

独立行政法人 日本原子力研究開発機構
平成 19 年度安全研究審議会評価報告書

平成21年3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 18年度の成果
 - 3.2 19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18年度の成果、及び19年度以降の研究計画について審議するため、平成19年10月25日及び平成20年3月6日に、第三回及び第四回の会合を開催した。これら2回の会合では、18年度の成果と19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、重点安全研究の実施に不可欠な安全研究施設の今後の活用、安全研究に係る人材について、及び核燃料施設でのリスク情報活用に向けた研究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18年度の成果、及び19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。

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。

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)」等での議論も参考にできるものとする。

平成 18 年度の成果と平成 19 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、及び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

ー2)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、第四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、

- ・ 安全研究施設の活用
- ・ 安全研究に係る人材
- ・ 核燃料施設でのリスク情報活用に向けた研究

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18年度の成果及び19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、18年度の成果及び19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 18年度の成果

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を踏まえて各研究が行われており、各研究の成果の活用時期(近い将来、遠い将来)や方法(直接的、間接的)に違いがあるが、全般的に将来の原子力安全規制や基準指針整備の技術的支援に資するものであり、実際の活用を見据えた研究になっているのは高く評価できる。

また同様に、所見において、安全研究として実施している一部の基礎・基盤的研究について適用への実際の課題を明確にして進めるべきとので指摘はもっともなものと考えられる。一方、この指摘に対する回答に示された、基礎・基盤的研究が先見的研究であること、人材基盤の維持に役立っていることも認めざるをえないものであり、基礎・基盤的研究に係る産学官の連携や拠点化の促進に貢献していくとの計画が達成されることを期待する。

なお、前年度にも指摘したが、報告書の対象となる年度と、本報告書が公開される時期とが相当ずれていることに関しては、公募による受託事業が多いといったことは理解できるものの、評価結果を適切に研究に反映できるよう、一層の努力を望む。

3.2 19年度以降の計画

平成 19年度以降についても、初年度と同様、それぞれの分野で国のニーズに応える方向での研究が計画されており、基本的に妥当と考えられる。

3.3 基盤的・横断的事項の審議も踏まえた留意事項

(1) 重点安全研究を実施する上での心構えについて

本審議会の報告書や安全研究センターからの説明には、中立性という言葉が用いられているが、この中立性とは、自分たちの科学・技術的所産に自負心や誇りを持つことと理解して、重点安全研究を実施することが望まれる。

安全研究は規制という意味決定に参照される知識を生み出すレギュラトリー・サイエンスの性格を有するため、行政官等に、どこまで分かって、どこからは自信がないかといった情報も伝えることに留意されたい。

重点安全研究はミッション・オリエンティッドなものであり、多くが受託として実施されているが、委託元の規制当局等を満足するだけでなく、研究機関・研究者として独自のスタンスに立って実施するとともに、長期的視点に立った進め方も検討すべきである。例えば、中・長期的に安全評価技術の高度化に結びつけることを念頭に、独創的な成果の創出を目指すような心構えも持ってもらいたい。

特に、長期的視点で重点安全研究を考える上では、次世代炉のような次の時代に向けた安全論理の構築も考慮することを切望する。

産業界と共同して R&D を実施している研究開発部門で実施している重点安全研究については、本安全研究審議会での評価・議論も踏まえ、透明性・中立性に配慮し、成果が規制に活用されるよう配慮されたい。

(2) 安全研究委員会等との関係について

本年度から、安全研究審議会における審議では、安全研究委員会等における所見等を参考とすることができた。この安全研究委員会等においても、個別の課題に対する成果だけでなく、研究の進め方、例えば、国際的な研究動向や産業界の動向も踏まえた課題の設定の妥当性、長期的視点の盛り込み、ターゲットの設定の妥当性等についても議論され、さらに本安全研究審議会での議論が、安全研究委員会にフィードバックできるような体制の整備が不可欠と考えられる。

(3) 安全研究施設の活用について

安全研究施設については、各分野の安全研究ロードマップを踏まえ、戦略的に施設の活用・維持を図るべきと考える。さらに、安全研究センターは受託ベースで仕事しているので、汎用性の高い実験施設を新規には作りにくいとは思いますが、既存施設の寿命を考慮しつつ、JAEA としての組織全体としての活用や維持も考えながら、施設を作れるよう知恵を絞る必要がある。

そして、施設の維持・活用のためには、施設を支える人的資源が重要であり、人材の確保・育成、技術の伝承に配慮しなければならない。

特に、ROSA は世界一規模のシステム総合実験施設であり、その特徴を活かして、今後、新型炉の安全研究への活用を図るのも1つの方策と考える。

(4) 安全研究に係る人材について

安全研究に係る人材は、一朝一夕には確保できないので、大学や産業界だけでなく、機構内の他部門との人事交流も視野に入れるとともに、学協会等における規格・基準作成に若手を参加させ、人材育成の場として活用するといった工夫も必要である。

(5) 核燃料サイクル施設でのリスク情報活用に向けた研究について

今回説明のあった核燃料サイクル施設だけでなく、軽水炉も含めた原子力施設へのリスク情報の活用を実現していくには、JNES 等との協力は不可欠である。

核燃料サイクル施設の特徴を踏まえて PSA 手法を開発しているようで安心したが、さらに原子力全体のリスク・プロファイルを描き、安全研究についての戦略の作成につなげられるよう努力されたい。

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)18年度の主な成果、(3)19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)18年度の主な成果

- ・ 確率論的安全評価手法の高度化として、MOX 燃料加工施設等の決定論的な安全評価において対象とする事故シナリオの位置づけを公衆のリスクの観点から明確にするため、平成 17 年度までに整備した MOX 燃料加工施設の PSA 実施手順に従い、実規模の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、安全評価で考慮する事故シナリオは、PSA で同定されたリスク上重要な事故シナリオと比較した場合、公衆への影響の観点で最も厳しい事故シナリオを包絡することを確認した。【一部 JNES 受

託】

- ・ 事故影響評価に必要な基礎的データの整備では、再処理施設で想定される代表的な事故事象のうち水素爆発について、溶液中の水素発生 G 値、水素空気混合気体の爆発下限値、水素濃度と爆発圧力に関する実験結果を調査した。また、ガラス誤流下事象については、FP 移行率に関する実験結果を調査した。
- ・ リスク情報活用に係わる技術的課題の検討として、原子炉施設の PSA 手法の高度化において、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、モデルプラントの1つである BWR-5/Mark-II への適用を実施し、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環境への放出量の不確実さの幅や不確実さに寄与するパラメータなどの情報を得た。本手順は、日本原子力学会の標準委員会において検討された実施基準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 2PSA 編)」に反映された。
- ・ 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全管理支援システム(TORMASS)への登録を実施し、平成 19 年 3 月末まで機械設備 165,396 件、計装設備 71,587 件、電気設備 16,775 件を登録した。

[19年度の研究実施内容]

- ・ 総合的シビアアクシデント解析コードの改良整備及びソースターム不確実さ評価。
- ・ 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。

[20年度の計画]

- ・ 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、整備した核燃料サイクル施設 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) 評価及び留意事項

