

独立行政法人 日本原子力研究開発機構
平成 21 年度安全研究審議会評価報告書
—平成 20 年度までの成果の評価と
平成 22 年度以降の研究の方向性についての
事前評価—

平成22年8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 第1期重点安全研究計画に沿った研究の平成 20 年度までの成果
 - 3.2 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性についての事前評価
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22年1月27日に、第七回の会合を開催し、平成20年度までの成果の評価、及び平成22年度以降の研究の方向性について事前評価するため、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るとともに、これらについて審議した。

本報告書は、これらの審議を踏まえ、平成20年度までの成果の評価、及び平成22年度以降の研究の方向性について事前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「第1期重点安全研究計画」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、原子力基礎工学部門、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。

また、原子力安全委員会では、第1期重点安全研究計画が平成21年度で終了するため、平成22年度からの5年間を対象とした「原子力の重点安全研究計画(第2期)」(以下、「第2期重点安全研究計画」という)を平成21年8月に決定した。この第2期重点安全研究計画では、重点安全研究計画に示された7分野11課題の研究は、5分野10課題(表2参照)に再分類された。

重点安全研究計画における安全研究の分野と課題について、第1期計画と第2期計画で比較すると、①規制システム分野、④放射性廃棄物・廃止措置分野、⑥放射線影響分野、⑦原子力防災分野に大きな変更は行われていない。しかし、第1期計画では原子力施設別に②軽水炉分野、③核燃料サイクル分野、⑤新型炉とされていたものが、第2期計画においては、Ⅱの原子力施設分野に統合された。従って原子力機構においては、第2期計画に沿った研究をどのように実施するか、再検討することである。

表1 原子力研究開発機構における重点安全研究(第1期)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

注)原子力安全委員会では、平成 20 年に第1期重点安全研究計画の中間評価を行っており、その際、IV. 放射性廃棄物・廃止措置分野について、地層処分技術、余裕深度処分・浅地中処分技術、廃止措置技術(廃止措置、関連する廃棄物の処理技術等)と、分類が変更された。

表2 重点安全研究課題(第2期)

分類番号	研究課題
Ⅰ. 規制システム分野	
1-1	リスク情報の活用
1-2	事故・故障要因等の解析評価技術
Ⅱ. 原子炉施設分野(軽水炉施設、核燃料サイクル施設、新型炉)	
2-1	安全評価技術
2-2	材料劣化・高経年化対策技術
2-3	耐震安全技術
Ⅲ. 放射性廃棄物・廃止措置分野	
3-1	地層処分技術
3-2	余裕深度処分・浅地中処分技術
3-3	廃止措置技術(廃止措置、関連する廃棄物の処理技術等)
Ⅳ. 放射線影響分野	
4-1	放射線リスク・影響評価技術
Ⅴ. 原子力防災分野	
5-1	原子力防災技術

(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)」、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 17～20 年度の成果と平成 21 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、第七回会合において説明があった。

(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17～20年度の成果及び21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17～20年度の成果及び21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 第1期重点安全研究計画に沿った研究の平成20年度までの成果

(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第1期重点安全研究計画等を踏まえて各研究が着実に行われており、全体としてよい成果をあげていると、概ね評価できる。

(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。

- 概ね良好と思われるが、経年変化、地震など外的事象のPSA(内部事象のPSAとの関連づけなど)の更なる充実が望まれる。

また特に、個別課題に対して、以下のようなコメントがあった。

- 島根県の防災計画策定に際して、技術的支援を行なった件については、高く評価したい。研究所における研究と現場のすり合わせはきわめて重要であり、研究者自身が現場の課題を具体的に把握し、自らの技術が活用される現場に立ち会う経験を、人材育成の観点から、ふやすようにしていただきたい。社会から信頼される研究者こそが、今求められている。

3.2 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性についての事前評価

(1) 全般的所見

現時点では不確定な点もあるが、基本的には概ね妥当である。

(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。

- 単なる延長ではなく、新たな視点に立った研究計画の立案を期待する。
- 社会への発信が課題となり続けており、第2期では是非これにも取り組んで欲しい。
- 人材育成には引き続き努力して欲しい。
- 重点安全研究10項目に対し、5年間の研究成果の評価を定量的に実施できるような評価方法を事前に設定しておいて欲しい。例えば、「5年間にいくつかの節目と節目における成果目標を設定し、評価はその進捗度で行う」方法等考えて欲しい。要は、長い期間の研究成果を「定性的表現に対する評価」でなく、「計画時点に設定した目標(成果)に対する達成度」で評価した方がよい。
- 安全研究は、水準の高い技術的研究の遂行を前提としつつ、それを社会に発信することによって、成就するものとする。本機構での篤実な安全研究の担い手である研究者の顔が見えるような、社会への発信が重要ではないか。原子力技術の場合、他の技術とは異なり、技術者や研究者が黒子としてくもくと仕事をするだけでは、社会

