

独立行政法人 日本原子力研究開発機構
重点安全研究評価報告書（平成 18 年度）
（案）

平成 19 年 10 月

安全研究審議会

目次

- 1．はじめに
- 2．評価方法
- 3．総合評価結果
 - 3．1 17年度の成果
 - 3．2 18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。

安全研究審議会は、添付資料 1 に示す 9 名の委員から構成され、平成 18 年 5 月 30 日に開催された第一回会合において、佐藤一男委員が委員長に互選され、委員長から松本史朗委員が副委員長に指名された。

安全研究審議会の第一回会合では、委員長の互選等の他、安全研究審議会における評価の実施要領について審議し、平成 19 年 3 月 6 日に開催された第二回会合においてそれを決定した（添付資料 2）。JAEA で実施している重点安全研究の平成 17 年度の成果については、第一回会合で主として安全研究センター実施分について、第二回会合では研究開発部門実施分についての説明を受けた。

本報告書は、平成 17 年度の成果、及び 18 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. 評価方法

(1) 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(規制システム分野、軽水炉分野、核燃料サイクル分野、放射性廃棄物・廃止措置分野、新型炉分野、放射線影響分野、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
		．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
		．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
		．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 -
		．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 -
		．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 -
		．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
		．原子力防災分野	
16		7 - 1 - 1	原子力防災等に対する技術的支援

(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。平成 17 年度の成果と平成 18 年度以降の計画については、第一回会合で主として安全研究センター実施分について、第二回会合で研究開発部門実施分についての説明を受けた。

なお、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「地層処分研究開発・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。

(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 17 年度の成果及び 18 年度以降の計画に関する総合評価と 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、17 年度の成果及び 18 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 17年度の成果

原子力安全委員会安全研究年次計画（平成13～17年度）の最終年度にあたるが、法人統合に伴う組織変化及び研究財源の大きな変化の影響を被ったにも関わらず、多くの分野において所期の計画内容が達成されたことについて、敬意を表する。

JAEAの設立に先立ち、原子力安全委員会の「原子力の重点安全研究計画」及び「日本原子力研究開発機構に期待する安全研究」が示されており、平成17年度の研究成果はこれらの計画に則している。総じて、新たな枠組みのもとで国のニーズに応える方向での研究が実施されており、JAEA設立初年度の成果として概ね妥当な成果が得られている。

規制機関等からの受託研究を中心として、基本的に安全規制ニーズに沿った研究が実施され、所期の成果を挙げているものと評価できる。

限られた研究資源・条件の中で、大型・特殊設備を用いた研究等、JAEAでのみ可能な研究が着実に行われていることは評価すべきである。

3.2 18年度以降の計画

平成18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。

しかしながら、研究実施内容に記されている各分野の計画は羅列的であり、俯瞰的・体系的な視点からの位置づけ、相互の関係を把握することは必ずしも容易ではない。体系的な観点からの進捗状況を把握するためにも、全体的なマップが必要と考えられる。

達成目標についても、可能な限り定量的に示すことが望ましい。必ずしも定量化可能なものばかりではないが、項目によっては定量化を検討する必要がある。

多くの研究項目についての成果が必要とされている一方、研究資源（人員、予算、設備等）は限られているので、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と考えられる。

3.3 留意事項

(1) 安全研究の戦略的推進

研究分野が広範囲にわたること、重点安全研究計画の発足に当たって研究課題が大項目化され、具体的課題の意義や目的が見えにくくなっている場合があること、期待される成果の得られる時期や用途も多様であることから、鳥瞰的整理や各分野での工程表を作成する努力を期待する。これまでも、研究課題の位置づけやスケジュールに関する資料は提出されているが、重点安全研究計画において認められた既定の大項目についての整理にとどまっている場合が多いように思われる。安全研究の実効性を高め、安全性の技術基盤をいっそう高度化するためには、個別の研究の目標や研究方法について、他の選択肢との比

較も含めた検証が繰り返し行われることが不可欠であり、短期的研究と中・長期的研究の連続性を確保する努力がなされるべきである。上記のような整理にあたっては、研究現場、所内委員会に加えて、学会等の場における産業界や規制関係者、大学関係者等との議論が重要と考える。専門性並びに中・長期的な技術予測に基づいて、原子力安全委員会、規制行政庁、産業界に対し、研究課題並びに具体的研究計画についての積極的な提案を行うことを期待する。

全体として今後安全研究をどのようにしていくつもりなのか、という戦略が不明である。すなわち、どのような技術基盤をどのようにして構築し、どのように維持していくのか、それを担うべき人材をどのように確保し育成していくのか、このような戦略がないままに規制当局のその時々々の要望に応える（もちろんこれは最重要事であるが）だけでは、単なる「便利屋」「御用聞き」になってしまう。研究資源の外部依存度が高くなると解決はなかなか難しくなるが、むしろだからこそこの点は強く意識しておく必要がある。

関連する研究が JAEA 以外の大学、研究機関等で分担して実施されているテーマについては、JAEA が主体となって、我が国全体の研究推進に関する鳥瞰図等を策定することにより、JAEA の研究成果の位置づけが明確になるよう工夫することが望まれる。

個々の研究はそれぞれよい成果をあげていることは理解できるし、研究を進める重要性もよく理解できる。しかし安全研究は JAEA ばかりでなく大学や産業界でも進められている。そして原子力学会などで総合的なロードマップの作成が進んでいる。JAEA が進める安全研究の我が国全体の中での位置づけが分かるような工夫がほしい。

原子力技術に対する安全規制のあり方を総合的に技術提案することを目標として、JAEA の安全研究を統合する試みを行われたい。

（２）開発研究と安全研究

今後の安全研究は、開発研究との密接な連携の下で効率的な遂行が重要であり、JAEA においても、軽水炉を中心に安全研究の範囲をより広くとらえ、既存炉の出力増強に必要な安全審査指針の適用可能範囲の検証、次世代軽水炉安全機能の確認などの分野で、産業界との共同研究を含め、より一層体系的かつ積極的な役割を果たしていくことが望まれる。