- ・ 原子力学会標準委員会や原子力安全委員会安全目標専門部会性能目標分科会等に対して、成果の活用が十分に図られている。このように、具体的な形で成果を活用することが肝要である。
- ・ MOX 燃料加工施設を対象とし、事故シナリオに関して決定論的手法と PSA 手法とを比較した研究は、PSA 手法の有効性を検討する上で有意義である。
- ・ 東海再処理施設の機器保全履歴データの収集は、地味な作業であるが、継続に意味があり、引き続き実施することが望まれる。

- ・ 平成 18、19 年度の研究成果は、査読付きの公刊論文として公表して欲しい。公刊論文は、安全審査時に客観的な学術データとして有効に利用できる。

(5) 回答

- ・ 研究成果の発表状況に示すように既に公刊したものもあります。今後とも公刊に努めます。

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) 18年度の主な成果

- ・ 2006 年に事象報告システム(IRS)に報告された事例約 80 件(非公開)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。また、2006 年に国際原子力事象尺度(INES)に報告された事例 50 件の内容を分析し、その和訳を文科省や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】。
- ・ この他、米国の加圧水型原子炉(PWR)における一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)事例に関して、設置者事象報告書(LER)の内容を分析し、発生箇所や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。損傷機器に着目すると、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。また、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 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 CE 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、WH 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

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・ IRS 及び INES については 2007 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】。

[20年度の計画]

- ・ 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】。

(4) 評価及び留意事項

- ・ 膨大な対象資料を基に適時に成果を取りまとめており、またインターネット上への公開等、成果の公表も適切に成されている。
- ・ 本研究により同定された未解決安全問題(USI)に対して安全研究がどう取り組むかを考えて安全研究ロードマップに反映することも積極的に進めて欲しい。

(5) 回答

- ・ ご指摘を念頭において今後の研究計画の策定を進めていきたいと思っております。

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の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の策定に利用される。また、Zr-Nb 二元系被覆燃料を対象とした RIA 実験の結果は、近い将来に国内での実用化が予想される同燃料の安全審査に際し、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) 18年度の主な成果

- ・ RIA 時燃料挙動研究として、高燃焼度燃料などを対象とした NSRR 実験及び燃料試験施設における実験前後の燃料分析を進めた。高温高压水冷却条件下で世界初の炉内実験データを取得した。また、商用炉照射済 MOX 燃料を対象とした水冷却条件下で初めての実験を行い、被覆管変形挙動及び破損しきい値に関するデータを取得し、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 MOX 燃料に対しても安全余裕を有することを確認した。【一部保安院受託】
- ・ LOCA 時燃料挙動研究として、高燃焼度 PWR 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、照射済 Zr-Nb 二元系被覆管の高温酸化速度や急冷時破断限界に関するデータを初めて取得した。また、当該燃焼度範囲 (<76GWd/t) において、合金組成の変更を含み高燃焼度化が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。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、被覆管破損条件や核分裂ガス放出条件等について NSRR 実験の結果を評価した。
- ・ 高燃焼度燃料組織(リム組織)形成のシミュレーションとして、燃料ペレットに生じる高燃焼度組織形成モデルの検証に必要なデータを取得するために、加速器を用いた酸化ウランに対する高密度希ガス原子のインプランテーション実験、第一原理による酸化ウランのポテンシャルの検討、メソスコピックモデルの開発を進めた。【一部保安院受託】
- ・ 加速器を用いた模擬燃料材料への Xe原子の高密度打ち込みと高エネルギーイオン照射により、リム組織の特徴の一つである結晶の細粒化を再現した。また、希ガス気泡の発達についてモンテカルロ法を用いたシミュレーション手法を開発した。

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・ RIA 及び LOCA 時の燃料挙動模擬実験【一部保安院受託】
- ・ 事故時燃料挙動解析コードの開発(ペレット粒界ガスバブル蓄積モデル)
- ・ ペレットリム形成機構評価システムの作成【文科省受託】
- ・ U サンプルを用いたドップラー反応度測定実験及び Pu サンプル健全性評価準備作業【JNES 受託】

[20年度の計画]

- ・ さらに高い燃焼度まで照射されたウラン及び MOX 燃料、新合金被覆管や FP ガス放出抑制ペレットなどを備えた新型高燃焼度燃料等の入手を行う。また、FP ガス放出に着目した事故模擬実験及び個別効果試験を実施する。

- ・ 事故時燃料挙動解析コードの開発(ガスバースト放出)
- ・ ペレットリム組織形成に関する研究のとりまとめ
- ・ Uサンプルを用いたドップラー反応度測定実験及びPuサンプル健全性評価【JNES受託】

(4) 評価及び留意事項

- ・ 高燃焼度最大約 80GWd/t までの実燃料の事故時破損データは、極めて価値のある成果である。今後さらに試験を進めることで、破損メカニズムの精緻化、コードによる解析精度向上を進めることを期待する。
- ・ 米国等では日本のような総合的な試験は実施していないと認識しており、新設計燃料の導入などに際して諸外国に遅れることのないようにするためには、NSRR や LOCA テスト結果が必須となることで導入時期に大きな影響のないように安全性を確保できる手法の開発も将来的には必要と思われる。

(5) 回答

- ・ 御指摘の通りと考えております。長期的には、費用と時間のかかる炉内実験等に替えて、燃料の限界性能を正しく評価することができる技術を開発することが目標です。なお、現状では米国等における規制でも、JAEA やフランスが実施している総合的な試験の成果が援用されており、日本がこの面で遅れているわけではありません。

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かさ低減を図る。

[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。
- ・ 過渡時ボイド挙動実験から得られる知見は、JNES で整備されている 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 試験からの知見は、日本原子力学会標準「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」の技術評価・改定や安全審査時の判断等に活用できる。
- ・ 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) 18年度の主な成果

- ・ 熱水力最適評価手法の開発として、13カ国17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を用いて緊急炉心冷却系注入水の水平配管及び圧力容器ダウンコマ内での成層・混合実験を行い、水平配管内の水位の有無やループ循環流量が配管や圧力容器内部の温度分布に大きく影響を与えることを見出した。【OECD共同研究】
- ・ UO₂炉心とMOX炉心の核熱特性の相違が核熱水力安定性に及ぼす影響を調べる模擬実験から得られた結果をTRAC-BF1コードで解析し、燃料特性の相違による流動及び出力の減幅比の相違を定性的に予測できることを明らかにした。
- ・ 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開発として、RIA時の過渡ボイド試験では、低圧及び高圧試験を行い、急速発熱する燃料棒周りに生じるボイド挙動及び沸騰熱伝達に関するDBを拡充した。特に低圧試験では、過渡ボイド挙動は従来の単一模擬燃料棒体系の試験と概ね一致し、実機条件に近い水温ではボイド率の増大が早まることが分かった。【保安院受託】
- ・ Post-BT時の熱伝達に関する試験では、単管体系の基礎試験装置を用い、高温高圧の実機熱水力条件下における沸騰遷移及びPost-BT熱伝達に関する試験データを取得し、詳細な熱水力解析が可能なサブチャンネルコードの予測性能評価に活用した。【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、⁶⁰Co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、酸性(pH~5)条件で有機物の有無の影響に関するデータを得た。【JNES受託】