の信頼が得にくい分野である。研究成果の「わかりやすい」説明のみならず、研究者や組織の姿勢が発信されるべきであろう。

- 安全を支える人材の継続的な育成なしには今後の安全研究センターの使命が果たせなくなる。規制側、産業界、大学側及び海外の機関との交流等を含めて幅広い人材育成プログラムを考える必要があるのではないか。

また特に、個別課題に対して、以下のようなコメントがあった。

- 「40年を超えたプラントも十分安全性が確保できている」ことをシステム全体で評価して分かりやすく説明する手法も検討して頂きたい。
- 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究は設備の保全技術と密接に関係しているものと思われる。材料の劣化の起因機構とその進展の機構は放射線を含むその使用環境との関係から検討されていることはよくわかりますが、発生を防ぐ、あるいは進展を緩和する対策を考える保全技術へと繋がっているのでしょうか。高経年化機器の健全性確認に留めず保全技術との連携によって高経年化対策技術体系の確立を期待する。
- 廃止措置については、研究の成果が今後の軽水炉の廃止措置計画及び解体工事に活用されるよう、研究計画や成果の公開や報告会の開催等に留意して頂きたい。
- 地層処分実施の計画がやや遅れることになっているとは言え、本質的に現在の科学の時間スケールを超えた事象の予測を要する研究であり、可能な限りのデータの取得と、新たなシミュレーション手法の開発に努められたい。また、この研究で得られた知見の限界についても常に社会に説明するようにしていただきたい。
- もんじゅ運転再開後実施予定各種試験時のプラント・パラメータをもとに、各種設計コードの検証に努めて頂きたい。
- もんじゅの試運転経験を実証炉の概念設計の検討に反映することが必要である。

4. 課題別評価結果

第1期重点安全研究計画に定められた13の課題とそれに対応する形で第2期計画に沿った研究の方向性について、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等も参考とした。

なお、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) 第1期重点安全研究計画に沿った研究について研究の概要や20年度までの主要な研究成果、安全研究委員会等における質問、助言を含め、今後の研究において留意して欲しいことと、これらの指摘に対する研究実施者側の回答も示す。さらに、第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性について、(2)に、具体的な課題や方向性についての安全研究委員会等での意見とそれに対する回答を示す。

なお、以下においては、研究成果に関するご意見や、第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性等について、部分的に記載がないものがある。これは、研究開発部門に設置された各種委員会の位置付けや開催時期、事業仕分けの対象となった研究開発部門をはじめとする予算状況がより不透明な部門において検討中であるためである。

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

(第1期の1-1-1、第2期の1-1に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。

[20年度までの主要な研究成果と活用]

- レベル2及び3PSAの不確実さ評価手順を整備した。この成果は、原子力学会のレベル2及び3PSA標準に反映された。
- 軽水炉性能目標案を提示し、導出に係る技術情報をまとめた。この成果を原子力安全委員会での審議のために提供し、軽水炉性能目標値の決定に大きく貢献した。
- 不確実さ寄与度に関する新しい重要度指標を提案した。
- MOX燃料加工施設に対する内的事象PSA手法を整備し実施手順書を作成した。この成果により、規制庁のリスク評価レビューに貢献した。
- MOXモデルプラントのリスクプロファイルを明らかにした。
- 事故影響評価に必要な基礎的データを整備した。

[平成20年度までの研究成果に関するご意見等]

- PSAは具体的な成果が見えにくい分野なので、対外的な規制に対する貢献の例は前面に出される方が良いと考える。

～回答～

拝承。原子力安全委員会等の安全目標、性能目標の策定、防災指針見直し等にご貢献しておりますが、そのように努めてまいります。

- リスク評価手法の高度化への寄与と共に、原子力安全委員会等における安全目標、性能目標の策定、防災指針改訂等への反映が図られたことも評価する。
- 核燃料サイクル施設について信頼性の高い／精度向上につながるdataをいかに収集／整理していくのかの具体的手順はどのようなものでしょうか？