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、前例のない研究開発を行うことも少なくないと考えられる。これらの研究開発においては、その安全性を自ら確認していくことが必要であり、その意味からは、原子力安全の分野においても、必然的に世界をリードする研究成果が求められている。国のニーズに応えるとともに、主導的に世界に向けて発信する成果を期待する。

安全研究が「当該技術を安全に実装するための開発研究」なのか、「当該技術の安全性を評価規制するための研究」なのかという点が、必ずしも明確ではない。前者であれば当該技術の実装は前提となるが、後者であれば必ずしも前提とはならない。JAEA の研究である以上、前者の方向になることが多いことは理解できるが、これは一定の判断あるいは価値

的前提を置いた研究をしていることになることも意識して欲しい。両者の違いを理解したうえで、両方の研究を実施することが重要である。

(3) 分野間の連携、統合効果

分野間の協力体制の一層の強化についても配慮いただきたい。現状では、
、
、
は応用対象ごとに分野分けがなされている。一例として新型炉分野を見ると、ここで非常に大切な高速炉の安全研究がなされており、これは是非とも今後とも推進していただきたい。ただ、研究を高速炉だけで閉じず、原子力全体の安全研究と交流して実施していることをもっと外部に見せるようにしていただきたい。すなわち、安全研究の手段である P S A や熱流動などは高速炉以外の分野にも応用できるツールであるので、他の分野と交流している様が見えるようにしていただきたい。これは安全研究の人材確保体制に関する説明責任とも関連したことからである。

旧原研と旧 JNC の間の協力・交流がさまざまな分野で行われていることは喜ばしいことだが、依然として対象施設ごとの縦割りが存在するよう感じられる。専門性の高い職員等による部門横断的な関わりや情報交換、研究ツールの共有を促進されることを期待する。

原子力技術という巨大で総合的な技術システムの安全規制という問題は、個別研究の深化の単純加算では把握できない可能性がある。旧組織の統合による積極的な効果として、個別研究の統合的理解を実現する可能性が生まれており、その方向を試みていることは評価できる。

(4) 人材の確保・育成

原子力安全分野では今後を担う人材の確保が最重要課題とされている。原子力安全に関わる分野は多岐にわたるが、我が国全体としてそれらが適切にカバーされている体制であることが望まれる。JAEA にはその体制を維持する責務があると考えられる。その責務が果たされていることを外部に説明する説明責任についてもご配慮いただきたい。すなわち、可能ならば安全研究分野の人材マップのようなものを作成し、提示していただくとありがたい。

(5) 学協会基準等への貢献

安全規制も国際的に標準化していこうという提案がなされている。日本の安全に関する規格・基準も国際標準として認識されるように意識して規格・基準の策定に貢献していただきたい。

(6) 情報発信

現行のホームページでは安全研究センターの記述はかなり貧弱である(統合から間もないのでそこまで手が回らないことは理解している)。センターのミッション等についてはも

う少しはっきりとわかるように記載されたい。

研究成果の発信に関しては、もちろん原子力の安全規制や開発、関連企業が中心であり、かなり充実してきていることはわかる。しかし、原子力技術の「安全研究」ということであれば、一般国民にも関心のあるテーマであり、そのための発信も今後は考えていくべきではないか。この場合には、テクニカルな成果だけではなく、むしろこのセンターの研究が原子力技術の安全確保のためにどのような意義を持つのかという視点からの発信をすべきであろう。いわゆる「アウトリーチ」活動である。その意味では、透明性のみならず中立性を標榜する以上、現行の原子力政策とはある程度距離をとった上で（難しいかもしれないが）、国民の求める「安全研究」を聞き取り、それに答える仕組みを構築するといったことも将来考えるべきかもしれない。原子力技術に対する社会の信頼の低下という問題の解決には、原子力安全研究の果たす役割が大きいはずだからである。

（ 7 ） 審議会での議題

本審議会での議論をより有意義なものとするためには、研究遂行上の問題点等や、その解決のための努力について、より率直な議論があつて良いように思う。例えば大規模な実験研究の長期的観点からの価値を高めるためには、計測手段の開発を含め、基礎的な研究を並行して進めることが重要であるが、人員や体制・制度は、理想とはほど遠いのが実状であろうと推察する。

4. 課題別評価結果

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年度の主な成果

- ・ MOX 燃料加工施設に対する内的事象 PSA 手法の整備において、爆発、火災事象での圧力、温度挙動及び煤煙発生量を評価するための解析コードの性能評価、排気系内でのエアロゾル沈着量の簡易評価用データの整備、MOX 粉末のエアロゾル粒径を考慮した線量換算係数の整備を行い、改良した PSA 手法を用いて、モデルプラント MOX 燃料加工施設全体のリスクプロファイルを明らかにするとともに、手法整備のまとめとして、PSA 実施手順書を作成した。【JNES 受託】
- ・ 原子力安全委員会の定量的安全目標案に対応する軽水炉の性能目標として、格納容器機能喪失頻度の目標値案を原子力安全委員会安全目標専門部会性能目標検討分科会に提示するとともに、安全目標が対象とする個人の範囲とその条件を示した。
- ・ 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) へ登録するとともに、確率論的安全評価に必要な機器故障率データを算出するための信頼性データ解析支援システムの開発を実施した。

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・ PSA における不確かさ評価手法等の整備を進め、BWR モデルプラントのソースターム不確かさ評価に適用する。
- ・ MOX 燃料加工施設のモデルプラントを対象とした PSA を実施し、事故評価

に係る技術的検討を行うとともに、再処理施設の事故影響評価のための基礎的情報を調査、分析する。【JNES 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を検討する。【JNES 受託】

[19年度の計画]

- ・ 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の継続。
- ・ ウラン及び MOX 燃料加工施設の事故影響評価用データを整備する。
- ・ 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を行う。