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・ 最適評価手法の開発に必要なDB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。
- ・ 過渡ボイド挙動に関し、高圧及び低圧試験を実施すると共に、解析手法を検討する。【保安院受託】
- ・ Post-BT試験のための単管試験を継続すると共に、スパーサーの効果を検討するためのバンドル試験の製作を開始する。【保安院受託】
- ・ ガス状ヨウ素基礎試験の実施と格納容器内ヨウ素化学解析コードを整備し、拡張試験の計画を策定する。【JNES受託】

[20年度の計画]

- ・ 最適評価手法の開発に必要なDB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試験のための単管試験を継続すると共に、バンドル試験を開始する。
- ・ 格納容器内ヨウ素化学拡張試験の準備を行い、実験に着手する。さらに、格納容器内水素処理影響にかかわる研究の準備を行なう。

(4) 評価及び留意事項

- ・ 熱水力関連の安全研究が着実に進められている。合理的な規制に資することが期待される。
- ・ 最適評価手法の開発に必要なデータベースの拡充が継続的に行われており、今後の最適評価手法による安全審査の基盤となるものであることから、適切な計画が図られていると思われる。
- ・ 基礎データ収集、手法開発に加えて、最適評価手法の現実的な導入を意識した更なる成果活用への検討が望まれる。

(5) 回答

- ・ 最適評価手法の検証・開発ならびに必要なデータベースの拡充につきましては、安全評価における利用など、今後予想される規制での活用に備え、OECD/NEA ROSA プロジェクト等、国内外との研究協力も図りつつ進める計画です。

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]

- ・ 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への活用が期待される。
- ・ 粒界脆化に対して適用性を検討した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活用が期待される。
- ・ 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対策に資する。
- ・ IASCCに関する成果は、JNESのIASCC評価ガイドの作成に反映される。

(2) 18年度の主な成果

- ・ PFM解析手法に関する研究として、原子炉压力容器(RPV)貫通部に対する基本解

析コードを整備した。RPV 肉盛溶接部に関して、残留応力評価試験及び有限要素解析モデルの整備を行った。配管溶接部に関しては、溶接残留応力試験及び有限要素解析を実施して 250A 配管の残留応力 DB を構築した。加圧熱衝撃等の過渡事象時における RPV の破損確率に及ぼす破壊靱性評価式の影響を調べた。【一部保安院・JNES 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、材料試験炉(JMTR)で照射した RPV 鋼の照射誘起析出物の組成及び磁気機械的性質の相関データを取得すると共に、イオン照射研究施設(TIARA)及びタンデム加速器イオン及び紫外線照射したモデル合金の電気抵抗率変化等に関するデータを取得し、照射脆化の検出及び機構に関する知見を得た。照射された RPV 鋼の粒界分析を行い、粒界脆化の原因となるリンの粒界濃度は、中性子照射量とともに増加することを明らかにした。IAEA 国際ラウンドロビン試験として、RPV 鋼の動的破壊靱性試験データを IAEA に報告した。ケーブル絶縁劣化研究として、検出手法としての広帯域インピーダンス分光法の検討に着手した。【一部 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】

(3) 19 年度以降の計画

[19 年度の研究実施内容]

- ・ 放射線による材料劣化挙動について、RPV 鋼の照射脆化の機構論的な予測及び検出手法の精度向上を図るため、TIARA 等で照射した材料について、WASTEF、JMTR ホットラボ等で微視組織、組成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、絶縁材の電氣的・機械的特性試験及び絶縁劣化計測試験に着手する。【一部 JNES、NISA 受託】
- ・ RPV 鋼の破壊靱性評価法の高度化のため、試験片形状、負荷速度等の破壊靱性データを分析評価する。
- ・ JMTR を利用した計画を詳細化し、試験装置の基本設計を行う。【保安院受託】
- ・ RPV 肉盛溶接部の溶接残留応力の分布等に関する試験データの分析及び応力解析を実施し、肉盛溶接部近傍に欠陥が存在する場合の健全性評価手法を整備する。【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】

[20 年度の計画]

- ・ 放射線による材料劣化挙動について、RPV 鋼の照射脆化の機構論的な予測及び検出手法の精度向上を図るため、TIARA 等で照射した材料についてのデータの取得

を継続する。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応じて、試験装置の詳細設計、製作し、設置準備を進める。
- ・ 配管溶接部の溶接残留応力、経年変化等に関わる不確かさを考慮した PFM 解析コードについて、標準的解析手法の検討を進める。
- ・ RPV 肉盛溶接部と母材境界を含む領域の健全性評価手法を整備し PFM 解析コードに導入する。
- ・ 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。
- ・ 中越沖地震に関連して、高経年化を考慮した地震時の構造信頼性評価手法の高精度化の研究を実施する。

(4) 評価及び留意事項

- ・ 中越沖地震に関連した地震時の構造健全性評価法に関する研究は、地震国である我が国のプラント評価において重要であり、これを推進するとの計画は妥当である。照射誘起応力腐食割れ(IASCC)については、多数のデータから現象論を展開することが困難な面があり、試験データの追加取得も重要であるが、機構論的研究を進めて、少数の試験データにより検証していく方向での研究実施を期待したい。
- ・ IASCC については、ハフニウム板型制御棒についての研究が記載されていないが、どうなっているか？

(5) 回答

- ・ 現在、取得したデータを基に IASCC の機構論的研究を進めております。
- ・ 保安院からの受託事業として H19 年度に非照射材の水素吸収特性などの基礎試験を開始しています。試験装置等の準備を進め、H23 年度から JMTR を用いた照射試験を開始する予定です。

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) 18年度の主な成果

- 可溶性毒物ガドリニウム (Gd) を用いた非均質体系の臨界ベンチマークデータの取得のために定常臨界実験装置 STACY を用いて、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、水反射体付き炉心でランプ給液による臨界事故を模擬した実験データを取得した。
- 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。
- 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、完全燃焼条件下 (酸素濃度が通常の空気雰囲気下における) での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。【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をパラメータとしたヨウ素放出データを取得した。

(3) 19年度以降の計画

[19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、プルトニウム溶液の新たな臨界データを研究協力等により入手検討する。過渡臨界時のボイド効果に関する実験データの取得及び評価を行う。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を行う。

[20 年度の計画]

- ・平成 19 年度までに臨界実験等で得られた臨界データを詳細に評価・検討し、臨界解析コードの検証して供するための評価済ベンチマークデータとして整理する。水反射体実験等のデータを整理・評価し公開するとともに、臨界事故評価手法のボイドモデルを改良する。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、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) 評価及び留意事項

- ・実験データの取得とコード開発が着実に成されており、また成果発表も十分になされている。
- ・研究内容が従来の研究の延長線上で、その精密化に力点があるように見える。例えば、濃縮度 5%超燃料等の将来の燃料製造を想定して、臨界安全解析手法の開発及びそれに必要なデータの収集を図るなど、新しい展開の検討が望まれる。
- ・核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究については、「必要とする研究成果」や「成果の活用」の記載はあるが、「規制に資する研究」、「長期の研究のあり方」が不明確である。