～回答～

現在、東海再処理施設の保守記録からの機器故障率に加え、原子炉施設等の既存の故障率から機器の類似性を考慮して援用可能な一般故障率データベースの整備を進めています。また、今後の六ヶ所再処理施設の運転実績を反映して一般故障から当該施設固有の故障率を導出する手順の整備も併せて実施しています。

- シビアアクシデントに関する知見として、JNES受託のヨウ素化学モデルを取り込むのはわかるが、それだけで良いのか？OECDプロジェクト等、国際的に得られた知見を反映していくべきだ。

～回答～

拝承。国際共同研究等で得られた最新知見を反映するよう努めてまいります。

- PSA手法として、開発段階にあるものと適用段階にあるもの、これらの区別がわかるような記述が望ましい。JNESとJAEAはPSAに関してどのような役割分担を持って研究に取り込んで

いるのか。役割分担を説明できるようにしてほしい。

～回答～

主に不確実さ評価技術を含む PSA モデルの高度化に向けた研究に注力しています。核燃料施設の PSA では、まず JAEA で MOX 核燃料加工施設の PSA の基本的実施手順を考案、整備し、JNES が引き継いで整備を進めるといった役割分担で行いました。

- PSA の評価対象施設として、再処理、MOX加工とも具体的な評価対象施設を明示して頂く方が良いと考える(評価結果が施設立地依存性が大きい)

～回答～

再処理、MOX 加工施設とも JNFL の施設を念頭に整備しております。

- PSA 手法の高度化では、レベル3PSA 手法の不確実さ評価への取り組みを評価する。
- PSA 手法の活用に係わる核燃料サイクル施設の性能目標策定については、新たな概念導入が必要であり、成果を期待したい。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- リスク評価基盤技術の整備として、不確実さ・感度解析手法の高度化、重要度評価手法の整備、レベル2・3PSA手法の高度化、リスクを考慮した意思決定手法に関する研究
- 核燃料サイクル施設に対するPSA手法の高度化
(役割としては、PSA 手法開発に関連する研究及びリスク概念を活用する基本政策に係る研究を主として担うことが考えられる。)

[研究の方向性]

- 安全分野の横断的課題に対処するためには、リスク評価基盤技術の維持と最新の知見の反映による進展が必要である。リスク情報を活用した規制の体系化、安全上の課題検討等の国の規制ニーズを睨みつつ、JNESとの連携、役割分担を踏まえ、また国際動向を注視して評価手法を整備する。

[具体的な課題]

- リスク寄与因子を同定するための重要度指標の開発、最新知見に基づくレベル2及び3PSA手法の改良、統計的安全評価への対応も考慮した不確実さ・感度解析手法に関する研究を中心にリスク評価基盤技術を整備する。
- 核燃料サイクル施設のリスク情報活用の支援として、リスク上重要な事象のソースターム評

価手法の高度化を図る。

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見等]

- 今後も、本研究課題へのニーズは高く、引き続き着実な遂行が望まれる。
- 範囲が多岐にわたるので、種々の情報を集約して、課題を効率的に摘出して欲しい。
- PSAの活用に関しては、JNESが具体的評価手法開発から実機評価に至るまで活動しているが、JAEAの活動との仕分けの考え方が必要ではないか？

～回答～

主に不確実さ評価技術を含む PSA モデルの高度化等、基礎基盤的研究に注力しています。

- IAEA等の国際的な安全規制の動向に対応する上で、リスク評価や防災に関する研究課題は少なくない。ニーズに適切に対応した着実な研究遂行を期待する。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

4. 1. 2 事故・故障分析、情報収集

(第1期の 1-1-2、第2期の 1-2 に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。

[20 年度までの主要な研究成果と活用]

- 2005-2008年にIRSに報告された事例315件を分析し、規制機関や電力会社など関係各機関に配布した。
- 2005-2008年にINESに報告された事例117件を分析し、和訳情報をインターネットで公開した。
- 米国原子力規制委員会の規制関連文書を分析し、報告書を作成した。

[平成 20 年度までの研究成果に関するご意見等]

- 事故・故障分析のテーマは、地味な活動ながら、運転経験を安全確保に反映する上で、非常に有益なものとする。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- トラブルに係る情報の収集、分析、評価
- 海外の規制等に係る情報の収集、整備

[研究の方向性]