(4) 評価及び留意事項

長期間継続して行われている東海再処理施設保守・保全データの整備は、六ヶ所再処理施設の規制にも関係するので特に重要である。

原子力安全委員会の性能目標分科会における検討において本研究の成果が果たした役割は高く評価できる。

我が国では、軽水炉に関するシビアアクシデント対策は、規制上の要求事項ではなく、短期的には安全審査等でレベル 2 及びレベル 3 PSA の結果を明示的に用いる状況にはないため、今後の同分野の研究の進め方、成果の活用方策が明確になっていない。この点について、今後、規制当局、他の研究機関との連携の下ロードマップの作成などを通じて明確にしていくことが望まれる。

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年度の主な成果

- ・ 2005 年に事象報告システム (IRS) に報告された事例約 60 件(非公開)についてその内容分析を実施し、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 年に国際原子力事象尺度 (INES) に報告された事例 25 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。

- ・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 を介して入手する事例情報（非公開）に関する内容の分析を行った。【JNES 受託】

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・IRS 及び INES については 2006 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 を介して入手する事例情報（非公開）に関する内容の分析を行う。【JNES 受託】

[19年度の計画]

- ・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 を介して入手する事例情報（非公開）に関する内容の分析を行う。

(4) 評価及び留意事項

地味ながらも着実な成果をあげていると評価できる。

本研究のような分野は継続的な蓄積が最も重要であり、JNES との効率的な役割分担の下、着実な遂行が求められる。JAEA の役割としては前兆現象解析の分野により注力することが適切と考えられる。

事故・故障の未然防止のためには、事業者間の情報共有が最も重要であるが、規制側の情報についても事業者に提供され、共有されることが必要である。できるだけ具体的で詳細な規制側の情報が事業者側にも提供されることが望まれる。

人員は必ずしも十分とは言えないのではないか。

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が

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の整備は、実験的研究により得られていた推論をより定量的に検証するツールを与えるのみならず、さらに開発、検証を進めて信頼性を高めることにより、安全規制における定量性、説明性の向上に大きく資することが出来る。

(2) 17 年度の主な成果

- ・ Zr-Nb 二元系被覆燃料を対象とする水冷却条件下で世界初の実験を含む 4 回の NSRR 実験を計画通り実施し、次段階の高燃焼度化に向けた安全審査のための燃料破損しきい値に関するデータを 79 MWd/kg まで拡大した。【保安院受託】
- ・ LOCA 時燃料挙動について計画通りの模擬実験を燃料試験施設において実施し、安全評価上最も重要な急冷時破断限界に関するデータの範囲を 78 MWd/kg に拡大した。【保安院受託】
- ・ 高燃焼度燃料挙動解析コード FEMAXI をベースに事故時燃料挙動解析コード RANNS の開発に着手し、反応度事故条件下における燃料ペレット/被覆管機械的相互作用に関する 2 次元モデルを開発し、被覆管塑性変形量の軸方向分布を高い精度で予測できることを確認した。
- ・ UO₂ 燃料の照射後試験研究により、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、細粒化の前後の燃料の結晶粒内歪み変化に関するデータを取得した。【文科省受託】
- ・ FCA を用いた軽水炉 MOX 炉心ドップラ反応度測定に関する調査を実施し、測定精度等の観点から、信頼性の高い測定データ取得が可能である見通しを得た。

(3) 18 年度以降の計画

[18 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】
- ・ 燃料挙動解析コードの開発
- ・ 事故時燃料挙動評価のための個別効果実験
- ・ 加速器照射実験と原子炉照射燃料の照射後試験、計算科学的手法を用いたリム組織形成モデルの検討【文科省受託】
- ・ U サンプルを用いたドップラ反応度測定実験の予備解析及び Pu サンプル健全性評価【JNES 受託】

[19 年度の計画]

- ・ RIA 及び LOCA 時の燃料挙動模擬実験
- ・ 事故時燃料挙動解析コードの開発(ペレット粒界分離モデル)

- ・事故時燃料挙動評価のための個別効果実験
- ・ペレットリム形成機構評価システムの作成
- ・U サンプルを用いたドッブラ反応度測定実験及び Pu サンプル健全性評価

(4) 評価及び留意事項

事故時燃料挙動に関する解析手法及びデータベースの開発・整備が共同・受託・委託研究として進められている。所有施設を用いた研究であり、重要であるが、国際会議での報告数に比べると、雑誌掲載論文や技術報告書の数は必ずしも多くはない。知識の集積という観点からは、雑誌掲載論文や技術報告書としてまとめておくことが望まれる。

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 試験から得られる知見は、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) 17年度の主な成果

- ・OECD/NEA ROSA プロジェクトを開始し、小破断 LOCA 模擬実験を ROSA/LSTF で2回実施して、AM 策としての減圧操作などに関する有用なデータを得ると共に、複雑な3次元熱流動現象や蓄圧注入系からのガス流入が引き起こす減圧阻害現象等を明らかにした。
- ・THYNC 実験で UO₂ 炉心と MOX の燃料特性の相違が BWR 炉心の核熱水力安定性に及ぼす影響を調べた。

- ・安全余裕の定量化に関連し、JMTR で照射下沸騰熱伝達改善確認実験を行い、放射線誘起表面活性（RISA）効果によって限界熱流束（ドライアウト熱流束）が向上することを確認した。【資源エネ庁公募】
- ・配管減肉に係わるオリフィス下流流動実験を行い、既存の減肉予測式で採用される手法は、旋回流等が生じると十分な精度が得られなくなることを確認した。
- ・実機 RIA 解析に基づいてバンドル体系の低圧過渡ポイド試験を実施し、3次元ポイド率分布等、低温時 RIA 条件下の過渡ポイド挙動モデルの評価と改良に必要なデータを得た。
- ・格納容器内のヨウ素再放出挙動に関する照射下実験のため、既設小型線照射装置の線源更新手続きを開始すると共に、¹³¹I をトレーサとするガス状ヨウ素量の検出能力確認等を行った。【JNES 受託】