(5) 回答

- ・今後、中間貯蔵施設運用に伴う使用済燃料輸送量の増大、初期濃縮度 5wt%超ウラン燃料の加工事業などが予想されるため、必要な臨界安全研究を実施することを考えています。
- ・「規制に資する研究」、「長期の研究のあり方」については、具体的に次のように考え研究を実施しています。
- ・臨界実験研究については、今後はリスク情報活用に関する研究の一環として実施する計画であり、臨界事故の発生頻度評価や事故影響評価手法の整備のための基礎データを提供します。また、軽水炉の高度燃料利用に対応した燃料サイクル施設の安全審査等において判断根拠となる臨界安全評価データ及び評価手法を提供します。
- ・燃焼度クレジットの研究については、使用済燃料の中間貯蔵施設や輸送において燃焼度クレジットを考慮した臨界安全評価に必要な核種組成データベースを提供します。
- ・MOX 粉体燃料の臨界安全評価手法については、六ヶ所 MOX 燃料加工施設の安全審査の判断材料として提供します。

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) 18年度の主な成果

- ・ 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、完全燃焼条件下(酸素濃度が通常の空気雰囲気下における)での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。【**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をパラメータとしたヨウ素放出データを取得した。

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・ 不完全燃焼及び強制消火条件下での核燃料サイクル施設に存在する可燃性物質の燃焼・鎮火特性データと煤煙及び放射物質の放出・移行特性データを取得・整備す

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有機物の影響を観察する。【一部 JNES 受託】

[20 年度の計画]

- ・ 再処理施設で使用される抽出有機溶媒(TBP/ドデカン系)と硝酸の異常反応挙動評価データの取得・整備を行う。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を観察する。

(4) 評価及び留意事項

- ・ 実験データの取得とコード開発が着実に成されており、また成果発表も十分になされている。
- ・ 事業者からの申請に対応すべく配慮した計画になっている。

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定期的な評価の適切性確認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、事業者が実施した高経年化対策技術評価の適切性確認に活用できる。

(2) 18 年度の主な成果

- ・ 再処理施設の高経年化事象等の調査として、再処理機器の耐食安全性に関する国の既存研究成果を調査した。再処理施設特有の経年劣化環境にある塔槽類及び炉類等の主要なプロセス機器を対象に、再処理施設だけではなく、類似する環境にある硝酸化学プラント等について、腐食、摩耗、疲労等による経年劣化発生メカニズムや劣化進展傾向、発生部位等に関する国内外の最新の文献等調査を実施し、監視すべき部位を抽出した。
- ・ また、解析方法の調査として、再処理機器の構造強度について、解析方法に関する最新知見の調査を実施した。また、調査結果をもとに選定した解析コードを用いて機器の構造強度解析を行い、事業者が実施した解析手法や解析結果との比較検討を行い、解析評価方法の特性を明らかにした。
- ・ さらに、再処理施設の中でも安全上重要な機器における硝酸環境下の液相部(沸騰伝熱部)及び気相部(凝縮流動部)の腐食を対象とし、プルトニウムなどの再処理施設特有の化学種が存在する環境下での腐食挙動に関する知見を取得するため、沸騰伝熱面腐食試験装置及び凝縮流動硝酸腐食試験装置を整備するとともに、経年変化データの取得試験を開始した。【JNES 受託】

- ・核燃料施設免震構造に関する入力地震動及び信頼性評価手法の高度化として、活断層評価に関わる既往の研究成果を調査し、3次元地震動伝播解析の対象とすべき活断層の選定及び各種断層パラメータについて整理した。

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・再処理機器の液相部及び気相部の劣化加速試験条件の検討及び試験データの取得【JNES受託】。

[20年度の計画]

- ・再処理機器の液相部及び気相部の劣化加速試験のための溶液条件の絞込み及び試験データの取得。

(4) 評価及び留意事項

- ・機構内部門間の協力体制の下に研究が推進されている。
- ・再処理施設の高経年化(防食)については、過去のトラブルが、どのような部位、腐食形態によるものかを整理してから、これに対応するように調査研究を進める必要がある。
- ・知見を日本原燃はじめ関係者、運転管理担当者が利用できる形で教訓や注意点としてまとめる。さらにそのようなデータが集積されていくフレームワークのプロトタイプとすることも考えられるのでは？トラブルの予防・発生前の対策の観点で具体的にまとめるとよいのでは？

(5) 回答

- ・過去のトラブルについて国内外の公開情報をもとに調査し、整理しましたが、部位と腐食形態の関係などについては不十分と言えます。一つの理由として、公開されたトラブル情報が漏洩状況だけのものが多く、詳細な発生原因や部位の特徴などが記載されていないことによります。今後は、東海再処理施設に実機情報の開示依頼を行い、実機の劣化事象の把握に努め、試験での劣化予測を合わせて進めていきます。
- ・本研究による知見は、再処理機器の腐食に関わる技術資料集としてまとめ、それを公開していきたいと考えております。その際には、日本原燃などの関係者に利用していただけることに留意します。また、試験研究により得られた新たな研究結果や六ヶ所所の運転による新規のデータも取り込んで、拡充していく予定です。

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]

安全審査基本指針の策定に資するために、安全指標、制度的管理、評価期間等に関する基本的考え方を提示する。安全評価に関しては、水文地質学的変動、隆起浸食、人工バリア材の長期変質、放射性核種挙動の変動等を扱う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、並びに最終処分施設建設地選定の要件・基準の策定に対し、必要な最新の技術や成果を技術基盤として提供する。また、長期安全評価手法を用いて安全評価を実施する。

(2) 18年度の主な成果

- ・ 鉄共存系でのセレン及びカルシウム系でのニオブの溶解度の決定、ベントナイト中でのトリウム等の拡散係数の取得及び拡散現象の理論モデルの構築を行った。【保安院受託】
- ・ セメントの長期劣化に伴うアルカリ成分の浸出を評価する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。【保安院受託】
- ・ 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を基にした確率論的安全解析を実施した。【保安院受託】
- ・ モデル対象地区の水質形成メカニズムに関する調査を行うとともに、堆積盆・岩盤地下水の流動状況に関する調査により検証に用いるデータを整備した。【保安院受託】
- ・ 結晶質岩分布地域を例に、モデル地区における地表踏査において、地表地質調査、土壌・マサ厚調査、湧水調査、河川水・沢水採取調査など 7 項目の調査を実施した。【保安院受託】
- ・ 地下水流動系に影響を及ぼす外的要因に関して、モデル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及び地表水流動の影響に関する知見をまとめた。【保安院受託】

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・ 天然事象・気象関連事象に関する FEP データの調査・整理、シナリオの検討に着手する。【JNES 受託】
- ・ 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取得を継続する。【JNES 受託】
- ・ TRU 廃棄物の併置処分に対する被ばく評価コード GSRW-PSA 及び長期的評価のための詳細モデル/コードの高度化を図るとともに、主要パラメータに関するデータベースの拡充を図る。【JNES 受託】
- ・ 広域地下水流動に影響を及ぼす天然事象・気象関連事象に関する FEP データの調査・整理を開始し、モデル検証のための解析事例対象地区に対する地質、水文データの収集、水理地質構造モデル構築に関する技術的情報の整備を実施する。【JNES 受託】

