードについて、溶接残留応力評価やき裂進展解析機能等の改良を行い、標準的解析手法の整備を進める。
- 放射線による材料劣化挙動に関して、RPV鋼溶接熱影響部の監視試験の必要性に関する検討を進めるとともに、照射脆化の機構論的な予測評価手法の精度向上を図るため、照射材料についての各種データ取得を継続する。また、ケーブル絶縁劣化について試験を継続する。
- JMTRの材料照射試験計画に対応して、試験装置類の設置準備を進める。
- 照射後き裂進展試験データの取得とその解析評価を行い、IASCC健全性評価ガイドラインの策定に必要な照射後試験データベースの構築に寄与する。
- 軽水炉機器の経年変化に関する知見の拡充を図るため、経年変化研究を継続する。
- 3次元仮想振動台の非弾性解析技術の整備や従来法の保守性評価等を進める。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 全体として、適切に成果が得られているものと判断される。
- 確率論的破壊力学:モデル開発、解析コード整備などについては、着実に進められている。
- 経年変化予測手法:材料試験データの取得、評価手法の開発など、順調に進められている。
- 原子炉容器、配管等の耐震強度評価や経年変化予測に係わる重要度の高い課題に対して有用な成果を挙げてきている。
- 本研究に関するニーズは高く、機構内外との密接な協力を図った研究の推進が重要である。
- 材料劣化・高経年化対策に係わる研究は、極めて重要度の高い課題であり、引き続き原子力機構内外との緊密な連携、協力をはかりつつ研究の推進を期待する。

～回答～

拝承。高経年化対応技術戦略マップに沿って、産学官の連携に留意して進めていく所存。

- 平成19年度までの成果を踏まえ、全体として適切な計画であると判断される。ただし、経年炉対策全般に関して産業界での活動が極めて活発化しており、これらとの整合性を常に考慮して進めることを期待。

～回答～

同上

- 経年変化予測手法：照射脆化検出手法の開発にあたっては、実機適用を考慮した検討についても期待したい。
- 耐震強度評価においてリスク情報の活用が図られつつあるところ、確率論的解析手法の実用化は喫緊の課題と言える。研究成果の活用に向けて積極的な対応を期待したい。
- 確率論的破壊力学：機器の健全性を評価するため、PFM解析の観点から溶接施工法や非破壊検査計画などに関する提言についても成果を期待したい。また、学協会の規格基準などに成果が迅速に反映されることを要望する。

～回答～

拝承。

- IASCCについては、JMTRの効果的な活用を強く要望する。

～回答～

拝承。保安院や関連機関と調整して試験計画を進めている。

- IASCCについても、知見の蓄積と共に利用を考慮した公開データベースの整備が重要と考える。
- 照射誘起型応力腐食割れに関する照射試験条件に関してはJMTRの照射条件ではBWRしか試験できない。世界的にはPWRを志向する国もあることからこれから国際的に議論していく上で、海外機関からの照射委託も念頭において現状の設備を工夫してPWRの照射条件を再現できるような検討はできないでしょうか。

～回答～

拝承。軽水炉の水環境を模擬した条件で照射試験を行うための装置3基を整備中である。そのうち1基はPWRの温度、圧力条件に対応出来る設計であり、水質などPWR固有の環境を模擬するための装置を追加することによって対応可能である。

4.3 核燃料サイクル施設分野

4.3.1 核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究

(1) 研究の概要

[研究の目的]

再処理施設及びMOX燃料加工施設の臨界事故等に関する実験データを蓄積するとともに、高精度の臨界安全評価手法を整備する。また、軽水炉における高燃焼度燃料やMOX燃料の利用、並びに使用済燃料の輸送及び中間貯蔵施設の安全基準整備に資するため、燃焼度クレジット、臨界管理手法及び臨界安全データベースを整備する。

[成果の活用]

臨界安全性に関する成果については、再処理施設、MOX 燃料加工施設、中間貯蔵施設等の核燃料サイクル施設において取扱われる核燃料物質に関する最新の実験データ及び評価手法が、安全審査及び後続規制に活用できる。

(2) 17 年度～19 年度の主要な研究成果

- 濃縮度5%の二酸化ウラン燃料棒と濃縮度6%の硝酸ウラニル溶液により再処理施設の溶解工程を模擬した体系を構成し、溶液に添加した模擬FP (Sm、Cs、Rh、Eu)あるいは可溶性毒物 Gdの反応度価値データを取得した。
- 過渡臨界実験装置TRACYを用いて取得した、ランプ給液及びランプ引き抜きによる過渡臨界実験データの解析を行った。
- 燃焼解析コードSWAT及びORIGEN2の出力結果をもとに、任意の臨界計算コードの入力データを作成する燃焼計算結果ポスト処理システムの開発を行った。これにより、SWATやORIGEN2を使用して燃焼燃料の組成変化を評価し、その結果を臨界安全評価に簡便かつ効率的に取り入れることが可能となった。
- MOX粉体燃料の臨界安全評価手法の整備として、MOX燃料加工施設の均一化混合設備においてMOX粉末、ウラン粉末、及び添加剤の混合において臨界安全上最も厳しい燃料分布を求める計算コードOPT-TWOを開発し、中心部にMOX粉末、周辺部にウラン粉末、添加剤が中心部に非均質に存在する分布が最も保守的な分布になるとの結果を得た。

(3) 20年度以降の計画

[20 年度の研究実施内容]

- ウラン溶液燃料と棒状燃料を用いて、棒状燃料格子間隔の大きい非均質体系の臨界ベンチマークデータを取得するとともに、臨界実験データを臨界解析コード検証用の評価済ベンチマークデータとして整理する。過渡臨界時の燃料初期温度効果に関する実験データ取得、実験等のデータ整理・評価、臨界事故評価手法のボイドモデル改良を行う。燃焼燃料の核種組成評価と臨界評価を統合したコード整備を進める。また、溶液燃料体系、MOX粉体燃料体系の臨界評価手法の整備、臨界特性のデータベース整備を行う。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 地道に成果が出されていると考える。
- 各実験データを利用したベンチマークによる高度化までの成果を示すことが重要。

～回答～

拝承。ベンチマークを用いた計算誤差評価の高度化については、並行して研究を進めており、今後その研究成果を示すことができると考えています。

- 資料 4-1-1 P67 図 6 SWAT コードで C/E が 1.0 から異なる FP について燃焼コード開発研究者との間で相互にどのようなやり取りをしながら進めているのか。(今回は FP

だが、TRU etc.も含めて SWAT コードの高度化への貢献も含めて)

～回答～

FP 核種の生成量評価を進める際に、燃焼計算コード開発研究者との議論が重要とご指摘かと思えます。評価に用いた SWAT コードも当研究グループが開発しており、燃焼計算コード開発研究者が FP 核種や TRU 核種の生成量評価を行っています。

- 先取りの安全規制を考えた研究計画を期待する。

～回答～

拝承。次期中期計画において、当面の規制ニーズばかりでなく、移行期を含む次世代燃料サイクル施設の安全論理の構築と安全評価手法の整備などを行うこととしています。機構内関連部門との連携協力を開始しています。

- MOX 燃料の影響や燃焼度クレジットをとった臨界安全評価手法の確立に関してどうい
うアプローチでどういう成果をめざし、どういう結果だったのか説明の仕方を明確にされ
た方がよい。

～回答～

拝承。

- 特に臨界安全評価手法の一般化（評価対象計上の汎用化）に関する証明や燃焼度クレジット
を実機に適用する場合の必要最低限の確認する条件を明確にすることなどを志向する
ことが望ましい。

～回答～

臨界安全評価手法は、モンテカルロ法を用いていることから、評価対象形状については、特
別な制限を設けておりません。また、燃焼度クレジットを実機に適用する場合の確認条件につ
いては、今後、フランスとの協定に基づく情報交換などを通じて明確にしてゆく予定です。

- 個々の成果が最終目標に向かってどのようにまとめられていくのかの道筋を明確／意識
しながら進めて頂ければと思います。

～回答～

拝承。「原子力の重点安全研究計画」(平成 16 年 7 月、平成 20 年 6 月一部改訂)では、平
成 11 年に起きたウラン加工工場における臨界事故の教訓を踏まえ、臨界対策、事故防止に
関する解析評価技術の高度化及び知識の蓄積を求めています。本研究では、そのために必
要となる臨界評価手法の高度化及び知識のデータベース化を進めています。

- ロシアの data の精度そのものをどのように確認／確定して進める予定なのか。ここが定
量化できていないと誤差評価ができないのではないか。

～回答～

拝承。ロシアの data に関しては、ベンチマークデータとして国際的に精度を評価された臨
界実験データを用いることとしています。

4. 3. 2 核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性

(1) 研究の概要

[研究の目的]

核燃料サイクル施設の火災・爆発・臨界事故が万一発生した時の放射性物質の放出・移行特性等に関する基礎データを取得し、安全審査等に対する科学的知見を提供する。

[成果の活用]