- 国際的に運転経験のフィードバックの重要性が認識されており、各国の規制機関や産業界で事故故障の分析評価を実施している。我が国においても原子力安全委員会が事業者に事故故障事例の分析評価の実施を推奨している。JAEAは、規制支援活動として国内外における事故故障事例の分析を実施する。

[具体的な課題]

- 事故・故障の分析評価に関する研究を継続する。

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見等]

- 事故・故障分析に係わるテーマについても、特に継続した取り組みが重要である。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

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

(第1期の 2-1-1、第2期の 2-1 の一部に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。

[20年度までの主要な研究成果と活用]

- 燃焼度77 GWd/tまで破損しきい値などに関するデータを拡充した。
- 新たに開発した高温カプセルを用いて実機の冷却条件を模擬し、燃料挙動データを取得した。この成果は高温水条件で世界初のものである。
- 実機照射プルサーマル燃料を対象に実験を行い、室温及び高温条件において燃料挙動データを取得した。この成果は、水条件下で世界初であり PHYSOR'08 最優秀論文賞を獲得した。
- RIA条件下で燃料が破損に至る際のメカニズムを検討し、破損限界と被覆管外面酸化膜厚さとの相関を実験的及び解析的に明らかにした。この成果は、第40回日本原子力学会賞で論文賞を受賞した。
- これらの成果を踏まえ、RIA時の燃料破損しきい値について、燃料の性能向上を反映可能な基準の策定に向け、燃焼度に代わる新たな指標を提案し、高い科学的合理性、適正な安全余裕を備えた安全基準の方向性を示すとともに、65 GWd/tを超える燃焼度範囲やプルサーマル燃料に対し、現行RIA基準の安全余裕を確認し個別の安全審査や立地地域などへの説明を支援した。
- RANNSコードの開発を進めて被覆管内応力歪み分布や燃料ペレット内の熱応力分布などを解析し、燃料破損に至る条件やFPガス放出条件などについてNSRR実験の結果を評価した。
- 冷却材喪失事故(LOCA)時燃料挙動として、燃料棒の急冷時破断限界や被覆管酸化速度に関するデータを燃焼度76 GWd/tまで取得した。この成果は、WRFPM 2008で最優秀論文賞を獲得した。ECCS性能評価指針について高燃焼度領域における安全余裕を確認し、個別の安全審査や立地地域などへの説明を支援した。
- 高燃焼度燃料挙動解析コードFEMAXI-7のリリースに向けてFEMAXIコードの開発、高度化を継続するとともに、クロスチェック用解析コードとしてJNESに提供した。
- MOX炉心のドップラー反応度測定として、基礎データ取得のためU燃料炉心においてU-238ドップラー反応度測定を実施するとともに、次年度以降に実施するPuサンプルを用いた実験を準備した

[平成20年度までの研究成果に関するご意見等]

- NSRRの研究成果をわかりやすい形で国民にPRできるようにすることに一層努力すべきと思います。プルサーマルの説明会場から出る質問もNSRRのデータで正確に回答できている。JAEAの説明責任をより積極的に示すためにも必要と思います。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。

～回答～

商業炉の安全性に関する説明責任は事業者にあり、JAEA は国の安全規制が科学的な合理性をもって行われていることをわかりやすく示すことにより、規制行政を支援していきたいと考えております。NSRR 実験のデータは、立地地域住民の方々の間などで関心が高いことから、よりわかりやすい説明に努めてまいりたいと考えております。

- NSRRを用いて高燃焼度燃料に対する実験及び解析が着実に進められている。
- 冷却材喪失事故時燃料挙動研究において高燃焼度領域における安全余裕が示されたことは貴重な成果であり、その成果が国際的に共有されるよう努めて欲しい。NSRRを用いて高燃焼度燃料に対する実験及び解析が着実に進められている。

～回答～

拝承。国内外への成果の発信に努めてまいります。なお、OECD/NEA 燃料安全ワーキンググループにおいて LOCA 基準の国際比較を行う活動を JAEA がリードしており、これらの場で、成果が、より有効に活用されるよう努めたいと考えております。

- 高温条件の研究成果が得られており、適正な安全基準に、これからも邁進して頂きたい。

～回答～

ありがとうございます。鋭意、努めてまいりますので、引き続き御支援を宜しくお願い致します。

- 軽水炉燃料の高燃焼度化に係わる安全性研究として、本研究は国際的にも唯一の実験研究であり、大きな成果を得ているものと高く評価できる。
- 破損限界について被覆管外面酸化膜厚さで整理されたことは安全基準の策定に資するものと評価される。さらに整理できる物理にまで踏み込めることが理想的。