[20年度の計画]

- ・天然事象に関する 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。
- ・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し、核種移行モデル検証用のデータ取得に着手する。
- ・併置処分に関しては、廃棄体特性、人工バリア仕様、処分場設計を踏まえた TRU 廃棄物に対する安全解析を進める。また、相互影響評価に必要なモデル・コード開発、データベース整備を継続する。
- ・広域かつ長期的な地下水流動研究に関しては、モデル検証のための解析事例対象地区に対する地質、水文データの収集を継続し、水理地質構造モデルを構築する。また、天然事象の変化等、外的要因の影響のモデル化を検討する。

(4) 評価及び留意事項

- ・モデルの整備と基礎データの蓄積が着実に図られている。
- ・確率論的評価は地層処分システムの長期安全評価上重要なテーマであり規制基準策定においても重要であるが、開発にあたって国内外のデータを十分に活用し専門家間でも合意が得られるように進めることが重要と考える。また、この評価が国民の理解増進にも役立つように進められることを望む。
- ・今後原位置地下環境に即したデータを充実させていくことは方向としてよいが、地下研の計画を踏まえ、計画的にデータを取得してほしい。

(5) 回答

- ・安全評価手法の整備において、データの質の確保・保証が肝要であり、広範な専門家と協議しつつ解析に反映しております。国民の理解増進のためにも役立つものと考えています。
- ・JAEA が有する2つの地下研は貴重な原位置データ源であり、そのデータを活用した研究にすでに着手しております。今後必要に応じて、地下研における研究開発計画を踏まえて原位置における試験も検討します。

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]

法律に定められた高レベル放射性廃棄物の処分施設建設地の3段階選定(概要調査地区選定、精密調査地区選定、最終処分施設建設地選定)における、精密調査地区選定のための環境要件、さらに精密調査地区選定開始時期までに処分施設の設計要

件、安全評価に係る安全指標とその基準値、安全評価シナリオ等の基本的考え方をまとめた安全審査基本指針等に役立つように安全規制に係る基本的考え方の構築及び安全評価手法の開発に資する。

(2) 18年度の主な成果

- ・ オーバーパック溶接部の耐食性や銅製オーバーパックの長期性能に重要な影響を及ぼす環境条件などを整理した。さらに、結晶質岩を対象とした処分場の閉鎖材料に関する基本データや性能評価手法を取りまとめ、公表した。
- ・ 地層処分放射化学研究施設での放射性核種を用いた試験等で取得した安全評価に必要な核種拡散データベースをホームページ上に公開した。
- ・ 生物圏評価手法や水理・物質移行評価モデルの適用性を評価し、残された課題への取り組み方針を策定した。
- ・ 知識基盤として適切に管理・継承していくことを目的とした知識マネジメントシステムの基本的概念を提示した。
- ・ 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建設による周辺の地質環境への影響予測などをまとめた、「超深地層研究所計画における地表からの調査予測研究段階報告書」及び「幌延深地層研究計画における地上からの調査研究段階研究成果報告書」を公表した。
- ・ 湧水抑制対策の適用性試験を実施し、対策工事の効果や有効性を評価した。また、岩盤の変位や応力など観測データに基づいて坑道設計や施工技術等の妥当性を確認した。

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・ 海水系での緩衝材力学モデルの適用性確認及び緩衝材・鉄相互作用予測モデルの詳細化を行う。
- ・ 再冠水挙動を解明するため、軟岩・高 pH 環境における連成試験を実施する。
- ・ 多様な環境条件に適用可能な不確実性の影響評価やモデル化に関する知見等に基づく安全評価手法の高度化を行う。
- ・ 熱力学データベース整備に向けたデータレビューを実施し、データベースシステムの改良及び個別元素の熱力学データベースの更新を行う。
- ・ 深度 200m 程度までの花崗岩の研究坑道掘削にあわせ地質環境モデルを更新する。また情報化施工の実践と研究坑道の掘削影響に関するデータを取得する。
- ・ 堆積岩を対象として、試錐孔に設置したモニタリングシステムや遠隔監視システムを利用した調査研究を行う。
- ・ 隆起・侵食／気候・海水準変動の検討のため、三次元地形変化モデル等の解析コードを作成する。

[20年度の計画]

- ・ 海水環境やセメント環境での緩衝材の性能評価試験やパラメータの整理を行う。
- ・ 岩盤の透気特性データの取得、力学連成モデルの改良を行う。
- ・ 地質環境条件、設計条件等の特徴や天然現象を起因とする影響に着目し、安全評価手法やモデルの適用性を検討する。
- ・ 実際の地質環境を対象とした水理・物質移行評価手法の適用性確認に関して、調査データ量の増加に応じたモデル化手法の検討を行う。
- ・ 深度 200m 程度以深の花崗岩の研究坑道掘削にあわせ、地質環境モデルを更新する。情報化施工の実践とプロセス案の提示、研究坑道の掘削影響に関する評価モデルの適用性を検討する。
- ・ 幌延地域の換気立坑 345m、東立坑 280m及び 140m連絡坑道の掘削に対応した坑内での調査・測定と、取得データを用いた地質環境モデルの更新を行う。
- ・ 隆起・侵食／気候・海水準変動について、三次元地形変化シミュレーションを実施する。

(4) 評価及び留意事項

- ・ 人工バリア等の信頼性向上に関する研究では、銅のオーバーパックの研究など人工バリアオプションについては、材料研究の位置づけも明確にする必要がある。また、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。
- ・ 安全評価手法の高度化に関する研究では、地層処分に関する評価ツールを積極的に公開し、世間の人が使えらるるようしていくべきである。また、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とともに、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されたい。
- ・ 地質環境特性調査・評価手法に関する研究では、地下研究施設(URL)を活用した処分研究において、社会的側面も含めてやれることとやれないことを明確にすべきであり、個々の調査手法を組み合わせる総合的な調査手法として整理するという視点が重要である。
- ・ 地質環境の長期的な安定性評価に関する研究では、地震・断層活動、火山・地熱活動、隆起・侵食/気候・海水準変動などの研究において、断層と地熱活動の研究を個別に進めるのではなく、断層、火山、熱水という関連する分野をわたる視点で進めることが重要で、地下水の滞留時間については複数の手法を組み合わせる検討する必要がある。

(5) 回答

- ・ 銅のオーバーパックについては、様々な地質環境条件を想定して、超長期の耐久性を提供できるオプションとの位置づけで研究しています。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になるため、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ます。
- ・ 安全評価用のツールとしては、これまでに、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(FepMatrix)を Web 上に公開しています。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・更新を進めています。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、開発を進めています。

- ・ 超深地層研究所計画(瑞浪)においては、岩盤や地下水の特性を対象とした深地層の科学的研究を実施すること、幌延深地層研究計画では、深地層の科学的研究に加えて、処分システムの工学技術や安全評価技術に関する研究を実施することを、それぞれ地元自治体との協定により明確にしています。また、いずれにおいても、放射性廃棄物を使用しないことを約束しています。なお、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ます。
- ・ 地質環境の長期安定性に関する研究においては、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ます。また、地下水の動きについては、地下水流動解析の結果と地下水の年代や起源の分布などに関する地球化学的な情報を相互比較しながら検討を進めています。