- 核燃料サイクル施設における火災時の放射性物質閉じ込め評価に際しては、特にHEPAフィルタによる放射性物質の捕集・閉じ込め機能が重要な役割を担っている。火災に伴って発生する煤煙の粒子径分布や煤煙化率に関する定量的な知見は、HEPAフィルタの目詰まりによる差圧上昇及び破損までに至る現象の定量的評価に対して必要不可欠である。
- MOX燃料加工施設における火災時の閉じ込め評価に係る試験研究は、実際に核燃料サイクル施設に対する規制を担うJNESからの受託研究として実施しており、本試験研究から得られた技術的知見は、国が実施するMOX加工施設の安全審査、後続規制に係る安全確保方策（技術基準策定等）の検討等に対して、JNESを通じて直接寄与するものである。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

- 核燃料サイクル施設の火災事故時の放射性物質の放出・移行特性に関して、MOX燃料加工施設の閉じ込め機能を担うグローブボックス(GB)に着目し、GBを構成材の燃焼に伴うエネルギー放出特性、模擬放射性物質と煤煙の放出特性に係る試験を行い、雰囲気中の酸素濃度等の燃焼条件をパラメータとしてエネルギー放出特性データ等を取得した。また、これら構成部材の熱分解特性データを取得するとともに、これらの知見を組み合わせることで、GB内外で火災が発生した場合のGBパネル材の熱分解による静的閉じ込め性の低下の経時変化をシミュレーションするための評価モデルを検討した。その結果、耐熱性の観点において、アクリルに対して優位性を有するものと考えられてきたポリカーボネートは、空気雰囲気下でかつ火災規模が大きい場合には、アクリルよりも早い時間で熱分解を生じ、質量が失われる可能性があることが示された。さらに、GBパネル材の熱分解特性に対する放射線劣化の影響に係る試験を実施し、実施設での照射線量条件を含む比較的低線量条件では、熱分解特性に対する影響は見られないことを確認した。一方で、比較的高線量条件(25kGy以上)では、照射線量が高くなるに従って、低温側のピークはピーク高を減じながら低温側に、また、高温側のピークはピーク高を増しながら高温側にシフトしていくことが確認された。【JNES受託】
- 溶液燃料臨界事故時の放射性ヨウ素の放出特性を定量的に把握する上で、溶液中のヨウ素種が揮発性ヨウ素種に変化するための重要な因子と考えられる硝酸水溶液並びに放射線照射の影響を実験的に検討するため、放射線照射下での硝酸水溶液からのヨウ素の放出率及び積算放出量の経時変化に関する試験を行い、水溶液中の硝酸濃度及び共存有機物濃度をパラメータとしたヨウ素放出データを取得した。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

核燃料サイクル施設における火災時の安全性データを取得するための試験を継続し、可燃性物質(ケーブル、電気盤等材料)の燃焼に伴う換気系フィルタの目詰まり特性データを、雰囲気の流れ及び酸素濃度条件等の燃焼条件と関連付けて取得する。また、放射線照射下での溶液からの放射性ヨウ素の放出・移行特性に対する溶液中の共存核分裂生成物の影響等を観察する。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 適切に進められていると思います。(2名)
- 臨界事象自体の想定範囲の考え方を整理し、前提条件含め説明されたい。

～回答～

再処理施設では、「運転時の異常な過渡現象を超える事象」の一つとして「溶解槽の臨界」を評価しています。全核分裂数が 10^{19} fissions の下での希ガス、ヨウ素の放出割合をそれぞれ、100%、25%としています。このうち、ヨウ素の放出割合は”Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”(NUREG-1320)を参考に設定されています。NUREG-1320 で示されている臨界の評価方法は、NRC から出されている規制方針 R.G.3.33 で推奨されている方法及びパラメータをそのまま用いていることが示されており、R.G.3.33 の Regulatory Position に記載されているヨウ素に関する放射性物質の放出に関する仮定において、臨界で生じた核分裂生成物および臨界以前に使用済燃料中に存在した核分裂生成物の 1 つである放射性ヨウ素の 25%が直接セルに放出されると仮定されています。ただし、同時に、セル体積と換気率は個々の場合に基づいて考慮されるべきとなっています。ウラン等の核分裂生成物を含む水溶液(以下、燃料溶液)において臨界事故が発生した場合には、溶液中の放射性物質の気相中への放出と移行が生じることが予想され、臨界に伴って生じる希ガス、ヨウ素種は揮発性があり溶液からの気相への移行率が大きい上に HEPA フィルタでの捕集効率が低いために他の非揮発性放射性物質と比べて施設外への放出量が大きくなります。したがって、事故時の公衆被爆の影響を評価する場合には揮発性放射性物質の放出特性の評価が重要となります。日本原子力研究所(現 日本原子力研究開発機構)では、平成 14 年度まで TRACY 炉を用いてヨウ素の放出率を核的出力と関連付けて収集しています。溶液燃料臨界事故時におけるヨウ素の溶液燃料気液界面から気相への放出特性を定量的に把握するためには、臨界事故時の核出力条件によるヨウ素種生成・放出のみならず、溶液中のヨウ素種が揮発性ヨウ素種に変化する因子も検討する必要があります。溶液中のヨウ素種が揮発性ヨウ素種に変化するための重要な因子と考えられる硝酸水溶液ならびに放射線照射の影響を実験的に検討するため、放射線照射下での硝酸水溶液からのヨウ素の放出率及び積算放出量の経時変化に関する試験を行いヨウ素放出データの取得を進めています。

- 資料 4-1-1 P78 図 5 縦軸の放出率の定義が不明。発生速度 etc. reaction そのものの他に、実験体系からの輸送/外への放出プロセスも含まれるのか。

～回答～

燃焼物質(ここではアクリル)の燃焼に伴って放出された煤煙を燃焼物質の直上の位置から一定時間メンブレンフィルタに捕集し、その煤煙の捕集重量を同じ時間で計測された燃焼物質の質量減少量で除することで煤煙化率として評価しています。また、燃焼物質の上表面に MOX の模擬物質として安定な酸化物である Eu_2O_3 を添加した状態で燃焼物質を燃焼させ、燃焼にともなって放出される Eu_2O_3 を煤煙と同様に捕集し、捕集された Eu_2O_3 量を定量することにより放出速度として評価しています。このように煤煙及び Eu_2O_3 ともに燃焼物質の直上からサンプリングをしておりますので、燃焼物質から放出された一次的な放出率及び放出速度であると考えています。これらは、施設内での移行及び施設外への放出量の評価のためのソース項として活用していく予定です。

- I-揮発性 I_2 への変化を含め [HNO_3] 依存性 etc.物理化学理論に基づいて整理して頂く。 (そのためにも実験装置体系依存のある data にはならない方がよい)

～回答～

今後、物理化学的モデル化の検討する予定です。

- 最後は data ではなくモデル化できるように計画して頂きたい。

～回答～

今後、物理化学的モデル化の検討を行っていく予定です。

- PSA 評価を行い、重要度分類、発生確率など定量化して、個々の実験評価と結びつけるような展開も期待したい。

～回答～

実験取得データを基に事故影響評価が可能な物理化学モデルを整備することとしております。これら実験取得データ及び解析モデルなどを別途開発する PSA 手法に取り入れることで、サイクル施設機器のより合理的な重要度分類評価や保守管理へのリスク情報の反映などを検討していくこととしています。

- MOX 施設の想定臨界については、臨界そのものの起因事象を理論的に展開することが必要と考える。

～回答～

MOX 施設の想定臨界について、起因事象の定性的な検討及び PSA に基づく検討は、既に保安院からの受託事業にて別に行っています。

- 臨界データや解析評価は、プラント設計指針の整備、運転保守の制限など、実際に利用する事業プロセスへ反映することで、成果が評価できるので、工夫を。

～回答～

拝承。ウラン燃料の高燃焼度化に伴って初期濃縮度が一層高まると、ウラン加工においても MOX 燃料加工と同様に臨界のリスク評価が重要となります。臨界の起因事象には、機器やプロセスの異常のような前駆事象が伴いますので、このような事象の発生頻度に着目して、影響評価を行う方法の検討に取り組むことを考えています。

- グローボックス構造材の燃焼に関してばい煙化率や放出速度に注目しているが、施設の放

射性物質閉じ込め性能を評価するためには、評価モデル上、FP やばい煙の構造材への付着（沈着）現象にも着目する必要があるのではないのでしょうか。

～回答～

本試験で取得している煤煙化率や Eu_2O_3 放出速度等のデータは、燃焼物質から放出された一次的な放出率及び放出速度として評価しているものと考えています。これらは、施設内での移行及び施設外への放出量の評価のためのソース項として活用していく予定です。また、現在、配管系内での移行挙動（HEPA フィルタによる捕集挙動を含む。）についても検討を進めています。

4. 3. 3 核燃料サイクル施設の安全性評価に関する研究－基盤・開発研究の成果の活用－

(1) 研究の概要

[研究の目的]

核燃料サイクル施設の経年変化の技術評価を行うために必要な知見の整備、並びに新たな安全規制方策の検討に資するため、安全評価手法の高度化とデータ整備を行う。

[成果の活用]