～回答～

ありがとうございます。原子炉実験、分離効果実験、解析を組合せ、より機構論的な取り組みにも力を注いでいきたいと考えております。

- 第1期の研究成果がひととおりまとまった時点で、原安委、保安院にも、情報提供されることも考慮されたいと考える。

～回答～

研究成果は速やかに原安委、保安院に伝えるよう努めておりますが、今後は、原安委の原子力安全基準・指針専門部会燃料関連指針類検討小委員会などの場において基準類への反映に努めたいと考えております。宜しく御支援願います。

- 基準に関する欧米との考え方の比較は重要であり、研究計画の方向性にも影響するので、体系的にまとめ頂けたらと考える。

～回答～

LOCA 基準については OECD/NEA 燃料安全ワーキンググループにおいて国際比較を行う活動を JAEA がリードしており、技術意見書の作成を進めております。また、同ワーキンググループでは、OECD 加盟各国における安全基準とその技術的根拠とに関する報告書作成を開始しており、JAEA は JNES とともにこれに協力しております。同ワーキンググループの活動につきましては、産業界からの御支援も賜りたいと考えており、宜しくお願い致します。

- 事故時燃料挙動の研究において、反応度事故評価について、新開発カプセル等を用いデータ範囲が拡充された。
- 高燃焼度燃料による NSRR 実験については、計画通りの実験が遂行され、ウラン及び MOX 燃料データの拡充と破損メカニズム解明が進展したことは高く評価する。
- 解析コードの開発についても、改良と共に、実験解析への活用が図られた。今後とも、実験データによる検証を踏まえ、実用性の高いものへの改良を期待する。

～回答～

鋭意、進めてまいります。

- LOCA 時燃料挙動についても、高燃焼度領域のデータ拡充がなされ、現行の安全基準の妥当性が実証されたことの意義は大きい。今後は、国際的な動向も踏まえた成果のまとめが課題である。

～回答～

OECD/NEA 燃料安全ワーキンググループにおいて LOCA 基準の国際比較をリードしており、国際的な動向を踏まえた成果のとりまとめに努めてまいります。

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 軽水炉の供用期間延長、燃料の高燃焼度化、MOX 燃料の利用(プルサーマル)、長サイクル運転、出力増強等、軽水炉利用の高度化に対応するための安全評価技術の開発及びデータベースの構築整備が必要。研究内容としては、軽水炉利用の高度化に際して導入される燃料の安全性に関する知見・データの整備及び安全評価技術に関する研究、熱水力学的安全評価技術の高精度化に関する研究等。

特に重点化すべき研究事例としては、軽水炉利用の高度化に係る事故時燃料挙動に関する基礎データの中長期的取得、安全評価技術の高精度化

必要な基礎・基盤的な研究事例としては、核・熱・材料に係る複合的評価技術の高度化、軽水炉利用の高度化に係る燃料挙動評価及び関連の現象モデル等の整備、単相及び二相 3次元流動に係る数値流体力学解析(CFD)手法の整備と最適評価コード整備への応用、シビ

アアクシデントに関する研究

[研究の方向性]

- 欧州より高燃焼度高度化燃料を入手し、事故時燃料挙動実験を継続するとともに、OECD/NEA CABRI水ループ計画への参加を通じてデータを入手する。
- 仏IRSNと共同してFPガス動的挙動実験をNSRRにおいて実施する。
- 多軸応力下被覆管機械特性測定試験(東京農工大との共同研究)など、炉外においてRIA時の燃料挙動を模擬する分離効果試験技術の開発を進めるとともに、初亀裂先端部における応力集中などに関する理解をもとに破損予測モデルを開発し、RANNSコードにおける破損予測精度の向上を目指す。また、コードの性能評価のため、OECD/NEA/WGFS (燃料安全ワーキンググループ)におけるコードベンチマークをIRSNとともにリードする。
- OECD/NEA/WGFSにおいて国際的な共通理解に向けた検討タスクをリードする。
- FEMAXIコードの開発を継続し、IAEAにおけるコードベンチマークFUMEX-IIIへの参加等を通じて人材を育成する。また、動力炉において観察された被覆管の特異な腐食(原子燃料工業との共同研究)や将来の導入が予定されているZr-Nb二元系合金の腐食メカニズム(東北大との共同研究)など、産学と連携した基礎的な研究を進める。
- NSRRにおいて高温ガス炉燃料の未照射燃料実験を実施するとともに照射済実験に向けたDOEとの協力を検討する。さらにTRIGA燃料実験を継続するとともに、次世代研究炉燃料であるU-Mo燃料について実験の実施に向けたNSRR原子炉設置変更等を検討する。
- STACYの更新を通じ、濃縮度5%超燃料等の臨界安全研究に向けて展開する。