（3）18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・最適評価手法の開発・整備のため OECD/ROSA や THYNC 実験等によりデータを拡充する。
- ・過渡ポイド挙動に関し、高・低圧条件での試験を実施する。【保安院受託】
- ・Post-BT 試験用高圧単管伝熱装置を製作し、壁温の影響に関する伝熱実験を行う。【保安院受託】
- ・照射下ヨウ素挙動試験の実施と格納容器内ヨウ素挙動解析コードの開発・整備を行う。【JNES 受託】

[19年度の計画]

- ・最適評価手法の開発・整備のため OECD/ROSA や THYNC 実験等によりデータを拡充すると共に、3次元二相流や複合的熱水力現象の評価手法の開発・整備を進める。
- ・過渡ポイド挙動に関し、高・低圧条件での試験を実施すると共に、解析手法を検討する。
- ・Post-BT 試験では高圧単管試験を継続すると共に、バンドル試験装置の製作を開始する。
- ・照射下ヨウ素挙動試験の実施と格納容器内ヨウ素挙動解析コードの開発・整備を行う。

（4）評価及び留意事項

妥当な成果をあげているものと評価できる。

熱水力評価手法やシビアアクシデント対策に関する研究が国際共同・受託研究として進められている。大型試験装置を用いる研究であり、安全性能評価のためのコードとデータの整備が行われるものとして重要である。

既存炉の出力増強、次世代軽水炉の安全機能確認などのテーマにより体系的かつ総

合的に取り組むことが望まれ、その際に ROSA 等の大型試験設備の活用や産業界等からの受託、共同研究による効率的な研究実施に努めることが必要と考えられる。

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]

- ・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に対する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) 17 年度の主な成果

- ・地震時の経年配管の信頼性評価コードとして、地震ハザード解析、地震応答解析、及び応力腐食割れ (SCC) や流動加速腐食に対する配管信頼性解析の各プログラムを統合し公開した。原子炉圧力容器 (RPV) の加圧熱衝撃時における標準的 PFM 解析手法を整備した。
- ・TIARA での電子線照射試験から RPV 鋼のモデル合金について電気抵抗率変化を測定し照射損傷機構の知見を取得した。JMTR で中性子照射した RPV 鋼材の粒界破面分析から中性子照射によるリンの粒界偏析挙動を明らかにした。粒界脆化した鋼材の破壊靱性評価に関して、シャルピー遷移温度と破壊靱性参照温度はほぼ一対一の対応を示すことを明らかにした。【一部保安院受託】
- ・JMTR で中性子照射した照射後試験用試験片のき裂進展速度試験及び破壊靱性試験を実施し、得られたデータは、JNES で作成中の IASCC 評価ガイドに提供された。【一般受託】

(3) 18 年度以降の計画

[18 年度の研究実施内容]

- ・RPV 貫通部に対する PFM 解析手法等の整備を行い、基本解析コードを作成する。放射線による材料劣化挙動について、TIARA、JMTR 等で照射した材

料の微視組織、組成、磁氣的及び機械的性質データを取得すると共に、RPV 鋼溶接熱影響部の照射脆化に関する調査を行う。

- ・配管溶接部及び RPV 肉盛溶接部の PFM 解析手法を整備するため、溶接残留応力分布の評価手法に関するデータを取得すると共に、配管溶接部について基本解析コードを作成する。【保安院受託】
- ・RPV の健全性評価手法について PFM 解析の観点から高度化に関する知見を取りまとめる。
- ・ステンレス鋼の SCC き裂進展試験等から IASCC に関する照射後試験データを拡充する。【一般受託】

[19 年度の計画]

- ・RPV 鋼の照射脆化の機構論的な予測・検出手法の精度向上のため、TIARA 等で照射した材料の微視組織、組成及び機械的性質データを取得する。RPV 鋼の破壊靱性評価法の高度化のため、試験片形状、負荷速度等について破壊靱性データの分析評価を行う。
- ・溶接残留応力分布に関するデータから確率論的モデルを開発し、配管溶接部を対象とした溶接残留応力、経年変化及び地震荷重の不確かさを考慮した PFM 解析コードへの導入を図る。
- ・RPV 肉盛溶接部の溶接残留応力の分布や大きさに関する試験データの分析評価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。
- ・ステンレス鋼の SCC き裂進展試験等から IASCC に関する照射後試験データを拡充する。

(4) 評価及び留意事項

材料関係の研究が、共同・受託研究として進められている。所有施設を活用する研究であり、IASCC 等に関する貴重なデータが得られる。

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 年度の主な成果

- ・ 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 Sm、Cs、Rh、Eu の反応度価値データを取得し、燃焼度クレジットを考慮した安全基準整備に必要なコードシステムの開発に向けた検証を行った。
- ・ ベツナウ 1 号機 (スイス) の MOX 燃料照射後試験データを用いて、燃焼解析コード SWAT2 が MOX 燃料についてもウラン燃料と同等の精度で核種生成量を評価できることを確認し、燃焼度クレジットを考慮した安全基準整備に必要なコードシステムの開発に向けた検証を行った。
- ・ 燃料粉末の流動特性の解析を行うと共に、MOX 粉末混合器で想定される MOX 粉末、ウラン粉末、及び添加剤として投入されるステアリン酸亜鉛の 3 種類の粒子の混合に対する臨界事象解析コードを開発し、臨界事象を仮想した評価に適用できることを確認し、その適用範囲は添加剤が溶融する反応度 0.1\$ から急激に熱分解する反応度 3\$ までであることを示した。【保安院受託】

(3) 18 年度以降の計画

[18 年度の研究実施内容]

可溶性中性子吸収材(Gd)を含むウラン溶液燃料と棒状燃料に対する非均質体系において臨界ベンチマークデータを取得するとともに、水反射体系でのウラン溶液体系の臨界超過時の出力特性データを取得する。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に着手する。また、MOX 粉体燃料の臨界特性について解析評価を行う。