再処理施設の経年劣化に関する最新の技術情報を整備することにより、事業者が実施した経年変化の技術評価の妥当性確認に活用できる。

(2) 17 年度～19 年度の主要な研究成果

- 再処理施設の経年変化に関する試験研究として、平成18年度の調査研究で長期腐食傾向のデータ取得が必要と選定したステンレス鋼及びチタン合金について、実機の運転中の溶液組成変化を考慮した標準的な溶液組成を検討するとともに溶液組成変化の範囲内で最も厳しい腐食条件と腐食メカニズムを明らかにした。また、組成変化範囲外の温度、硝酸濃度、溶液組成条件に関する検討を行い、加速試験条件の検討を行った。併せて、標準的な実機溶液組成相当条件下での数千時間の評価データを取得した。また、平成18年度に実施した調査研究結果等を踏まえ、未着手のNi基合金の熱サイクル疲労、チタン合金の環境割れ抵抗性、及び海中放出管に用いられている炭素鋼の内面腐食に関する経年劣化事象等に関して検討を行った。
- さらに類似する技術分野の劣化事象に関する最新の技術情報の収集・整理を継続し、18年度に作成した技術資料集の充実を図った。これらの調査研究により収集・整理した技術情報について、それらの概要をまとめた「文献アブストラクト」を作成した。これを活用し、文献のキーワードの整理や「文献アブストラクト」及び文献の閲覧ができるようにするための検索システムの基本仕様を検討した。【JNES受託】

(3) 20年度以降の計画

[20 年度の研究実施内容]

- ステンレス鋼及びチタン合金の腐食劣化加速試験条件の検討及び試験データを取得するとともに、Pu等が含まれている溶液中での電気化学的なデータ取得を開始する【JNES受託】。

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

- ステンレス鋼及びチタン合金の腐食劣化加速試験のための溶液条件の絞り込み及び試験データの取得。
- チタン合金の環境割れ抵抗性の評価研究
- Ni基合金の熱サイクル疲労に関する評価研究

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 適切に進められていると思います。(2名)
- 長時間腐食データ、Ti合金の水素吸収など、個々の試験成果は、高経年化評価に役立っている。
- 経年劣化データの取得に当たっては実機での実時間を念頭において、実験における加速度試験の妥当性に関して十分考慮すべきと考えます。

～回答～

施設の実時間相当の評価に加えて、今後、操業条件の変化なども考慮に入れた劣化機構の研究も検討していく予定です。

- 実液によるホット試験、実機の測定データとの整合性評価を、再処理センター関係者含め対応を。コールド試験の限界は、おのずとある。

～回答～

拝承。再処理技術開発センター及び核燃料サイクル技術開発部門のメンバーとは、非定期的に連絡を取り合っています。特にホット試験をどの様に進めるべきかは今後とも議論していくつもりです。

- Pu、Npの影響試験は、仏のデータ入れ検討してほしい。

～回答～

拝承。公開情報についての入手は今後とも続けていきます。

- ホット条件／実機での data の採取・利用も積極的に考えていって頂きたい。

～回答～

拝承。ラボでのホット試験については今後も進めていきます。実機データに関しては、過去のデータは依頼して取得していますが、新たに採取することは予算的に難しさがあります。

- 近い将来としては、六ヶ所／第2再処理工場でのトラブル・安全対策はJAEAで対応できる(AREVAに委託しなくても良い)研究環境の整備を目指して頂きたい。

～回答～

拝承。JAEAの一つの使命として研究・技術レベルの向上に努力していく所存です。

4.4 放射性廃棄物・廃止措置分野

4. 4. 1 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(1)

(1) 研究の概要

[研究の目的]

人工バリア材の長期変質など変動要因を考慮できる確率論的長期安全評価手法を開発・整備する。

[成果の活用]

精密調査地区選定のための環境要件及び安全審査基本指針の策定に資する技術基盤とする。また、最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定において、基準を設ける際の科学的根拠とする。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

イ. 長期安全評価に関する研究

- 長期的影響評価用データ取得では、安全評価上重要であるにも係わらずデータが不十分な、鉄共存系でのセレン、カルシウム系でのニオブ等の溶解度及びベントナイト中でのトリウム等の拡散係数を決定するとともに、拡散現象の理論モデルの構築を行った【保安院及びJNES受託】。また、人工バリアの変質及び天然バリアにおける核種移行データについて、処分場で発生しうる化学的変動要因に対するデータを取得した【保安院及びJNES受託】。
- データベース整備では、地下水移行シナリオの安全解析に用いられる人工バリア、天然バリア、生物圏に関連したパラメータに関するデータを整備した【保安院及びJNES受託】。
- コード開発及び安全解析では、処分システム領域におけるFEP整備及びシナリオ検討を行うとともに、緩衝材及びセメントの変質・劣化現象の評価、炭素鋼オーバーパックの腐食寿命の評価、確率論的溶解度解析等のための基本コードの整備及び確率論的安全評価コードGSRW-PSAの拡張を行った【保安院及びJNES受託】。また、処分サイトの空間的及び時間的な広がり起因した不確かさの検討のため、仮想的な処分サイトの地下水流動解析及び長期的評価に関するデータベースの情報に基づいた確率論的安全解析を実施した【保安院及びJNES受託】。

ロ. 広域かつ長期的な地下水流動に関する研究

- 広域的地下水流動解析のための基本モデルを整備した。モデル検証のため、解析事例対象地区の水質形成メカニズムに関する調査ならびに堆積盆・岩盤地下水の流動状況に関する調査を実施し、検証用データとして整備した【保安院及びJNES受託】。
- 地下水流動系に影響を及ぼす外的要因に関して、解析事例対象地区内及びその近傍を対象とした気候変動、地殻変動のデータを収集・整理し、それらによる広域地下水流動系への影響に関する知見をまとめた【保安院及びJNES受託】。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

長期安全評価に関する研究では、

- 処分場で発生しうる化学的変動要因に対するデータ取得を継続する。また、人工バリア、水理等に関わる国内外の試験データを活用して、核種移行モデル等検証用データの整備に着手する【保安院受託】。
- 天然事象が起因する処分システム領域への影響に関するFEPの調査・整理を継続し、天然事象の発生に起因した評価シナリオの整備を進める。また、天然事象に関するモデルの検討に着手する【保安院受託】。
- TRU廃棄物との併置処分をも考慮し、TRU廃棄物の廃棄体特性、人工バリア仕様を踏まえたモデル／コード開発及びデータベース整備を進めるとともに、解析を実施する【保安院受託】。

広域かつ長期的な地下水流動に関する研究では、

- 解析事例対象地区に対して、水理地質構造に基づく広域地下水流動の解析結果を19年度までに得た調査データと比較し、モデルの妥当性を検証する。また、19年度までに得た気候変動、地殻変動のデータを用いて、天然事象の変化等、外的要因の地下水流動系への影響のモデル化を検討する【保安院受託】。

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

長期安全評価に関する研究では、

- 処分場で発生しうる化学的変動要因についての定量化データ及び核種移行モデル等検証用データを蓄積し、核種移行モデル等の検証、高度化を図る。
- 天然事象に関わるFEPデータ及び天然事象の発生に起因した評価シナリオを整備するとともに、評価に必要なモデル／コードを体系的に整備する。
- 併置処分に関して、廃棄体特性、人工バリア仕様を踏まえた安全解析及び相互影響評価に必要なモデル・コード、データベースを整備する。

広域かつ長期的な地下水流動に関する研究では、

- 外的要因による地下水流動系への影響に関する解析モデルを整備し、モデルの妥当性を検討する。

(4)評価と留意事項並びに回答

- 適切に進められていると思います。(2名)
- 長期挙動の信頼性向上に関する取組みは極めて重要。

～回答～

ご指摘のとおりです。そのように研究を進めております。

- トピックス(2) etc. 実証(N.A.利用)との関係にも留意して頂ければと思います。

～回答～

必要なデータを着実に取得していきます。現在は、仏 IRSN(フランス放射線安全・防護研究所)との研究協力の下、コンクリートと15年間接触した粘土岩の鉱物学的変質データを用いて、ベントナイト劣化モデル及びコードの検証を進めているところです。

- 新知見の反映も適宜実施し、高度化をめざしてもらいたい。

- 将来の規制の在り方も含め、全体的取組みを積極的に示すことが重要。

～回答～

拝承。規制の在り方に関しては、現在、原子力安全委員会の第二種廃棄物埋設分科会で、余裕深度処分を対象に、シナリオの発生可能性と影響の程度により、段階的な線量区分に従って各シナリオを評価するという考え方の具体的な検討が進められています。HLW に対しても同様な考え方が将来適用されると思われます。こうした規制のあり方に関する検討を受け、安全規制支援研究の全体的取組みについて、現在原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会にて討議が進められています。これを受けた当方における取組みについて積極的に発信していきます。

- 人工バリアから天然バリア、さらには生物圏への PSA の展開はどこまで必要でしょうか。
- 安全評価手法で確率論的であるだけでなく、規制の考え方に確率論的な概念が必要か、必要であればどういう姿が日本に適しているか etc. も念頭にあるべきか。

～回答～

全てのシナリオに対し発生頻度を定量的に求め、シナリオの可能性を推定することは困難だと考えられますが、できる限りその定量的な頻度を推定するための実測データの蓄積、科学的検討を進め、時間スケールに応じた発生頻度の推定あるいは将来的に発生可能性を判断する拠り所となる科学的根拠を示すための研究を進めていきます。なお、我が国における将来の規制の在り方については上述の通りですが、確率論的安全評価は決定論的安全評価の科学的合理性を判断するという目的で必要と認識しております。