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、処分方法毎の濃度上限値設定に必要な解析を行う。高 β γ 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]

余裕深度処分に関しては、平成 19 年度頃と予想されている事業申請の安全審査において活用すべく安全評価手法を整備する。また、その後は、TRU 廃棄物及びウラン廃棄物の処分の基本的考え方の検討が予定されており、整備中のクリアランスレベル及び処分方法毎の濃度上限値設定に必要な評価手法を用いて解析を行い、基準値策定の検討に資する。

(2) 18 年度の主な成果

- ・ 炉心構造物等の余裕深度処分、処分場跡地におけるボーリングが処分施設に到達

することを想定したシナリオに対する被ばく線量解析を行い、このシナリオの線量影響を定量的に示した。

- ・ 返還低レベル廃棄物ガラス固化体の特性試験の一部としてソースターム評価に必要なデータ取得手法を整備するために文献調査、実験等を実施した。【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対する基準線量相当濃度を算出した。また、原子力安全委員会の「再評価報告書」におけるクリアランスレベル算出の考え方に基づいて TRU 廃棄物に関する値を算出し、クリアランスレベルとして提唱した。【保安院受託】
- ・ TRU 廃棄物の地層処分について、処分の信頼性向上及び合理化を含めた詳細評価に向けた、「全体基本計画」を作成した。
- ・ セメント材料による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を取得した。
- ・ 普通ポルトランドセメント硬化体や低アルカリ性セメント硬化体中の塩化物イオンの見掛けの拡散係数等を測定し、セメント硬化体中での物質の移動に関わる知見の拡充を図った。
- ・ 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を算出した。【保安院受託】

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・ 余裕深度処分に関して、地下水移行シナリオ及び人間侵入シナリオに関する安全解析を実施する。【JNES 受託】
- ・ TRU 廃棄物と高レベル廃棄物の併置処分に関して、相互影響評価に必要な「モデル・コード」を作成する。
- ・ 返還低レベル廃棄物ガラス固化体の模擬試料を用いて溶解挙動を調べ、試験条件、評価手法を検討する。【JNES 受託】
- ・ 地層処分に関しては、海水系地下水条件でのセメント系材料/ベントナイト相互作用に関わるデータを取得し、相互作用評価モデルを整備する。

[20年度の計画]

- ・ TRU 廃棄物の地層処分に関しては、取得データを用いて相互作用評価モデルの妥当性を検討する。また、セメント系材料などに対する核種収着データ等に基づいた決定論的安全評価解析を行うためのデータセットを作成する。
- ・ TRU 廃棄物と高レベル廃棄物の併置処分に関しては相互影響評価に必要なパラメータを提示する。
- ・ ウラン廃棄物処分の安全評価に必要なデータの高度化を図る。

(4) 評価及び留意事項

- ・ 原子力安全委員会報告書へのデータの反映等、成果の活用が適切に成されている。

- ・特に地層処分に関しては、高レベル廃棄物の地層処分との整合が重要であり、高レベル廃棄物における最新の知見も踏まえて研究を進めていくことが重要と考える。
- ・低レベル廃液は、その性質上、化学組成に大きな幅を持つことが想定され、それに応じたガラス組成が選定され、固化ガラスの性状が決まることから、幅広い条件に適用可能な評価手法を調査する必要がある。
- ・実際の処分環境条件にて溶解データ及び元素浸出速度データ等を取得することが望ましいが、返還低レベルガラス固化体の処分施設設計は確定していないことから、「TRU 廃棄物処分技術検討書」における処分概念の提案も含め幅広い条件でデータを取得されることが望ましい。

(5)回答

- ・ご指摘のとおりであり、そのように研究をすすめております。
- ・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おります。ただし、返還低レベル廃棄物ガラス固化体は再処理の濃縮廃液を固化したものであり、その変動幅は使用済み燃料の組成に応じ、変動幅はある程度限られたものと予想されます。
- ・「TRU 廃棄物処分技術検討書」で紹介された処分概念を検討対象の一つとして、複数の処分環境条件を想定して試験を進めております。

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計画の進捗に伴い、廃止措置の安全を確保するため安全評価等の研究が必要である。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の評価対象核種、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]

東海1号炉に続く解体対象とされているふげん発電所の廃止措置安全審査に、整備中の公衆及び従事者の被ばく評価手法を適用する。発電用原子炉のクリアランス制度導入のために蓄積したこれまでの技術的情報を、国によるクリアランスレベル検認に適用するとともに、TRU 廃棄物及びウラン廃棄物に対するクリアランス制度導入に向けた今後の検討にも活用する。

(2)18年度の主な成果

- ・開発済の DecDose コードを公衆及び作業員双方の内部・外部被ばく線量を評価できるコードに改良した。【保安院受託】
- ・施設解体後の敷地解放に関しては、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。【保安院受託】

- ・ 発電用原子炉施設の廃止措置に適用される解体・除染工法の安全性に関しては工法毎に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検討し整理した。
- ・ 核燃料サイクル施設の廃止措置における課題のうち、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。【保安院受託】

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・ 保管されている JPDR の解体廃棄物を対象に切断試験を行い、放射性物質の環境移行の実績データを採取する。【JNES 受託】
- ・ サイト解放検認については、国外でのサイト解放の実績等の調査を行い、履歴調査、事前調査、測定・評価の方法、測定対象範囲等について検討する。【JNES 受託】
- ・ 原子力機構(東海地区)の敷地内で土壌を対象に、H-3、C-14 の分析等を実施し、測定・評価方法及び手順の検討を行う。
- ・ サイト解放の基準線量に相当する放射能濃度を計算する評価コードの整備のため、PASCLR コードの適用性を検討し、改良に着手する。
- ・ 人形峠ウラン濃縮施設を対象に、ウラン濃縮施設の廃止措置計画審査のために必要な技術資料を整備する。
- ・ 核燃料サイクル施設の廃止措置を対象に、周辺公衆被ばく線量評価手法等を検討するとともに、原子炉施設の被ばく評価で用いた評価ツールの適用性を検討する。【JNES 受託】

[20年度の計画]

- ・ ふげん発電所の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環境移行に関する既往のコールドデータをホットデータで検証する。
- ・ 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。
- ・ 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。
- ・ ふげん発電所サイトにおいて in-situ 測定・サンプル採取測定を行い、測定手法の検討に資する。
- ・ サイト解放検認用の計算コードの改良を進め、代表的施設を対象に核種毎の基準濃度を算出する。
- ・ 核燃料加工施設について、原子炉施設で用いた被ばく線量評価ツールの適用性及び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。

(4) 評価及び留意事項

- ・ 既存の廃止措置被ばく線量評価コードに新たな機能を追加し、評価システムとして完成させ

た点は評価できる。

- ・ 廃止措置時の公衆の被ばく線量評価について、BWR の感度解析計算で得られた重要パラメータの抽出時の前提条件について、その妥当性根拠を含めて具体的に提示いただきたい。また、BWRと同様にPWRについてもDecDoseコードによる感度解析計算を行い重要パラメータの抽出をお願いしたい。
- ・ JPDR の保管試験片やふげん発電所の汚染配管を用いた切断試験により、環境への粉塵移行率等のデータが取得され、将来の軽水炉の廃止措置検討に有用なデータが得られると考えるが、試験に用いる切断工法は海外の最新状況を踏まえ、熱的工法、機械的工法等から将来適用される見込みのあるものを選択することが重要である。