[具体的な課題]

- 改良合金を用いた被覆管や添加物ペレットなどを用いた、近い将来に導入が予定されている高度化燃料に関する事故時燃料挙動データの整備(さらなる高燃焼度化、出力増強、最適運転サイクルの導入に対する安全審査に必要)。
- RIA時の過渡変化初期におけるFPガスの放出、ペレット膨脹に与える寄与の解明(プルサーマルの安全性に関して特に重要)。
- 多くの実証的実験によらないRIA時の安全性確認
- LOCA時の炉心冷却可能限界の根拠とする考え方の整理(日欧の考え方の違い)
- 基盤的な燃料安全研究の実施。人材維持のためにも重要
- 研究炉を含めた次世代炉に向けた展開
- Pu体系でのドップラー反応度測定並びに臨界安全研究に関する基盤の維持、確保

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見等]

- フルMOXのドップラー反応度データなども重要。

～回答～

重要課題の一つと考えており、鋭意、進めてまいります。

- 海外との協力を積極的に行い、NSRRの特徴をいかして効率的に進めて欲しい。

～回答～

OECD/NEA プロジェクト(CIP)の枠組みを活かし、NSRR 実験、仏 CABRI 実験のデータや各国が開発している燃料挙動解析コードに関する情報の共有を進めており、今後も研究の効率化に努めてまいります。

- 第2期計画を着実に遂行し、実験研究成果をあげると共に、国際的動向も踏まえ、成果の効果的な活用に留意した取り組みを期待する。
- MOXドップラー反応度測定については、今後の軽水炉でのMOX燃料利用に備えた実験準備がなされたが、ニーズに対応したタイムリーな成果を期待する。

～回答～

鋭意、進めてまいります。

- MOX燃料に関するdataの取得とmodel化を着実に産学連携のもとで進めていただきたい。向こう10年もLWR時代とした時にも対応できることが望ましいと個人的には期待。
- 継続して、着実に研究の遂行を期待する。

～回答～

MOX燃料(プルサーマル)につきましては、その高燃焼度化、高富化度化をも踏まえて研究を進めてまいりたいと考えており、実施にあたっては産学との連携が不可欠と考えております。先行基礎工学研究などの制度を利用し、大学との協力の拡大を図っております。

- 人員・予算が減少する状況に対して、産業界・大学等との役割分担を明確にして取組んでいくことが不可欠な時代となっている。実機とモデルをつなぐ中核機関として、NSRRによるデータ取得とともに実燃料に対する分析技術を高度化することに力をそそいで欲しい。

～回答～

役割分担につきましては、JAEA も参加している産学官による燃料高度化技術戦略マップの中で示されており、今後も同戦略マップのローリングを通じて、産学官の総体としてより効率的な取り組みが行われるよう努めてまいります。実燃料に対する分析技術につきましては、JAEA 他部門と協力し、軽水炉燃焼燃料の核分裂生成核種組成測定試験などを進めております。

- 燃料高度化技術戦略マップにおいて一応の整理がなされてはいるものの、燃料安全分野における官民の役割分担、JNESとJAEAとの役割分担について改めて整理しておくこと。

～回答～

拝承。独りよがりの役割分担とならぬよう、今後も産業界、JNES などと協議、検討を進めてまいります。

- 反応度事故のPCMI破損しきい値において、燃焼度に代えて被覆管表面酸化膜厚さを指標とする際、酸化膜厚さの値は測定によるのか評価によるのか、適用にあたって用いる手法について検討しておくこと。

～回答～

評価に基づくと考えております。燃焼度に代えて被覆管表面酸化膜厚さを指標とする場合、事業者には燃焼度と当該燃料の被覆管に形成される表面酸化膜の厚さとの関係を予め示すことが求められると考えております(この関係を用いると、被覆管表面酸化膜厚さは燃焼度に変換されます)