4. 4. 2 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究(2)－開発研究の成果の活用－

(1) 研究の概要

[研究の目的]

我が国における地層処分の技術基盤を継続的に強化し、関連する科学的知見の拡充や地層処分の技術的信頼性・安全性の向上を図ることにより、精密調査地区選定のための環境要件や安全審査基本指針の検討に資する。

[成果の活用]

- 精密調査地区選定のための環境要件および安全審査基本指針の策定に対し、必要な最新の技術や成果を技術基盤として整備する。
- さらに、最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定において、基準を設ける際の科学的根拠を整備する

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

- 緩衝材の基本特性データベースをWebサイト上へ新たに公開するとともに、オーバーパックに関する10年間の長期腐食試験データおよび人工バリア材料に係るナチュラルアナログ・データを取りまとめて公開した。
- 安全評価に必要な拡散データベースをWebサイト上へ公開するとともに、シナリオ構築を

支援するための計算機支援ツール「FepMatrix(フェップマトリクス)」を開発し、外部利用を開始した。

- 深地層中における核種の分配係数を計測するための標準的な手法を日本原子力学会標準委員会に提示し、標準委員会における審議、公衆審査を経て、「収着分配係数の測定方法－深地層処分のバリア材を対象とした測定方法の基本手順:2006」として制定された。
- 安全確保の論拠(セーフティケース)を視軸とした知識マネジメントシステムの詳細設計を実施した。
- 2つの深地層の研究施設計画(瑞浪、幌延)において、ボーリング調査などの地上からの調査研究の総合的な結果に基づいて作成した地質環境モデルや地下施設の建設による周辺の地質環境への影響予測などの成果を取りまとめ、報告書として公開した。また、坑道の掘削を進めながら、地上からの調査研究で構築した地質環境モデルを確認しつつ、地上からの調査技術やモデル化手法の妥当性評価を進めた。
- 活断層帯の発達過程や過去10万年程度の気候変動を解明するための調査技術や、地下深部のマグマ・高温流体等の存在を検出するための手法の開発を進めるとともに、将来の地形・地質の変化を予測するためのシミュレーション技術の適用性評価を進めた。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- オーバーパック材料の腐食に関するデータベースを試作するとともに、人工バリア中での核種の収着分配係数・拡散係数の設定を支援するための現象論的収着・拡散モデルを提示する。
- 地層処分の安全性に関する論証構造のモデル化と知識の体系的整備を進めるとともに、既存のソフトウェアなどを活用しながらシステムの構築を開始する。
- 立坑の掘削を進めながら、花崗岩／堆積岩の性状や断層・割れ目の分布・性状等を把握するとともに、湧水量や水質などの観測・測定を行う。また、得られた情報に基づいて、地上からの調査研究で構築した地質環境モデルを確認しつつ、地上からの調査技術やモデル化手法の妥当性評価を進める。
- 坑道掘削の影響や坑道設計・覆工技術等の妥当性を評価し、以深の掘削工事や対策工事の最適化を進める。また、岩盤の状況に応じて湧水抑制対策を実施し、その有効性を確認・評価するとともに、以後の坑道掘削時に実施すべき湧水対策の最適化を図る。
- 断層活動や隆起・侵食等の履歴を解明するための調査技術および地質環境の将来変化を予測するためのモデル開発を進めるとともに、地下深部のマグマ・高温流体等を検出するための手法の整備を進める。

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

- 人工バリアの長期挙動や核種の溶解・移行等に関するデータの取得・拡充および個別現象モデルの取りまとめを進めるとともに、知識ベースへ反映する。

- 地層処分の安全性に関する論証構造のモデル化と知識の整備を進めるとともに、知識マネジメントシステムのプロトタイプを構築する。
- 深地層の研究施設計画においては、坑道掘削時に得られた情報に基づいて、地上からの調査研究で構築した地質環境モデルを確認しつつ、地上からの調査技術やモデル化手法の妥当性評価を進める。
- 天然事象の履歴を解明するための調査技術等の整備を進めるとともに、地質環境の将来変化を予測するためのモデルの開発を進める。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 人工バリア等の信頼性向上に関する研究については、個々の **BAT (Best Available Technology)**、利用できる最善の技術)としてではなく、処分システムとしての **BAT** の示し方を考えてほしい。また、サイトが特定されていない段階で行う研究は際限がなく、将来を見据えた戦略を考えるべきである。

～回答～

処分システムとしての **BAT** については、対象となる地質環境条件に応じて検討されることとなるため、深地層の研究施設等で得られる現実の地質環境データに照らしながら、処分システムの主要な要素の性能を左右する影響因子や地質環境条件との関係などの検討を進めている。また、サイトが特定されていない現段階の研究開発については、「高レベル放射性廃棄物の地層処分基盤研究開発に関する全体計画」に則って、現実の地質環境条件に柔軟に対応できるように進めている。

- 安全評価手法の高度化に関する研究については、地層処分に関する評価ツールを積極的に公開し、世間の人が使えるようにしていくべきである。知識情報をリスト化するだけでなく、ユーザ側の立場に立った開発を望む。また、不確実な知識や情報は、その適用範囲、限界などについても併せて知識化できるように考慮すべきである。

～回答～

安全評価用のツールとして、安全評価に必要なパラメータを設定するための熱力学・収着・拡散データベースや緩衝材基本特性データベース、および安全評価シナリオの構築を支援するための計算機支援ツール (**Fep Matrix**) を Web 上に公開してきており、今後とも、データの拡充や機能の高度化を図りながら、安全評価を支援するためのデータベースやツールの公開・更新を進めていく。また、知識マネジメントシステムについては、様々なユーザに利用しやすい環境を提供することや、知識の背景情報をあわせて示すことなどに留意しつつ、開発を進めている。

- 地質環境特性調査・評価手法に関する研究について、「地上からの調査研究段階 (第 1 段階)」の成果の取りまとめにあたり、単なる研究成果の羅列ではなく、調査の進め方の提示などを行うべきであり、取りまとめをベースとして包括的でスムーズな技術移転の検討を進めて欲しい。また、深地層の研究施設での研究に関し、工期や予算の関係で工事が優

先される可能性があるが、必要な研究を確実にやっていくべきである。

～回答～

本研究は「基盤研究」の位置付けにあることから、まずは第1段階での調査研究についてプロジェクトの成果として取りまとめるが、深地層の科学的研究では、これまでに整備されてきた調査技術や評価手法を実際の地質環境に適用しながら、その信頼性・実用性を確認し、総合的な技術として体系化していくことを目標としている。技術移転方策については、第1段階の成果の取りまとめをもとに、意見交換を行っていくことを検討していく。また、必要な研究を着実に進めることができるよう、調査坑道の展開を図っている。

- 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究については、研究対象が広範な分野に及ぶため、大学等との外部機関の研究協力を一層進めながら、着実に研究を推進していくべきである。また、地震・断層活動、火山・地熱活動、隆起・浸食／気候・海水準変動の各研究課題を個別に進めるのではなく、分野を横断する視点で研究を進めることが重要である。

～回答～

地質環境の長期的な安定性評価については、従前より外部専門家のネットワークを活用して研究を行っているが、限られた資源でより良い成果を上げていくため、外部機関との協力を一層進めていく。分野を横断する視点については、地質・地球物理学的な手法と地球化学的なアプローチを組み合わせながら、関連する天然現象を複合的にとらえることにも留意して研究を進めている。

4. 4. 3 低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究

(1) 研究の概要

[研究の目的]

TRU 廃棄物及びウラン廃棄物の処分については、廃棄物の特性及び処分方法に応じた安全規制の基本的考え方の策定に役立てるため、評価シナリオの設定、固化体・人工バリア・天然バリアの機能評価等を含めた安全評価手法を開発・整備する。また、処分方法ごとの濃度上限値設定に必要な解析を行う。高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)については、余裕深度処分に関する規制基準の検討のために安全評価手法を開発・整備する。

[成果の活用]

高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)の処分施設の安全審査指針の策定にあたり研究成果を活用する。また、TRU 廃棄物処分やウラン廃棄物処分の基本的考え方、濃度上限値、安全審査指針の検討に活用する。その際には、関連する炉内構造物等廃棄物に関する研究成果も活用する。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

イ. 高βγ廃棄物(炉内構造物等廃棄物)の処分に関する研究

- 炉心構造物等の余裕深度処分に関して、人間侵入シナリオに関する安全解析を実施し、線

量影響を定量的に示した【一部JNES受託】。

ロ. TRU 廃棄物の処分に関する研究

- 返還低レベル廃棄物ガラス固化体等低レベル廃棄物固化体について、固化体の特性試験を実施し、ソースターム評価に必要なデータ取得するとともに、適切なデータ取得、解析手法を提示した【一部保安院受託】。
- TRU廃棄物のトレンチ処分、ピット処分及び余裕深度処分について、処分方法ごとの基準線量相当濃度を算出した。また、TRU廃棄物に関するクリアランスレベル値を試算した【保安院受託】。
- TRU廃棄物の地層処分については、高アルカリ性条件におけるスメクタイトの溶解速度データの取得、脱窒菌による硝酸イオンの還元反応速度データの取得、セメント硬化体中の塩化物イオンの見掛けの拡散係数の取得等を行った。また、地層処分に関わる個別事象の影響度を調べるため、第2次TRUレポートの代替ケースの詳細条件の整理・設定を行なうとともに、包括的感度解析ツールのマニュアル整備を行った。