(5)回答

- ・ 今後解析及び結果の整理を進め、公開報告書等で提示いたします。
- ・ 各国の施設解体において適用されている工法について別途調査・整理しており、安全性や適用性の観点を踏まえて選択しております。

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)18年度の主な成果

- ・ 原子炉構造材の放射化量評価手法に加え、原子炉冷却系統施設等の二次汚染量評価手法を明らかにした。
- ・ 放射化量評価に必要な中性子束分布について、3次元によるモデル化が可能なモンテカルロ法を用いたコードで評価する手法の適用性について検討し、適用可能である見通しを得た。
- ・ ウラン濃縮施設における金属廃棄物除染後の溶融による検認手法を確認するため、遠心分離機部品の小型溶融炉による溶融試験を行い、固化体中のウラン濃度分布を調査した。溶融固化体のウラン濃度は、上部の表面で高く、内部は表面より1桁から2桁低い傾向を示すことがわかった。
- ・ 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て石、鉍

滓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)などを整備した。

(3) 19年度以降の計画

[19年度の研究実施内容]

- ・放射能特性評価手法に関するデータを拡充する。原子炉施設においては構造材中の放化量の検証を行い、ウラン濃縮施設においては除染処理した実機部品の効率的な表面密度測定方法を検討する。
- ・安全評価手法に関する試験装置開発を行い、粉塵移行挙動に係るデータを取得する。
- ・敷地開放の安全評価手法に関するデータの拡充として、廃棄物並びに周辺地質環境の物理的・化学的特性に係るデータを整理する。
- ・クリアランス検認に関するデータの拡充として、原子炉施設におけるコンクリートへの汚染浸透に係る調査を継続する。またウラン濃縮施設においてバックグラウンド把握のためのコールド遠心機及び一般鋼材、アルミニウム材のウラン濃度分析を行う。

[20年度の計画]

- ・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。ウラン濃縮施設においては、検認システムを検証する。
- ・安全評価手法に関する試験装置開発を行い、粉塵移行挙動に係る詳細データを取得する。
- ・敷地開放の安全評価手法の適用性評価を行う。
- ・クリアランス検認に関するデータの拡充を進める。

(4) 評価及び留意事項

- ・原子炉の廃止措置に関する放射能インベントリ評価手法を整備した点は、評価できる。
- ・汚染コンクリートの物量評価について、C14の現手法をさらに検討し、精度のよい予測モデルを作ることができれば、今後の原発解体規制などに、大変役立つ知見が得られると考える。
- ・詳細な研究内容が明記されており、かつ達成目標が明確に示されている。
- ・クリアランス検認に関するデータとして、コンクリートの汚染浸透に関するデータの系統的な収集継続を期待する。

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) 18 年度の主な成果

- ・ 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、Na 微量漏えいの早期検出に関する試験データを整理し、環境条件等、検出感度影響因子について検討した。
- ・ 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、Na 燃焼面を覆う雰囲気酸素濃度を変えた試験の結果から、酸素濃度が高くなるにつれて水素再結合割合は増大する傾向がわかった。
- ・ Na-水反応について、急速加熱時の水平管内伝熱特性を把握するため TRUST-2 により水側熱伝達率測定試験を実施し、水平管断面下部での限界熱流束は実機評価に使用された甲藤の式で予測される値 (約 2.0 MW/m²) よりも大きいことがわかった。
- ・ また、高温ラプチャ評価手法開発の一環として、流体から伝熱管への熱移行を評価する解析コードを作成し、SWAT-1R 試験を対象とした検証解析を実施し、伝熱管の温度履歴が解析によって正しく予測できることを確認した。
- ・ Na-水反応を機構論的に解析するコード SERAPHIM の開発に関しては、SWAT-1R 試験を対象とした再現性の検証を行い、最高温度について試験と解析で良く一致した。
- ・ 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、解析コード Mimir-N2 の炉心・冷却系解析モデルが妥当性を確認した。
- ・ 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備として、炉心溶融事故 (CDA) 時に溶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) の最終試験として、実証型炉内試験 1 試験 (ID2 試験) を IGR を用いて実施すると共に、模擬物質を用いた可視型基礎試験 (JAEA 大洗) を回実施し、流出挙動の基本メカニズムの解明を進め、CDA 時の溶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 (2次元体系)、同-IV (3次元体系) について、実機評価への適用

性を確認した。

- ・ PSA 技術の高度化として、「もんじゅ」31 件、「常陽」12 件の機器故障データを収集した。

(3) 19 年度以降の計画

[19 年度の研究実施内容]

- ・ 微少漏えい及び環境条件等の影響因子の検討・評価
- ・ Cr 鋼ウェステージ挙動の実験や解析による評価
- ・ 反応ジェットの高熱流動特性の把握
- ・ 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
- ・ PTE(Post Test Examination) を含む EAGLE-1 試験成果のまとめ、及び EAGLE-2 試験の開始
- ・ 熔融炉心物質・コンクリート相互作用に係わる影響因子の検討・評価、条件の整理
- ・ 「もんじゅ」、実用炉等への適用を通じた PSA 手法の改良・整備

[20 年度の計画]

- ・ 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
- ・ 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

(4) 評価及び留意事項

- ・ 「ナトリウム-水反応に関する機構論的な安全評価手法の開発」においてウェステージ機構に与える反応生成物の影響などの個別メカニズムに関して実験的研究が有効である。
- ・ 2重管型蒸気発生器を含めた全体の開発計画における位置付けの明確化が重要である。
- ・ FBR 炉心損傷事故時の再臨界問題の排除を目指して進めている実験研究 EAGLE プロジェクトについては、新規計画が立ち上がりつつある時期でもあり本委員会での審議等を通じて外部からの意見を吸い上げ、有意義なものにすべきである。

(5) 回答

- ・ 今後の研究計画の策定においては、全体計画における位置付けを明確にしていきます。
- ・ 新規プロジェクトの計画立案に際しては、委員会を開催して外部専門家の意見を反映していきます。