[19 年度の計画]

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。過渡臨界時の温度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。

(4) 評価及び留意事項

核燃料サイクル施設や廃棄物処分に関わる安全審査や安全規制が喫緊に迫っており、これらの安全規制に用いる規格・基準の整備のための研究を促進する必要がある。

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年度の主な成果

- ・再処理施設に関しては、抽出有機溶媒（30%TBP/ドデカン）の燃焼特性データとして、燃焼に伴う煤煙の放出特性データを取得した。
- ・MOX 燃料加工施設に関しては、使用される可燃性物質の燃焼特性評価に必要な試験装置の整備を終了するとともに、同施設における閉じ込め機能を担うグローブボックス（GB）のパネル構成材料（ポリカーボネート、アクリル）の熱分解特性データ（吸発熱速度、熱分解反応速度データ等）を取得し、グローブボックス火災時の放射性物質閉じ込め機能の経時変化の解析評価モデルの開発、及びグローブボックスの保守管理技術基準の整備に必要な基礎的な熱分解反応のデータを蓄積した。【JNES 受託】

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・MOX 燃料加工施設で使用される可燃性物質の空気雰囲気下での熱分解特性基礎データの取得・整備を行うとともに、これら物質や核燃料サイクル施設における可燃性廃棄物の燃焼特性データと煤煙及び放射性物質放出・移行特性データを相互に関連付けながら取得・整備する。【JNES 受託】
- ・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硝酸濃度の影響を観察する。

[19年度の計画]

- ・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。

(4) 評価及び留意事項

核燃料サイクル施設の火災事故等に関する研究が一部受託研究として行われている。安全規制の指針・基準への反映が期待されるものとして重要である。

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、施設の高経年化及び耐震安全に関する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) 17年度の主な成果

- ・再処理施設の中で厳しい腐食環境にある機器（酸回収蒸発缶等）の長期腐食進展傾向の試験データを取得し、結果を評価して、寿命予測システムを整備した。また耐食性に優れた代替候補材料と腐食モニタリング技術に関するデータを整備した。【H13～H17：保安院受託】
- ・平成18年度からの再処理施設の経年変化に関する技術情報の整備に向けて、高経年化対策技術評価に関する規制行政庁のニーズ及びJNESの動向等を把握し、研究計画を検討した。

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

再処理施設の経年劣化に関する技術情報の整備のため、過去の科技厅及び保安院の研究成果、国内外の再処理施設のトラブル事例、一般化学プラントの硝酸溶液系機器類の経年劣化事例、国内外の文献の調査等を行い、再処理施設の経年劣化の検討対象機器を検討する。また、最新の数値解析手法を用い、腐食進展傾向、耐震性、耐熱強度に関する解析を行う。以上の結果を最新知見による技術情報として整備する。また、再処理機器の液相部及び気相部の腐食試験

を行うための装置整備を行い、評価用データ取得のための試験を開始する。

【JNES 受託】

[19年度の計画]

H18 年度の結果検討対象とした再処理機器の沸騰伝熱部及び凝縮流動部について、H18 年度に整備した試験装置を用いて硝酸環境中の腐食に関わる経年変化の評価データの取得を行う。腐食機構の検討に基づき、短期間で評価データを取得するための加速試験条件の検討を行なう。再処理施設の高温加熱機器について耐熱強度評価のための材料試験を実施し、評価用データを取得する。

(4) 評価及び留意事項

核燃料サイクル施設の高経年化・耐震安全に関する研究が進められている。安全規制の指針・基準への反映が期待されるものとして重要であるので、技術報告書等への取りまとめを期待したい。

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および安全審査基本指針の策定、なら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) 17年度の主な成果

- ・長期安全評価のための確率論的安全評価手法の整備を進め、重要核種を対象に地下水移行シナリオの長期的なパラメータ不確かさ影響評価を行った。【保安院受託】
- ・水文地質学的影響に関しては、広域地下水流動場の調査技術の比較評価を行い、国内文献を対象とした地下水流動把握のための調査技術データベース(1次版)を完成させた。また、隆起・浸食が地下水流動へ及ぼす影響解析を行った。【保安院受託】
- ・人工バリア材に関しては、セメントの劣化に伴う物質の拡散機構を研究し、長期的なセメント中拡散モデルを提示した。【保安院受託】

- ・安全評価上重要元素の種別毎に、緩衝材の長期的な変質および処分場環境の変化を考慮した緩衝材拡散係数データを取得した。【保安院受託】

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・長期安全評価のための確率論的安全評価手法を開発・整備するとともに、不確かさ解析を実施する。【保安院受託】
- ・長期安全評価のためのデータ整備として、セメントの長期劣化を予測する解析コードを整備する。また、放射性核種の緩衝材拡散係数および溶解度に係るデータを取得する。【保安院受託】
- ・広域地下水流動の影響範囲特定のための、既存データを基にした予備解析および解析対象地域での地質調査を行い、水理地質構造のモデル化手法を提示する。【保安院受託】

[19年度の計画]

- ・天然事象・気象関連事象に関する FEP データの調査・整理とシナリオの検討。
- ・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・コードの作成および主要パラメータに関するデータベースの拡充。・広域地下水流動評価モデル（一次版）の整備

(4) 評価及び留意事項

妥当な成果をあげているものと評価できる。成果については、国際会議での報告と共に、雑誌掲載論文や技術報告書への取りまとめを期待する。

高レベル放射性廃棄物の地層処分自体については、一般の人のみならず規制関係に従事する者でも直接の担当以外の者には理解の難しい面も多い。このため、研究成果について十分な理解を得るとともに、同処分自体について、一般の理解を深めるためには、高レベル放射性廃棄物の地層処分の全体シナリオを示しつつ、処分の各段階の課題と研究成果の現状を理解しやすい形でまとめていくことが望まれる。また、委託元の理解の下、インターネット等を活用して、研究成果の体系的な公開を行い高レベル放射性廃棄物処分に関して一般の人にもアクセス、理解可能なデータベースを構築することが望まれる。