ハ. ウラン廃棄物の処分に関する研究

- ウラン廃棄物について、浅地中トレンチ処分、コンクリートピット処分及び余裕深度処分に対する濃度上限値、並びにクリアランスレベルを算出した【保安院受託】。

(3) 20年度以降の計画

[20 年度の研究実施内容]

高 β γ 廃棄物の処分に関する研究では、

- 余裕深度処分について、地下水移行シナリオに関する安全解析を実施する。

TRU 廃棄物の処分に関する研究では、

- TRU廃棄物のクリアランスレベル策定に向けた解析、評価を行う。
- TRU廃棄物地層処分については、19年度までに取得データを用いて、高レベル廃棄物との併置処分をも考慮に入れた決定論的解析を実施し、解析モデルの妥当性を検討する。また、重要核種を対象とした地下水移行シナリオのパラメータ不確かさに関する線量評価を行う【一部保安院受託】。

ウラン廃棄物の処分に関する研究では、

- ウラン廃棄物のクリアランスレベル策定に向けた解析、評価を行う。

[21 年度以後の計画 (外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

TRU 廃棄物の処分に関する研究では、

- 高レベル廃棄物との併置処分について、確率論的安全評価コードGSRW-PSA及び長期的評価のための詳細モデル/コードの高度化、及び主要パラメータに関するデータベースの拡充を図るとともに、確率論的解析を実施する。
- TRU廃棄物の地層処分に関して、人工バリア、天然バリアに関する長期的な性能予測の信頼性を高める評価モデルの開発を進める。

ウラン廃棄物の処分に関する研究では、

- ウラン廃棄物について、各処分方式別の安全評価に必要なデータの高度化及び最新知見に

基づいた安全解析を実施する。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 国の報告書への直接反映もあり、妥当な結果である。
- チッ素や有機物 etc. TRU/HLW 並置的影響 factor となる物質の地下環境中における動態（移行だけではなく、チッ素、アンモニア・・・etc.の speciation の変化 etc.も含めて）の定量的把握が重要ではないでしょうか。

～回答～

ご指摘のとおりです。そのように研究を進めております。

- 固化体研究は、新規組成になるごとに測定を全て初めからやり直すようなことにならないように理論的考察／半経験的評価 etc. も必要でしょうか。

～回答～

同感であり、そのように研究を進めております。ガラス母材の組成及び接触する地下水組成については幅広い条件に適用可能なよう考慮してデータ取得を行うとともに、理論的考察／半経験的考察の両面からモデル化を進めております。

- 国の動向と合わせたタイムリーな成果の反映を、今後も期待したい。

～回答～

拝承。

4. 4. 4 廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(1)

(1) 研究の概要

[研究の目的]

原子力施設の廃止措置の安全を確保するため安全評価が必要である。そのため、周辺公衆及び従事者の被ばく評価手法の整備を行う。また、クリアランス対象物検認及びサイト解放を含む廃止措置終了確認について、評価対象核種、組成比、濃度測定方法等の検認手法を検討する。

[成果の活用]

今後申請が見込まれる日本原電敦賀発電所 1 号炉等原子力施設に係る廃止措置計画の審査において、被ばく線量評価の妥当性を評価するために活用する。クリアランスに関しては、今後申請が見込まれる廃止措置等から発生するクリアランス対象物について、その申請の審査及び国による検認作業に活用する。サイト解放に関しては、将来申請が見込まれる原子力施設の廃止措置終了の確認について、その申請の審査及び国による検認作業に活用する。

(2) 17 年度～19 年度の主要な研究成果

イ. 原子炉施設の廃止措置の安全評価等に関する調査

- 廃止措置の安全評価に関する調査では、発電用原子炉施設の廃止措置に適用される解体・

除染工法の作業安全上の留意点を、汚染拡大防止、被ばく防止、災害防止等の観点から整理した【保安院受託】。また、廃止措置時の公衆及び作業者の内部・外部被ばく線量を評価するため、被ばく線量評価コードDecDoseを整備した【保安院受託】。さらに、被ばく線量評価用データについて、JPDRの解体廃棄物を対象に切断試験を行い、被ばく線量評価上重要な放射性粉じんの環境中への移行挙動についての実証的データを取得した【JNES受託】。

- ・ 検認手法の整備に関する調査では、クリアランス対象物に対する検認手順及び測定・評価手法を整備した【保安院受託】。また、施設解体後のサイト解放に関しては、原子力機構原科研内において可搬型放射線検出器を用いた土壌放射能測定試験を行い、Ge半導体検出器によるin-situ測定の有効性を確認した【保安院及びJNES受託】。

ロ. 核燃料サイクル施設の廃止措置の安全確保に関する調査

- ・ 国内外の核燃料サイクル関連施設の現状、廃止措置状況等の調査を実施し、安全確保対策、被ばく線量評価手法のあり方及び廃止措置計画の審査に適用する基本的考え方を提示した【保安院及びJNES受託】。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

原子炉施設に関して、

- ・ 廃止措置の安全評価については、ふげん炉心周辺の汚染配管を対象に切断試験を行い、機器解体時の粉じんの環境移行挙動に関するデータを取得し、既往のデータの妥当性を検証する【JNES受託】。また、グリーンハウスの漏えい率データを取得し、汚染拡大防止機能を検証する【JNES受託】。
- ・ サイト解放検認手法については、サイト解放検認に係わる具体的手順として、評価単位・測定単位、測定手法、核種組成比等を検討する【JNES受託】。また、サイト解放基準検討用の計算コードを改良し、代表的施設を対象に核種毎の基準濃度を試算する【JNES受託】。

核燃料サイクル施設に関しては、

- ・ 核燃料取扱施設について、原子炉施設で用いた被ばく線量評価コードの適用性や廃止措置計画の審査に必要な技術的事項などを検討する【JNES受託】。

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

原子炉施設に関して、

- ・ サイト解放検認手順については、代表的施設を想定し検認手順の実証試験を行う。
- ・ サイト解放基準については、代表的施設毎・核種毎に被ばく基準相当濃度を算出する。

核燃料サイクル施設に関しては、

- ・ 廃止措置に係る安全評価コードを整備する。
- ・ サイト解放に係わる検認手順を検討する。
- ・ また、これらの成果に基づいて、リスクレベルに応じた基準の検討に資する。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 各試験の意義を、データの活用先を明確にするなど、今一度十分検討することが望まれる。

～回答～

拝承。

4. 4. 5 廃止措置に係る被ばく評価に関する研究(2)－開発研究の成果の活用－

(1) 研究の概要

[研究の目的]

原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を確立するため、「ふげん」、ウラン濃縮関連施設、再処理施設等の廃止措置及びその準備作業において安全評価に必要な各種データを取得するとともに、原子力施設の廃止措置に係るクリアランスレベル検認評価手法を整備する。

[成果の活用]

廃止措置に関連する一連の安全性評価手法を整備し、学会標準等、他の関連施設へのデータ提供を行う。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

- 原子炉施設に存在する放射能インベントリの評価を合理的に行える放射化量及び二次汚染量の評価手法を整備した。放射化量については、炉心構造の特徴を考慮して炉心構造領域とその外側の領域である遮へい体領域について計算した中性子束分布と原子炉の実効運転日数や構造材の元素組成に基づき、燃焼計算によって放射化量を評価できる手法を整備した。また、二次汚染量については、構造材の元素組成から汚染源である生成核種を求めると共に、それらの核種の溶出・付着のマスマランス評価から施設系統に付着する核種組成比ならびに代表核種の機器内表面汚染密度と機器外表面線量当率との相関から二次汚染量を評価できる手法を整備した。
- 廃止措置の安全評価に必要な解体作業時の放射性物質の雰囲気移行挙動を測定できる試験装置を開発し、「ふげん」の炉心を構成する主要部材である圧力管構造材(Zr材)を水中で熱的に切断した際の気中への粉じん移行データを取得し、気中への移行量がステンレス鋼を対象とした軽水炉のための先行試験で得られた評価モデルで予測できることを明らかにした。
- 建屋コンクリートへの浸透汚染に係る文献調査や履歴調査及び「ふげん」施設におけるコンクリートのサンプリング分析等の現場調査を行い、コンクリートへの浸透汚染は限定的であり、適切な除染方法によりクリアランスレベル以下とすることが出来る見通しを得た。
- ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の残留放射性物質濃度検認のための手法として、一般的に用いられるシンチレーション式測定法に比べて測定時間が大幅に短縮できる可能性がある電離イオン式測定法を取り上げ、希硫酸によって湿式化学除染した遠心分離機円筒部品を供試体として基礎特性を確認する試験を行い、放射能強度と測定値には良好な線形特性を有していることを確認した。また、遠心分離機のクリアランス検認に必要な構造材中の自然ウランによるバックグラウンドを明らかにするため、遠心機を構成する鉄材やアルミ材中