- 一連のRIA研究成果を踏まえて、より合理的な安全指標の構築に資して頂きたい。

～回答～

鋭意、努めてまいります。

- 今後の軽水炉利用の高度化にとって、極めてニーズの高い研究課題であると共に、内外の安全基準の基礎データを提供するものであり、計画に沿った着実な遂行が望まれる。

～回答～

鋭意、進めてまいります。

- 安全規制における判断基準等への成果の利用においては、日本と欧米ではかなりの差異がある事を踏まえ、国際協力を進め、国際的な動向も十分に考慮した上での研究の遂行を期待したい。

～回答～

鋭意、進めてまいります。

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

(第1期の 2-1-2、第2期の 2-1 の一部に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。

[20年度までの主要な研究成果と活用]

[研究の成果]

- 最適評価手法の開発 OECD/NEA ROSAプロジェクトを終了して、第2期計画を開始。LSTF実験によりBE手法の検証・開発に有用なデータを得るとともに、軽水炉の国際的な安全性向上に貢献した。
- 核熱安定性実験(THYNC実験)により、核熱特性の相違はBWRの炉心安定性に大きな影響を及ぼさないなど、核熱安定性に関する技術的知見を拡充した。
- 過渡ボイド試験 BWRの全炉心核熱結合解析に基づいた低温時及び高温待機時RIAを模擬する2種類の個別効果試験を行い、RIA時の出力過渡の評価に不可欠な過渡ボイド挙動データを取得した。
- BWRの実機熱水力条件下でPost-BT領域の変化(ドライアウト、リウエット)に関する試験データを取得し、学会標準推奨モデルの妥当性を評価した。
- RISA/JMTR伝熱促進試験を行い、照射下の界面活性(RISA)効果によって限界熱流束が向上することを確認した。この成果は、第39回日本原子力学会賞で技術賞を受賞した。
- ソースターム評価手法の開発 シビアアクシデント後の格納容器内環境を模擬し、照射下ガス状ヨウ素放出に対するpH、雰囲気、有機物などの環境影響に関する系統的パラメータ試験を行うとともに、ヨウ素化学挙動コードkicheを開発した。
- 地震時BWR安定性解析のためにTRAC/SKETCHコードを改良し、加振下核熱連成解析手法の整備を行った。

[成果の活用]

- 軽水炉事故時の現象解明と安全評価用熱水力BE手法の整備
- 軽水炉利用の高度化に伴うRIA指針やECCS性能評価指針等、審査基準の見直しに活用。過渡ボイド試験データをJNESや産業界に提供し、安全評価手法の検証などを支援
- 日本原子力学会が策定したPost-BT基準の技術的検討に有用な情報を提供
- AM策として未整備のシビアアクシデント後対策・防災対策解除の判断基準等の意思決定。

独自開発の水蒸気爆発評価コードJASMINEを公開し、JNESや産業界に提供・技術支援

[平成 20 年度までの研究成果に関するご意見等]

- JAEAに蓄積された技術を活用して、着実に成果をあげている。
- 大型研究施設の運営維持が困難な時世で、よく工夫された研究計画を策定されていると思う。
- LSTF施設をOECD/NEAプロジェクトとして有効に活用し、軽水炉の高度利用にとって有益な実規模実験データを取得、共有を図ったことは高く評価。
- BTの安全評価については、被覆管の酸化が使用済燃料の保管に耐えられるか、といった意見もあって、実機適用に至らなかったと聞いております。JAEAさんであれば燃料の炉心での挙動と、バックエンドの両方を研究されているので、広い視野に立った研究ロードマップの策定が必要と思います。

～回答～

拝承。対応する燃料の課題につきましては、学会での熱水力ロードマップでの議論を深めつつ、研究の方向や方策を探ることを計画します。

- LSTF(ROSA)の、海外研究施設に対する優位性や独自性を前面に出す工夫がもっとあってもよいと考える。
- 国際ベンチマーク結果については、アピールできるように志向されたと考える。
- 熱水力最適化手法の開発においては、OECD/NEA計画としてLSTFを活用し、BEコード検証の実規模実験データを取得したことは高く評価する。今後は、成果活用に向けた取り組みを期待する。
- Post-BT熱伝達試験については、基礎及び総合試験を実施し、検証用データを取得し、既存モデルとの比較を進めている。今後は、学会標準の評価などPost-BT 基準の適用を支援する方向への努力が望まれる。

～回答～

拝承。今回得られた成果は、学会標準に採用された相関式などと鋭意比較検討して、客観性と精度の向上を確認しつつ進めており、成果発表等を通じて、Post-BT 基準の利用や改訂に結びつけたい。