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) 17年度の主な成果

- ・各種データベースの開発を進め、緩衝材の基本特性に関しては Web サイト上に公開した。
- ・核種の分配係数を計測する標準的な手法を日本原子力学会標準として公開した。
- ・地層処分の安全確保の考え方や安全評価に係る様々な論拠を管理・継承するための計算機支援システム設計概念や知識ベースの概要を示した概念検討書を取りまとめた。
- ・2つの深地層の研究施設計画（瑞浪、幌延）における「地上からの調査研究段階（第1段階）の成果報告書」の原案を作成した。
- ・地下深部のマグマ等を検出するための調査技術や将来の地形変化を予測するためのシミュレーション技術の適用性を事例研究により確認した。
- ・陸域地下構造フロンティア研究第2フェーズ（平成13～17年度）成果報告書を取りまとめた。

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・降水系での岩盤/緩衝材連成モデルに必要なパラメータを提示する。
- ・再冠水挙動に関する連成モデルを改良する。
- ・地上からの調査研究段階データに基づく水理・物質移行評価上の重要要因を抽出・整理する。
- ・拡散データベースを拡充し公開するとともに、熱力学データを取得する。
- ・2つの深地層の研究施設計画（瑞浪、幌延）における「地上からの調査研究段階（第1段階）の成果報告書」を公開する。
- ・結晶質岩、堆積岩について該当深度までの地質環境モデルを構築する。
- ・地質環境の長期的な安定性評価の研究では、過去から現在までの活動履歴に見られる規則性や変動規模等に関する知見をまとめる。

[19年度の計画]

- ・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構築
- ・軟岩・高 pH 環境での再冠水挙動に関するデータ取得

- ・不確実性の影響評価に基づく安全評価手法の提示
- ・坑道掘削時の調査研究段階の調査データに基づく水理・物質移行評価上重要な要因の抽出、整理、モデル化手法に関する知見の整理
- ・結晶質岩、堆積岩について取得した地質環境データに基づく従来モデルの評価、改良
- ・三次元地形変化モデルに基づく解析コードの作成。

(4) 評価及び留意事項

高レベル廃棄物の処分に関する研究が、多くの共同・委託研究とともに活発に進められている。多くの研究が行われているので、得られた成果を体系的に整備し、活用を図ることが重要である。

近年社会的にも話題となっている高レベル放射性廃棄物処分問題において、総合的な研究の取組がなされていることを評価したい。他方、この種の超長期的な事態の推移の予測を伴う研究の場合、理工学的科学研究にはおのずから限界があり、その成果が「仮説的段階」に過ぎないことは、研究者自身が理解しているとしても、その成果を利用する人々が理解しているとは限らない。「科学のお墨付き」としてのみ利用されることの危険性も、研究者が自覚的に配慮し、警告すべきであろう。

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。高レベル廃棄物（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) 17年度の主な成果

- ・炉内構造物等廃棄物の余裕深度処分、核種インベントリを基にした、隆起・浸食シナリオの処分深度及び隆起浸食速度に対する感度解析を実施し、地下水移行シナリオとの線量の比較・検討をも含め、隆起・浸食事象による影響を概

略的に取りまとめた。

- ・ TRU 廃棄物及びウラン廃棄物対象のクリアランスレベル評価コードシステム PASCLR をコードマニュアルとして公開した。【保安院受託】
- ・ TRU 廃棄物及びウラン廃棄物の浅地中トレンチ処分、コンクリートピット処分、及び余裕深度処分の各処分概念に対する濃度上限値を試算した。【保安院受託】
- ・ 関連機関との共同作業により TRU 廃棄物の地層処分についての今後の研究開発課題を抽出し、取りまとめた。

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・ 高 廃棄物の余裕深度処分について、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。
- ・ ウラン廃棄物のクリアランスレベル等基準値を試算する。【保安院受託】
- ・ TRU 廃棄物と高レベル廃棄物併置処分の相互影響評価に関して、バリア機能評価を含む安全評価手法の開発を開始する。【保安院受託】
- ・ ベントナイトの高 pH 条件における溶解データ及びセメント系材料への核種収着データを取得する。
- ・ 地層処分に関して、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するとともに、相互作用評価モデルを整備する。

[19年度の計画]

- ・ TRU 廃棄物の併置処分評価に適用できるデータ取得とモデル開発
- ・ 返還低レベル廃棄物ガラス固化体の溶解データの取得
- ・ TRU 廃棄物およびウラン廃棄物について、廃棄物の特性及び処分方法に応じた安全解析を実施する

(4) 評価及び留意事項

低レベル廃棄物の処分に関する研究が一部共同・受託・委託研究として進められている。余裕深度処分の安全審査、TRU やウラン廃棄物の処分の基本的な考え方の検討に不可欠な研究である。

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) 17年度の主な成果

- ・計算コード(DecDose)を用いて参考原子力発電所廃止措置時の公衆被ばく線量を計算し、パラメータの重要度を分類した。また、作業者の被ばくについては、職種別の外部被ばく線量を評価できる手法を整備し、作業者被ばく評価プログラムの第一次版を作成した。【保安院受託】
- ・クリアランスに係る放射性核種選択、評価単位の設定、放射能濃度の偏りの問題等を調査した。これに基づき、規制行政庁によるクリアランス技術基準策定に協力した。【保安院受託】
- ・クリアランス検認に関して、コンクリート表面を対象として、可搬型 Ge 検出器による建屋一括測定及び検出特性評価計算を行い、測定手法を提示するとともに、配管、平板、コンクリートブロックの放射線計数値から放射能濃度への換算に利用可能な換算テーブルを整備した。【保安院受託】
- ・廃止措置の終了に関して、米国・ドイツの規制動向、代表的施設の解放状況及び具体的な手法に関する調査を行い、サイト解放に係わる制度化の枠組みの検討に基づいた技術的検討課題を提示した。【保安院受託】
- ・国内外の除染・解体技術及び廃止措置状況の情報を収集し、核燃料サイクル施設に特徴的な安全確保対策や安全評価手法のあり方を提示した。【保安院受託】