のウラン濃度を分析し、アルミ材のウラン濃度が鉄材に比べて2桁から3桁高いことを明らかにした。

- 敷地開放の安全評価手法に関するデータとして、天然放射性核種を含む捨石、鉱さい等に関する核種依存パラメータ(溶出率、分配係数、移行係数等)および核種非依存パラメータ(有効間隙率、透水係数等)を整備した。また、整理したパラメータを用いて原子力施設の敷地土壌中のU-238濃度分布に係るナチュラルアナログスタディ(N.A.研究)を行い、露天採掘場跡地では捨石の埋戻し・覆土終了後の15年程度で濃度低下が収束すること、また濃度分布を再現する分配係数が室内試験で求めた値の1/100～1/1000の範囲にあること等の知見を得た。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- 放射能特性評価手法の整備及びシステムの検証をおこなう。原子炉施設においては構造材中の放射化量分布を整備しデータベース化を図ると共に、廃止措置の実績データに基づく手法の検証を行う。ウラン濃縮施設においては、放射能濃度検認手法の開発・検証を進める。
- 安全評価手法に係るデータを蓄積すると共に適用性評価を行い、評価手法を整備する。
- クリアランス検認に関するデータの拡充を進め、手法を整備する。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- ウラン取扱施設の N.A. 研究について、N.A. 現地の地球科学的条件 (Eh、pH etc.) が時間と共にどうなっているかの data の取得がないと比較できないと思われるが、可能なのでしょうか。

～回答～

ご指摘の通りであり、詳細な解析は困難です。本研究では、表層部で起こりえる定性的なウランの移行傾向について、ある種の仮定をもって既往のモデル等で定量的に解釈できることを確認する計画です。

- 気中移行率の評価式にある程度の理論的考察を与えておく必要があると思われます。

～回答～

提示しました評価式は、経験的な知見とある程度の理論的知見に基づき構築されたもので、既に広く使われているものです。今後十分な説明をいたします。

4.5 新型炉分野

4.5.1 高速増殖炉の安全評価技術に関する研究－開発研究の成果の活用－

(1) 研究の概要

[研究の目的]

高速増殖炉の安全評価技術に関する研究を実施し、高速増殖炉の安全規制の基本的考え方や安全基準類の基本的事項を検討する際に必要な判断資料の整備に資する。

[成果の活用]

本研究を通じて得られる高速炉 PSA の試行は、日本原子力学会標準委員会が策定している PSA 関連の標準改訂時に解説書、附属書等へ反映させることが期待できる。

(2) 17 年度～19 年度の主要な研究成果

- ・ ナトリウム(Na)の化学反応に関する安全評価技術の整備として、環境条件による検出外乱影響評価のための予備試験・評価を行い、感度や検出時間と環境条件との相関を評価するための試験条件、検出感度影響因子等の検討を行った。Na燃焼とNa・コンクリート反応が競合する場合の挙動に関して水素ガスバブリングによりナトリウム燃焼面付近の水素消費を定量化する試験を行い、酸素濃度と水素再結合割合の関係を明らかにした。
- ・ Na-水反応について、反応ジェットの流動現象解明のため、SWAT-3Rによる大型炉SG中リーク条件での注水試験を行い、安定した高温域と間欠的な高温域の形成及び2次破損後の安定した高温域の乱れ等を明らかにした。高温ラプチャ評価手法開発の一環として、急速加熱時の水平管内伝熱特性を把握するため、TRUST-2による水側熱伝達率測定試験を行い、水平管断面下部での限界熱流束は実機評価での予測値よりも保守側になることを確認した。
- ・ Na-水反応解析コードSERAPHIMの開発では、SWAT-1R試験を対象とした再現性の検証を行い、ナトリウム-水反応時の熱流動特性を概ね評価できることを確認した
- ・ ATWS時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証として、「常陽」MK-III炉心第3～6サイクルにおいて、等温温度係数測定、出力係数測定を実施し、フィードバック反応度に係る測定データを蓄積した。また、「UTOP予備試験」をMK-III炉心第4サイクルにおいて実施し、解析コード「Mimir-N2」を検証し、Mimir-N2の炉心・冷却系解析モデルが妥当であることを確認した。さらに、ATWS模擬試験の実施に向けてATWS模擬試験計画案を作成した。
- ・ 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備として、炉心熔融事故(CDA)時に熔融炉心物質の一部が早期に炉心周辺へと流出することで再臨界問題を排除できることを確認するため、EAGLEプロジェクト(カザフNNCとの共同研究)において、実機模擬性の高いIGR炉を用いた炉内試験4試験、電気加熱で燃料模擬物質を熔融させる炉外実験4試験をNNCで、また模擬物質を用いた可視型基礎試験を大洗で実施し、流出挙動の基本メカニズムの解明を進め、CDA時の熔融炉心物質流出挙動に関わる基本メカニズムを把握するとともに、「燃料集合体内燃料排出ダクト方式」によって再臨界問題排除が達成し得るとの見通しを確認した。
- ・ 安全解析コードの改良・検証、適用性拡大として、炉心損傷時の初期過程解析コードSAS4Aについては、定常照射挙動モデル(燃料再組織化モデル)の改良を行い、過渡条件下における燃料ピン破損限界の精度向上を図った。また、炉心崩壊過程解析コードSIMMER-IIIにおいて、実機評価における事象推移に大きく影響する熔融燃料の固化・閉塞形成挙動に関するモデル改良と実験的検証を行い、評価信頼性を向上した。
- ・ PSA技術の高度化として、「もんじゅ」、「常陽」の機器故障データを収集した。「もんじゅ」を対

象としたアクシデントマネジメントの有効性評価の一環として定格出力運転時における内的事象に対するPSAを実施した。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- ・ ナトリウム燃焼の実験的知見を活用した解析コード整備、検出性影響評価試験
- ・ 自己作動型炉停止機構(SASS)の電磁石構成材料等の照射後試験の開始
- ・ 長期除熱フェーズ試験の実施
- ・ 長期除熱フェーズのモデル改良・検証、熔融炉心・コンクリート相互作用試験装置の製作・予備試験実施とモデル改良

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

- ・ ナトリウム燃焼の実験的知見を活用した解析コード整備、検出性影響評価試験
- ・ SASSの電磁石構成材料等の照射後試験の実施
- ・ ATWS模擬試験計画の策定に係る評価
- ・ 長期除熱フェーズ試験の実施と試験分析
- ・ 長期除熱フェーズのモデル改良・検証、熔融炉心・コンクリート相互作用試験の実施とモデル、及び評価手法標準化

(4) 評価と留意事項並びに回答

- ・ ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備については、ナトリウム - コンクリート反応を模擬した水素再結合試験により、酸素の存在する雰囲気下におけるナトリウム - コンクリート反応による水素発生量に関するデータが得られている。今後は本データの適用性や汎用性等について検討し、高速炉事故時の格納容器の健全性に対して脅威となる水素挙動について精度よく評価可能となるよう期待する。
- ・ ATWS 時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証に関しては、「常陽」の過渡時プラント特性試験として手動スクラム試験、外部電源喪失試験、UTOP 予備試験が実施され、プラント各部のデータに基づき解析コード Mimir - N2 の機能検証が進んだ。今後は炉心モデルのフィードバック特性を把握・検証することが望まれる。
- ・ 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備に関しては、既存の EAGLE 試験結果と解析評価に基づき JSFR の ULOF 時の厳しい再臨界回避と IVR 達成のためのサクセスシナリオの検討が進んだ。今後は試験研究と解析手法整備を継続しつつ、外部専門家も含めた合意の得られる最確シナリオを整備すべく、短期的に集中した審議を重ねるべきである。
- ・ PSA 技術の高度化に関しては、JSFR を対象とした予備的な地震 PSA の実施により、地震時の炉心損傷頻度の計算が可能なが確認された。要因分析結果等を積極的かつ適時に設計にフィードバックすべく配慮することが重要である。

4.6 放射線影響分野

4.6.1 放射線リスク・影響評価技術に関する研究

(1) 研究の概要

[研究の目的]

最新の知見を取り入れた放射線被ばく線量評価手法、放射性物質の環境中における挙動の評価手法、放射線被ばくによるリスク評価手法等を開発し、原子力安全委員会が利用可能な基盤技術を確立する。

[成果の活用]

- 放射性物質の動態研究は、原子力緊急時初期の防災対策から中・後期の監視に必要な情報の提供、国境を超える環境汚染事故に対する国際協力、日本海特有の原子力環境問題への対応等に貢献することができる。
- 国際放射線防護委員会が2007年に採択予定の新勧告に対応した最新モデルに基づく線量評価法を開発することにより、我が国の防護基準の策定に資することが期待できる。
- DNA損傷・修復研究から得られる知見は、放射線生物影響の線質効果の基礎データ、また生物学的な事象に基づく新しい線量概念を考案する際の基礎データを与える。また生物影響実験データを系統的に解析するための基本的ツールを提供する。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