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) 18 年度の主な成果

- ・ 放射性物質の動態解明のため、大気・陸域・海洋での水循環結合計算の性能評価を継続すると共に、大気・陸域・海洋での環境負荷物質移行個別モデルの基本コードを整備した。大気物質移行モデルの検証では、降雨時の自然放射能による局地的な γ 線線量率上昇現象を、陸域物質移行モデルの検証では、河川流量に対する降雨と地下水の割合をほぼ再現することに成功した。溶存相－懸濁相－海底堆積相の 3 相間の物質移行を考慮した海洋中物質吸脱着モデルの基本コードを試作し、表層海水中の ^{137}Cs 濃度分布をほぼ再現できることを確認した。
- ・ 前期安全研究において開発した気流推定モデルを導入した拡散評価コードについて、性能に係るデータの蓄積を進めた。
- ・ また、跡措置工事の開始された鉱山跡地について、環境データの蓄積を継続すると共に、機構で開発した積分測定法により、法令値である平衡等価ラドン濃度によって直接長期間評価を実施し、鉱山の周辺へのラドンの影響は非常に小さいことを実証した。
- ・ さらに、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、標準化した測定法により、機構のラドン測定に係るトレーサビリティが長期間にわたって充分維持されていること、機構の測定結果が海外の国家標準機関と良く一致していることを確認した。
- ・ 放射線被ばく線量の測定・評価に関する研究においては、高精細 CT 画像を基にマウスの 3 次元精密モデル(ボクセルファントム)を開発し、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を詳細に解析した。日本人成人男性の立位姿勢数値ファントムを用いて吸収割合を計算し、臥位姿勢数値ファントムによる値との違いを明らかにした。
- ・ 重粒子線の飛跡構造計算コードを開発し、飛程等を指標としたコードの検証を行った。Ku70/80 二量体が二本鎖切断 DNA に結合する経路を明らかにするとともに、8-オキソグアニンと AP サイトを持つクラスター損傷の構造変化を解析した。幹細胞を考慮した

簡易臓器モデルを作成し内部被ばくを想定した線量計算を行い、従来の線量評価法の問題点を明らかにした。

(3) 19年度以降の計画

[19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結合と改良を行う。モデル検証データの取得を継続する。日本海での物質吸脱着モデルの検証・改良を行う。
- ・ 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。
- ・ 高 LET 放射線による DNA 損傷生成過程を明らかにするとともにクラスター損傷の修復過程のシミュレーションを行う。飛跡構造計算を幹細胞詳細モデルに組込む。

[20年度の計画]

- ・ 大気・陸域・海洋モデルの包括的物質移行計算の性能評価を実施する。モデル検証データを蓄積する。日本海での海水循環及び物質移行モデルの結合と改良を実施する。
- ・ 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て線量分布を詳細に解析する。最新の体内動態モデル等を分析しコード化する。
- ・ 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) 評価及び留意事項

- ・ 放射線リスク影響評価技術に関する研究は、基礎研究データも含めて学術的にも重要な成果を上げている。
- ・ 大気・陸域・海洋での環境負荷物質移行個別モデルの基本コードを整備するとともに、各モデルの妥当性を検証する等、着実な成果を上げた。
- ・ 放射線被ばく線量、放射性物質の環境動態及び放射線影響の評価手法について規制などに役立つ成果が得られている。
- ・ これまで、国際放射線防護委員会 (ICRP) の新勧告が出ると、新勧告に適合したパソコンで動作可能な評価ソフトを配布頂いている。ICRP 新勧告に基づく線量評価手法の開発に当たっては、内部被ばく線量評価に関して、パソコン上で動作可能なプログラムを作成し、事業者を含め広く利用可能となるようにご配慮いただきたい。

(5) 回答

- ・ 現在、内部被ばく線量評価について ICRP 新勧告の内容の検討とモデル化のための設計を進めており、できるだけ早くパソコン上で動作可能なプログラムの作成と配布を行いたいと考えております。

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]

現在、原子力安全委員会において防災指針の見直しが検討されており、本成果はその技術的基礎情報として活用される。

(2) 18年度の主な成果

- ・ 防災計画策定の支援に関する研究として、安定ヨウ素剤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 に組み込み、屋内退避、避難、安定ヨウ素剤予防服用等、短期防護対策の実施範囲及び時期について評価を行い、対策実施上の課題を抽出した。また、緊急事態対応の判断基準に関する国際原子力機関 (IAEA) の安全指針や国際放射線防護委員会 (ICRP) の放射線防護の新勧告等を調査すると共に、災害復旧時に長期防護対策を実施する上での計画策定及び判断基準について国際機関及び諸外国における現状を調査、整理した。【一部原安委受託】
- ・ 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検討を実施し、事故状態評価及び環境線量評価の基本的考え方を整理するとともに、原子炉施設の主要な事故シナリオに対して防護対策実施範囲を評価し、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まとめた。【一部 JNES 受託】
- ・ 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) 19年度以降の計画

[19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。
- ・ 避難計画策定のためのモデルの検討を総括する。

[20年度の計画]

- ・ 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) 評価及び留意事項

- ・ 原子力防災対策の実効性向上のため、IAEAの安全要件等の調査、線量係数に関するデータベースの整備、情報共有のためのシステムの整備等着実に実施されている。
- ・ わが国の原子力防災の実効性を向上させる上で、適切な研究が進められていると考える。
- ・ 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等、適切な計画となっている。また、21年度においてガイダンスのとりまとめを行うといったマイルストーンも示されている。
- ・ 長期防護対策は今後に残された重要課題であり、この方向への展開を期待する。また、国からの受託研究ではあるが、地方公共団体等の防災対策実施者と何らかの連携、協力を図ることも重要と考える。

(5) 回答

- ・ 既に、茨城県の地域防災計画の見直し検討の議論にも参画しています。また、自然災害時を含む避難等の実態調査を開始しており、今後とも地方公共団体等との連携を図り具体的に地域防災計画策定に寄与できるアウトプットを出すよう研究を進めていきます。

5. おわりに

JAEA で実施されている重点安全研究が、実際の活用を見据えた研究になっているのは高く評価できる。本報告書で審議の対象とした平成 18年度は、機構に統合されて2年目に当たり、幾分か、統合効果も現れ始めたかとの感想を持つものの、さらなる改善の余地があると考えられるため、関連部門のより密接な連携の構築のため、関係者の一層の努力を求めたい。

本年度は、安全研究委員会や研究開発部門に設けられた委員会での所見を参考としつつ、重点安全研究について審議を行うことができた。安全研究審議会は、委員の数も限られ、全ての専門分野をカバーできない上に、審議回数も限られているため、このような委員会において出された所見等は大いに参考となった。昨年度は、統合後間もなかったこともあり、やっと審議体制が整いつつあると感じられる。

さらに、今年度からは、本審議会で指摘した、基盤的・横断的なトピックスに関して審議を行うことができたことは大変有意義であったと考える。このようなトピックスについては、今後も継続して審議していきたい。特に、今年度審議した安全研究施設については、世界的にも、予算の削減と老朽化により、減少する傾向にあることを踏まえると、日本のみならず世界的視点に立って、有効活用を戦略的に進めるべきと考える。

安全研究センターにおいては、予算削減に対応して外部資金による受託研究により、重点安全研究の目的の達成に努力し、成果を挙げている。しかし、受託研究や単年度の競争的資金のみでは、外部資金を今後も継続して獲得するための基盤ともいえる技術的能力を維持するのは難しいと危惧する。ただし、このような課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である。

昨年度も指摘したが、安全研究審議会の報告書の作成が年度半ばをすぎているため、審議内容が次年度に適切に反映されるように事務局の一層の努力を望む。

平成 20 年度には、大綱的指針に基づく中間評価を行うこととしており、本報告書を含め、年度別に実施した評価結果は、その中間評価の基礎資料となると考えられる。

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。

(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、達成見直し)、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)」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。