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・発電用原子炉を対象とした作業者の被ばく評価手法を整備する。【保安院受託】
- ・発電用原子炉を対象としたサイト解放に関する基準・検認手法を調査する。【保安院受託】
- ・核燃料サイクル施設を対象とした廃止措置の特徴・安全確保対策のまとめ、安全評価手法のあり方・必要性を検討する。【保安院受託】

[19年度の計画]

- ・廃止措置中あるいは準備中の原子炉施設において、安全評価に必要となる、機器解体による放射性物質の移行挙動データを実験的に取得する。
- ・サイト解放（廃止措置の終了）の際の検認手法について、解放基準濃度計算コードの整備に着手するとともに、検認手順検討のための知見を蓄積する。

- ・核燃料サイクル施設の廃止措置の安全な遂行のために必要な技術基準を検討する。
- ・発電炉解体の作業従事者被ばくについて、合理的な被ばく評価方法を提案する。

(4) 評価及び留意事項

廃止措置に係る安全評価手法の研究が一部受託研究として行われている。自らの施設の廃止措置にも関わるので、安全かつ合理的な廃止措置を目指して、着実に行うべき研究である。

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年度の主な成果

- ・原子炉施設において原子炉運転中の中性子束分布及び原子炉構造材の放射化量を評価する手法を開発した。中性子束分布については、炉心構造材領域とその外側の遮へい体領域に区分し、各領域の中性子束強度の違いを考慮して評価できるものである。原子炉構造材の放射化量については、領域毎に評価した中性子束分布並びに原子炉の実効運転日数や構造材の元素組成に基づき、燃焼計算コードにより放射化放射エネルギーを評価できるものである。
- ・クリアランス検認に関するデータを拡充するため、原子炉施設におけるコンクリートへの汚染浸透に係る文献等の調査、建屋コンクリートのサンプリング分析等の現場調査を行った。コンクリートの骨材分離処理試験によってモルタルや骨材中の汚染状況を調べ、浸透したの汚染はモルタル中に限定されており、骨材への汚染はなく再利用が可能との見通しを得た。

(3) 18年度以降の計画

[18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。具体的には原子炉施設においては構造材中の放射化量計算評価の精度向上のため、元素組成分析等のデータ

に基づく検討、ウラン濃縮施設においては除染処理した実機部品を溶融した金属からの試料サンプリング採取による代表性確認を行う。

安全評価手法に関する試験装置開発を行う。構造材切断時の粉塵移行挙動試験に係る試験装置の設計、製作を行う。

敷地開放の安全評価手法に関するデータを拡充する。具体的には浅地中の放射線化学的、水理学的研究のため、廃棄物並びに周辺地質環境の既存の物理的・化学的データを整理する。

クリアランス検認に関するデータを整理する。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。

[19年度の計画]

放射能特性評価手法に関するデータの拡充では、原子炉施設においては構造材中の放射化量を計算評価しデータの検証を行い、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では、粉塵移行挙動に係るデータを取得する。

クリアランス検認に関するデータを拡充する。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とともに、ウラン濃縮施設においてはクリアランス検認に必要な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、アルミ材のウラン濃度分析を行う。

(4) 評価及び留意事項

廃止措置に係る安全評価手法の研究が一部受託研究として行われている。自らの施設の廃止措置にも関わるので、安全かつ合理的な廃止措置を目指して、着実に進むべき研究である。

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) 17年度の主な成果

- ・反応ジェットの流れ現象解明と検証データ蓄積のため、SWAT-3R 実験装置により最も厳しい大型炉 SG 中リーク条件で反応ジェットの温度分布及び破損伝播に関するデータを取得した。
- ・炉心損傷時の事象推移に係る実験研究では、再臨界排除の観点から重要となる溶融炉心物質流出挙動のメカニズム解明を狙い模擬物質を用いた可視型基礎試験の結果、早期流出を示唆する重要知見（流出経路内冷却材の早期排除、冷却材蒸気圧が流出の駆動力となる可能性）を得た。また、実証型試験として UO₂ 燃料を溶融させる炉内実験、及び電気加熱で燃料模擬物質を溶融させる炉外実験を実施し、実機相当の圧力条件で短時間に流出が期待できるとの見通しを得た。
- ・炉心損傷の後続過程の解析コード SIMMER-III について、実機評価上の主要現象である溶融燃料の固化・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。実用化戦略調査研究におけるナトリウム冷却 MOX 燃料炉における炉心損傷事故を対象として、プラント概念の炉心安全特性を明らかにし、再臨界問題排除成立性に概略見通しを得た。
- ・PSA 技術の高度化として、ナトリウム冷却系の機器信頼性データベース CORDS に基づき、最新の故障率パラメータ推定法を用いて定量的に推定できるようにした。

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・空気雰囲気中におけるナトリウム・コンクリート反応を模擬した試験、12Cr 鋼ウェステージ特性試験、TRUST-2 による水側熱伝達率測定試験、高温ラプチャ評価手法の検証
- ・フィードバック反応度成分特性試験の実施、及びその結果に基づく“Mimir-N2”、“Super-COPD”の整備
- ・長期除熱フェーズ試験の準備と実施、炉心物質流出挙動に関わるモデルの改良・検証、及び評価手法標準化、溶融炉心物質・コンクリート相互作用に係わる影響因子の検討・評価と実験条件の整理

[19年度の計画]

- ・微少漏えい挙動及び環境条件等の影響因子の検討・評価、12Cr 鋼ウェステージ率実験式の破損伝播解析コードへの反映、反応ジェットの伝熱流動特性の把握
- ・SASS の電磁石構成材料等の照射後試験の実施
- ・溶融炉心物質・コンクリート相互作用に係わる影響因子の検討・評価と実験条件の整理