- 東海地区を対象とした大気・陸域・海洋の水循環結合モデルの妥当性確認を完了した。また、大気・陸域・海洋での環境負荷物質移行個別モデルの検証と改良を実施するとともに、水循環結合モデルに大気及び陸域の物質移行モデルを結合した。加速器質量分析装置を用いて、森林土壌や河川中の¹⁴C、及び海洋中の¹⁴Cと¹²⁹Iを分析し、物質移行基礎データ及びモデル検証データを取得した。
- 複雑な地形上での放射性核種の挙動予測手法の高度化を目的に、環境データの蓄積、解析及び拡散評価コードの性能評価結果のとりまとめを進めた。特に、環境データの信頼性を担保するため、機構のラドン測定に係る標準化・トレーサビリティについて検討した。海外の国家標準機関と同程度の技術能力があることを確認した。
- 高精細CT画像を基に開発したマウスの精密ボクセルファントムと粒子・重イオン輸送コードPHITSを用い、中性子照射におけるマウス体内でのエネルギー付与過程、9種類の臓器に対する吸収線量を解析した。平成18年度に計算した日本人成人男性の立位姿勢ファントムに対する吸収割合を用いて、放射性核種の内部被ばくによる臓器線量を評価し、臥位姿勢ファントムの値との比較から、姿勢が臓器線量に及ぼす影響を詳細に解析した。ICRPの新消化管モデルに基づく計算方法を開発し、従来モデルとの比較により、体内に摂取された核種の排泄率等に及ぼす影響を明らかにした。
- 任意の原子番号をもつ荷電粒子に対する飛跡構造計算コードTRACIONを開発し、物理過程、化学過程、DNA損傷過程の各レベルで実験結果との検証を行い、良い結果を得た。開発し

たコードを用いてDNA損傷シミュレーションを行い、一定の条件の複雑損傷の収率は、細胞死と同様にLETに関して最大値を持つことを明らかにした。

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- 大気・陸域・海洋での物質移行モデルの改良と、モデル検証データの取得を継続する。
- 措置工事期間の環境データを取得し、拡散評価コードによる影響評価を開始する。
- 小動物照射実験データと計算解析結果を比較分析する。
- DNA損傷生成過程、クラスター損傷の修復過程のシミュレーションを継続する。

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

- 大気・陸域・海洋モデルの包括的物質移行計算の性能評価と検証データ蓄積を行う。
- 措置工事終了後の環境データを取得し、拡散評価コードによる影響評価を実施する。
- 人体精密モデルを用いた線量分布の詳細、最新の体内動態モデル等のコード化を行う。
- 高LET放射線によるDNA損傷生成過程を引き続き明らかにするとともに、クラスター損傷の修復がうまく行われない条件を調べる。胃幹細胞の損傷シミュレーションを行う。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 大気中での物質移行を世界的規模で取り扱える WSPEEDI を改良した第2版の作成、日本海海洋データベースの作成、その IAEA 海洋放射能データベース登録などの社会的な成果は、予測と観測の両面で国内外の高い評価を得ているといえる。今後は、大気・海洋・陸域の包括的物質循環研究に重点化して頂きたい。
- 米国核医学会 MIRD-II や ICRP 新勧告用のデータベースなど国際標準となる被ばく線量評価用核種データベースを構築している。これらは国際的にもトップレベルの研究といえる。今後とも、線量評価の分野をリードする拠点として活動するとともに、医療防護のための線量評価も重点化して頂きたい。
- 放射線影響研究については、シミュレーションのみでは限界がある。今後は放射線リスク研究全体のうち真に原子力機構が担うべき部分として、DNAの損傷・修復シミュレーションと実験研究に集中して頂きたい。その際に、機構内の実験グループを含めた再編も視野に入れ、成果の反映先・提供先を強く意識した研究として頂きたい。

～回答～

拝承。大気・海洋・陸域の包括的物質循環研究を観測と計算シミュレーションの両面から重点化する。また、医療防護のための線量評価の重点化に配慮しつつ、今後とも当該分野をリードできるよう活動を進める。放射線影響研究については、DNA 損傷・修復に関する実験とシミュレーションの一体的研究の方策を検討するとともに、成果の発信に努める。

4.7 原子力防災分野

4. 7. 1 原子力防災に関する技術的支援研究

(1) 研究の概要

[研究の目的]

原子力防災対策の実効性の更なる向上を図るため、国や地方公共団体による防災計画策定に資する技術的指標等の整備を行うとともに、緊急時意思決定プロセスにおける専門家支援のための支援手法等の整備を行う。

[成果の活用]

防災に関する指針の改訂等により原子力防災機能の強化を図るとともに、平常時から関係機関の間で活用できる支援システムやマニュアル等のツールを整備し、対応技術の高度化を図る。

(2) 17年度～19年度の主要な研究成果

- 防災計画策定の支援に関する研究として、緊急事態の準備と対応に関する国際原子力機関 (IAEA) の安全要件や諸外国のガイド等を調査すると共に、我が国の軽水炉に対するレベル2PSA結果を整理し、防災指針見直しのための技術的・専門的事項の検討課題として、緊急時対応の基本的考え方、防護対策のための指標の定義、屋内退避、避難や安定ヨウ素剤予防服用等の実施範囲及び実施時期等の防護措置戦略を抽出した。【一部原安委受託】
- リスク情報を活用した防護措置戦略の検討のため、短期防護対策の検討では、安定ヨウ素剤予防服用による甲状腺被ばく低減効果モデルを確率論的事故影響評価(レベル3PSA)コードOSCAARに組み込むとともに、屋内退避、避難、安定ヨウ素剤予防服用の短期防護対策の複合的实施による効果(実施範囲及び時期)について代表的な事故シナリオに対する評価を行った。その結果、早期大規模放出の事故シナリオでは予防的避難が不可欠であり、さらに安定ヨウ素剤の服用を迅速に行うことで、大きな被ばく低減効果が得られること、小規模な放出シナリオでは、サイト近傍で屋内退避と安定ヨウ素剤の服用で被ばく低減が十分可能であることを明らかにした。また、災害復旧期の長期防護対策の検討については、計画策定に必要な原則と判断基準や指標等の基本的考え方を整理するとともに、現在防災指針には示されていない移転措置の判断基準に関する検討に着手し、レベル3PSAコードを用いて移転措置の最適化に関する費用便益分析を実施した。
- 緊急時意思決定支援手法の整備に関する研究として、緊急時の意思決定における専門家支援のための技術マニュアルの整備に必要となる基礎情報として、避難の判断のための環境条件及び主要な防護指標、線量評価のためのデータベース、事故状態評価及び環境線量評価の基本的考え方、簡易環境影響評価手法による対策実施範囲決定の手順、を検討するとともに、国際放射線防護委員会(ICRP)の最新の評価法に基づいて開発した計算コードを用いて、技術マニュアルに必要となる線量係数に関するデータベースを整備した。これらの検討結果をもとに、緊急時の意思決定における専門家支援のための技術マニュアル(1次案)の作成を行った。
- 住民の避難計画と情報伝達技術に関する研究として、緊急時の住民の避難計画の迅速策定のため、即時避難の考え方、避難時間評価等について調査・検討し、避難計画策定のため

のモデルの検討を総括した。また、緊急時の意思決定のため、情報の収集、分析、共有、発信に迅速に対応する、情報共有と広報文案作成の機能を有する支援システム(統合型情報コラボレーションシステム)を開発し、可視化表示を実施した。【一部保安院受託】

(3) 20年度以降の計画

[20年度の研究実施内容]

- 短期防護対策の技術的課題の分析を継続するとともに、災害復旧時における長期的防護対策の課題の検討に着手する。
- 専門家支援のための意思決定支援手法の整備に着手する。

[21年度以後の計画(外部資金が獲得できた場合の内容を含む)]

- 災害復旧時における長期的対策の技術的課題の分析を継続する。
- 専門家支援のための意思決定支援手法の整備を継続する。

(4) 評価と留意事項並びに回答

- 防災の基本構想、評価のベースとなる考え方は妥当。
- 国際的な動向調査や防災活動実施・支援に関する調査等は着実に実施され、国の防災指針改定や訓練等防災実務に対する成果の反映もなされていると評価する。
- 細かい技術レベルのことで恐縮ですがヨウ素の体内動態モデルは、例えばダイオキシンのモデル etc.に比べるとかなり単純化されています。最終目標の精度にも依存しますが、より現実に近いモデルが必要な場合もあるのかもしれませんが。

～回答～

現在は、ICRP 体内動態モデルを拡張したモデルを採用していますが、最新の知見を反映して、今後留意して検討を進めます。

- cost/benefit の α や k は時代とともに変化すると思われませんがどのように整理/整備していくことが良いのでしょうか。

～回答～

ご指摘の通り、 α 値や k 値はリスク水準や経済状態に依存するため、時間に対しても依存性があると考えられます。このような変化への対応の一つとして、これらの値を用いる計画段階に、最適化の対象となっている施設の耐用年数を考慮して不確実さを評価し、決定の合理性を担保しておくことが考えられます。特に α 値については、同値の評価手法に合わせて不確実さの評価手法も整備する必要があり、例えば人的資本法のように α 値評価式が明示されている方法については感度解析を用いることができますし、CV 法のようにアンケート様式で値を評価する場合には専門家判断情報を用いた不確実さ解析を適用することが考えられます。