- ・「もんじゅ」、実用炉等への適用を通じた PSA 手法の改良・整備

(4) 評価及び留意事項

当面の研究課題について着実な成果が得られているものと評価される。

高速増殖炉の安全評価技術に関する研究が一部共同・受託・委託研究として進められている。前例のない、もしくは少ない研究開発に伴うものであり、原子力安全の面においても、世界をリードする研究成果を得ることが期待される。

規制当局等において、常陽、もんじゅの開発成果を下に、燃料及び構造材料に関する技術的知見を整理し、将来を見据えた技術的ガイドライン、基準を順次、整備することとされている。JAEA としてもこうした活動に積極的に参画、協力していくことが望まれる。

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 年度の主な成果

- ・大気・陸域・海洋モデルの水循環計算の性能評価を実施し、大気・海洋結合計算の妥当性と地域環境の水収支を概ね再現できることを確認するとともに、日本海における核実験フォールアウト起源の人工放射性核種分布マップを初めて作成した。
- ・拡散評価コードについて、性能調査項目の把握を進めるとともに、鉱山跡地が

- らの環境データの蓄積を継続し、平成 14～16 年度までのデータを解析した
- ・小動物簡易モデルを用いた中性子線量分布シミュレーション解析により、エネルギー沈着に寄与する電子、陽子等の割合の中性子エネルギー及び小動物体積依存性を明らかにするとともに、日本人成人男性の CT 画像を用いて、立位数値ファントムの胴体部を完成させた。
 - ・中性子の飛跡構造計算コードを開発し、陽子線、 α 線による DNA 損傷シミュレーションを進め二本鎖切断収率の LET 依存性の基礎データを取得するとともに、鎖切断に対する修復シミュレーションを開始し、一本鎖切断の末端の挙動を明らかにした。

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・大気・陸域・海洋での環境負荷物質移行の個別モデルの開発を開始する。モデル検証データの取得観測を開始する。日本海での物質吸脱着計算コードを試作する。
- ・措置工事期間の環境データを取得し、拡散評価コードの性能調査を実施する。
- ・小動物精密モデルを開発し、線量分布を詳細に解析する。立位及び臥位ボクセルファントムを用い体内線源による臓器線量を評価する。
- ・重粒子飛跡計算コードを開発するとともに、鎖切断修復タンパク Ku の機構研究を行う。幹細胞を識別できる臓器細胞 3 次元画像データの取得と解析を行う。

[19年度の計画]

- ・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、Ku の次に働く DNA-PKcs タンパクの結合過程をシミュレーションする。飛跡構造計算を幹細胞詳細モデルに組込む。

(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が一部共同・受託研究として進められている。多くの研究代表者・グループによる研究であるので、よく連携して体系的に行うことが望まれる。

個別の研究テーマについては着実な成果が得られているものと評価される。

放射線リスク、拡散予測を含めた放射線影響評価に関する研究について、我が国で

は、大学、放医研、放影研、JAEA等の多数の機関が個々の機関の研究ポテンシャルを生かしつつ分担して進められている。しかしながら、一般的には本分野の研究の全体像が理解しやすい形で提示されていないこともあり、研究全体が体系的かつ効率的に行われているか否か判断が難しいとの指摘もある。したがって、最終的には原子力安全委員会による総合調整が行われるにしても、当面、関係機関の協力を得て、JAEAが主導的に本分野の研究課題の鳥瞰図及びロードマップの策定を行うことが適切と考えられる。

4.7 原子力防災分野

4.7.1 原子力防災等に対する技術的支援

(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) 17年度の主な成果

- ・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。【内閣府受託】
- ・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に着手し、避難の判断のための環境条件及び主要な防護指標を明らかにすると共に、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ベータベースを整備した。【JNES受託】

(3) 18年度以降の計画

[18年度の研究実施内容]

- ・短期防護対策の指標や実施範囲及び時期についてPSA手法を用いて検討し課題を抽出する。
- ・専門家支援のための技術マニュアルの検討を継続し、原子炉施設の事故状態評価及び環境線量評価の基本的考え方、手順をまとめる。

- ・避難計画の迅速策定のための解析モデル、データベースを調査・検討する。
また、情報共有のための国内システムを開発するとともに、可視化表示に関する試験、調査を実施する。

[19年度の計画]

- ・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継続する。また、可視化のための調査を継続する。

(4) 評価及び留意事項

原子力防災技術に関する研究が一部受託研究として進められているが、人員は必ずしも十分とは言えないのではないかと。

5 . おわりに

平成 18 年度に開催した 2 回の安全研究審議会の会合では、まずは安全研究審議会の役割と審議・評価の進め方に関する議論を行った。その結果、本審議会では、安全研究の実施上の様々な課題に関する議論に重点を置くこととした。本審議会での議論をより有意義なものとするため、今後とも、より良い審議・評価の進め方を試行錯誤していきたい。

平成 17 年度の成果については、法人統合に伴う組織変化及び研究財源の大きな変化の影響を被ったにも関わらず、多くの分野において所期の計画内容が達成されたことについて、敬意を表する。平成 18 年度以降の研究計画については、基本的には国のニーズに沿ったものと考えられるが、鳥瞰的整理や各分野での工程表を作成して戦略的に取組むことを期待する。

本年度の審議会において示した留意事項については、一朝一夕では解決できないような大きな観点のものもあるが、これは JAEA への期待が大きいことの裏返しでもあることから、是非取組んでいただきたい。今後、随時、本審議会にこうした課題への取組状況を報告いただき、皆で知恵を出し合っていきたい。

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	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	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（規制システム分野、軽水炉分野、核燃料サイクル分野、放射性廃棄物・廃止措置分野、新型炉分野、放射線影響分野、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地層処分研究開発検討委員会(18 地(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。