- マニュアルがあっても使い方が周知されている必要があります。そのあたりはどうなっているのでしょうか。

～回答～

まだ、マニュアルは作成段階ですが、NEAT 等の訓練を通して、今後御指摘の点を留意して進めて生きたいと考えています。

- 国、地方の防災計画改訂に対応した防災分野の技術支援ニーズは高いものと考えられ、継続した研究活動が求められる。
- 国、地方自治体を含めた対応をお願いします。

～回答～

安全委員会、保安院及び実施主体である地方自治体との連携を図って、研究を進めているところです。

- 長期的防護対策の策定や国際的な動向を反映した実効性向上のための防災計画の検討は、国及び地域において重要課題として進められている所であり、原子力機構には積極的な技術支援が求められている。成果の利用も含め、国や地方自治体との密接な協力、連携をはかりつつ、本研究の継続的な遂行を図ることが重要と考える。

～回答～

上述。

5. おわりに

本報告書は、本審議会にとって3冊目の報告書であり、大綱的指針に基づく中間評価の結果をとりまとめたものである。中間評価の結果としては、原子力安全委員会の定めた「原子力の重点安全研究計画」に沿って、概ね妥当な成果をあげているとの結論となった。

しかしながら、複数の委員から、多くの要望・指摘事項が寄せられた。これは、旧原研と旧 JNC とが統合され、JAEA が我が国唯一、かつ世界的にも有数の原子力総合研究開発機関となったがための、本審議会からの期待の現れと自覚して欲しい。

一方、JAEA への統合における独立行政法人化や近年の予算状況の変化に加え、新政権の誕生もあり、特に、安全研究センターにおいては、外部資金による受託研究に大きく依存している状況である。このような受託研究や単年度の競争的資金のみでは、技術的能力の維持への影響や、人材のくいつぶしの懸念がある。ただし、このような問題は安全研究センター自体の努力だけで解決できるものではなく、機構全体、ひいては国レベルで検討すべきものとする。

平成 21 年度には、原子力安全委員会の「原子力の重点安全研究計画」(第2期)に沿った研究の方針について、大綱的指針に基づく事前評価を行うこととしている。更に、現行重点安全研究計画についての事後評価もひかえている。研究実施者の負担軽減の意味からも、安全研究委員会等での検討や本審議会での評価が、原子力安全委員会等での評価に活用されるよう、関係者の配慮を願いたい。

安全研究審議会委員名簿（50音順、敬称略）

	氏名	所属・役職	専門分野
委員長	佐藤 一男	財団法人原子力安全研究協会 理事長	原子力安全
委員長代理	松本 史朗	独立行政法人 原子力安全基盤機構 技術顧問	核燃料サイクル
委員	久木田 豊	国立大学法人 名古屋大学大学院工学研究科 教授 (平成 19 年度まで)	熱水力
委員	草間 朋子	大分県立看護科学大学学長	保物・環境
委員	小林 傳司	大阪大学コミュニケーションデザインセンター 副センター長	科学技術論
委員	新田 隆司	日本原子力発電(株) 常務取締役	原子力プラント
委員	班目 春樹	国立大学法人 東京大学大学院工学系研究科 教授	原子炉システム工学
委員	三島 嘉一郎	国立大学法人 京都大学大学院エネルギー科学研究科 教授 (平成 20 年度から)	熱水力
委員	森山 裕丈	国立大学法人 京都大学大学院工学研究科 教授	廃棄物処分
委員	山下 弘二	独立行政法人 原子力安全基盤機構 統括参事	安全規制全般

安全研究審議会の設置について次のとおり定める。

平成18年5月15日

理事長

18(達)第4号

安全研究審議会の設置について

(設置目的)

第1条 研究開発課題評価実施規程(17(規程)第48号)に基づき、独立行政法人日本原子力研究開発機構(以下「機構」という。)が原子力安全委員会の定める「原子力の重点安全研究計画」に沿って実施する安全研究(以下「重点安全研究」という。)の中立性・透明性を確保するため、安全研究審議会(以下「審議会」という。)を設置する。

(所掌業務)

第2条 審議会は、重点安全研究の評価について、理事長の諮問に応じて審議し、理事長に答申する。

- 2 審議会は、前項に掲げる事項について、理事長に意見を具申することができる。
- 3 審議会は、研究開発の計画、進捗などについて、安全研究センター長の求めに応じて討議し、安全研究センター長に意見を述べる。

(組織)

第3条 審議会は、委員長及び委員若干名をもって組織する。

(委員長)

第4条 委員長は、委員の互選により決定する。

- 2 委員長は、審議会を代表し、会務を総理する。
- 3 委員長に事故があるときは、委員長があらかじめ指名する委員がその職務を代理する。

(委員)

第5条 委員は、機構が実施する重点安全研究分野及びそれに関連する分野に精通する専門家及び有識者で、十分な評価能力を有し、かつ公正な立場で評価を行うことができる機構の役職員以外の者とする。

- 2 委員は、安全研究センター長の推薦を受け、理事長が委嘱する。

(任期)

第6条 委員長及び委員の任期は、3年とする。ただし、再任を妨げない。

- 2 欠員が生じた場合の補欠の委員長及び委員の任期は、前任者の残任期間とする。

(招集)

第7条 審議会は委員長が必要に応じて召集する。

- 2 審議会は、必要があると認めるときは、機構の役職員その他の者の出席を求め、その意見を聴くことができる。

(調査)

第8条 審議会は、答申又は意見具申する上で参考となる事項について、必要に応じて調査することができる。

(事務)

第9条 審議会の事務は、安全研究センター研究計画調整室が行う。

(雑則)

第10条 この達に定めるもののほか、審議会の運営に関し必要な事項は、委員長が審議会に諮って定める。

附 則

この達は、平成18年5月15日から施行する。

重点安全研究の評価の実施要領

1. はじめに

独立行政法人日本原子力研究開発機構(以下「機構」という)では、原子力安全委員会が定める「原子力の重点安全研究計画」等に沿って実施する安全研究(以下「重点安全研究」という)を実施している。安全研究審議会(18(規程)第4号により設置、以下「審議会」という)は、機構で実施している重点安全研究の中立性・透明性を確保するため、重点安全研究の研究計画、研究内容及び成果の活用等の評価を行う。

本実施要領は、審議会が実施する、かかる重点安全研究の評価の方法を定めるものである。

2. 実施時期

審議会は、原則年2回開催する。

3. 評価対象

原子力安全委員会の「原子力の重点安全研究計画」(平成16年7月29日原子力安全委員会決定)及び「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」(平成17年6月20日原子力安全委員会了承)を踏まえ、同委員会からの技術的課題の提示又は規制行政庁からの要請等を受けて機構が実施する7分野(①規制システム分野、②軽水炉分野、③核燃料サイクル分野、④放射性廃棄物・廃止措置分野、⑤新型炉分野、⑥放射線影響分野、⑦原子力防災分野)の重点安全研究を、審議会の評価の対象とする。

4. 評価内容とスケジュール

(1) 年度評価

審議会では、年度毎に前年度の成果と当該年度以降の実施計画について、研究計画(位置付け、設定目標、進め方)、研究内容(進捗状況、成果)、成果の活用(見通し、成果の公開を含む)、計画見直しの必要性等について審議・評価を行う。

(2) 中間評価

平成20年度開催の審議会では、機構の中期計画期間の中間点として、進捗状況(17～19年度の成果、達成見通し)、成果の活用(見通し、成果の公開を含む)、計画見直しの必要性等について審議・評価を行い、「国の研究開発評価に関する大綱的指針(平成17年3月29日内閣総理大臣決定)」(以下、「大綱的指針」という)に基づく研究・開発評価の「中間評価」として取りまとめる。

(3) 事前評価

平成 21 年度開催の審議会では、第 2 期中期計画期間における重点安全研究課題の実施計画について審議・評価を行い、大綱的指針に基づく研究・開発評価の「事前評価」を取りまとめる。

(4) 事後評価

平成 22 年度開催の審議会では、第 1 期中期計画全期間における重点安全研究課題の成果及び成果の活用等について審議・評価を行い、大綱的指針に基づく研究・開発評価の「事後評価」として取りまとめる。

5. 評価の方法

評価は、重点安全研究課題全般を対象とし、安全研究センターの安全研究委員会(17 全(通達)第 2 号)、次世代原子力システム研究開発部門の安全研究専門委員会(18 次(通達)第 8 号)、地層処分研究開発部門の「深地層の研究施設計画検討委員会(18(通達)第 1 号)」、「地質環境の長期安定性研究検討委員会(18(通達)第 2 号)」、「地層処分研究開発検討委員会(18(通達)第 3 号)」、原子力基礎工学研究部門の「原子力基礎工学研究・評価委員会(17(達)第 42 号)」等での議論を踏まえた自己評価を参考とし、個別の研究課題又はその他の視点について留意事項を付記する。

6. 評価結果及び答申

評価結果は報告書として取りまとめ、委員の査読を経て、委員長が理事長に答申する。

7. 審議会及び評価結果の公開

審議会は、原則公開で開催し、評価結果報告書は、原則公開とする。

8. その他

その他、審議及び報告書作成に係り必要な事項は、審議会の議決により定めるものとする。