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 軽水炉利用の高度化に係る課題に関する研究
(高経年化、燃料の高燃焼度化や MOX 燃料の利用、出力増強、長サイクル運転など)
- 次世代軽水炉の新型の燃料や安全系に係る安全評価技術の研究

[研究の方向性]

- OECD/NEA ROSA-2プロジェクトを継続し、リスク情報を活用した規制に対応する中口径破断LOCAや AMの有効性評価に係る蒸気発生器伝熱管破損事故回復を模擬したLSTF実験を実施する。
- 次世代軽水炉が備える先進安全系の性能評価のため、LSTFシステム効果実験を計画する。
- LSTFシステム効果実験、並びに中・小型設備を用いた詳細な個別効果実験により、現行軽水炉の高度利用や新型軽水炉に係るより合理的な安全評価を目指したBE手法の高度化を図る。併せて、BEPU(統計的安全評価手法)の規制への適用に際する評価を行う。さらに、3次元二相流を扱うCFD手法の適用性検討やモデル開発をすすめ、対応する詳細実験により必要なデータベースを整備する。
- シビアアクシデントに関して、リスク評価上不確かさが大きい格納容器内ガス状ヨウ素放出挙動に係わる実験及び解析コードの整備を継続する。
- さらに、次世代軽水炉など新型軽水炉に対する規制での取り扱いの明確化に備え、シビアアクシデントを考慮した安全評価や安全機器の有効性評価に適用できる解析コードの整備を進める。

[具体的な課題]

- 単相及び二相3次元流動に係るCFD手法の整備と最適安全評価手法の開発への応用、LSTFを利用した総合試験や核熱結合実験装置(THYNC)等を利用した個別効果試験によるデータベースの拡充。
- シビアアクシデントに係る技術基盤の検討・整備。
- 燃料の高度化に対応した安全評価技術の整備。

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見等]

- 国際協力を活用して、実験施設の有効活用を計画している点を高く評価する。
- 海外の規制機関やメーカーからの受託がもっと容易にできるよう志向することも考慮されたらと考える。

～回答～

拝承。海外の規制機関を中心に国際共同研究として OECD/NEA ROSA-2 プロジェクトを実施して、成果を挙げつつあるが、今後は、新型軽水炉の安全確証など、ニーズに応えた研究によってより広範な受託研究を目指したい。

- 軽水炉利用高度化のための最適評価手法検証など、本計画に対するニーズは高い。
- シビアアクシデント研究と並んで、シビアアクシデントに至らないようにするという視点での研究も必要と思います。特に、国民目線では、シビアアクシデントというのは「おどろおどろしい」ものとして受け止められる。

～回答～

拝承。事故の進展を防止するアクシデントマネジメント策など、熱水力安全研究の成果を活かしてシビアアクシデントに至らない具体策の提案などを、今後も継続する計画です。

- 大型施設を維持することは大変であるが、国際協力等を活用されて実現されていることをぜひ続けて欲しい。
- コード開発においては、日本の基準に限らずに国際的な標準を意識して進めて欲しい。

～回答～

拝承。最適評価(BE)手法を統計手法と組み合わせることで規制へ利用する動きが国際的に見られるが、BE手法の良好な予測精度が前提であるため、LSTFの優位性を活かした国際ベンチマークの結果をはじめ、BE手法の性能改良上のポイントを内外に発信するとともに、国際標準を考慮しつつ我が国の規制に活かす計画である。

- LSTF施設は、国内だけでなく、国際的にも重要な大型実験施設であり、OECD/NEA ROSA-2プロジェクトを着実に遂行すると共に、BE手法の検証等、成果の有効な活用に向けた努力を期待したい。
- BE手法の高度化については、これまでのROSAプロジェクトで得られた新知見を生かしつつ、モデル開発・検証も含めた継続的な遂行が望まれる。

～回答～

拝承。ROSA-2プロジェクトは23年度迄の計画だが、LSTF実験データの取得にとどまらず、ブラインド解析などを通じたBE手法やモデルの検証・開発をはじめ、当初目標以上の成果を得るべく鋭意取り組みたい。

4. 2. 3 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

(第1期の2-2-1、第2期の2-2に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。

[20年度までの主要な研究成果と活用]

- 原子炉圧力容器及び配管に対する経年劣化やき裂進展評価等の確率論的評価手法を整備し、PFM解析コードに反映した。また、国際ラウンドロビンにより妥当性を確認した。この成果により、日本原子力学会賞を受賞した。
- 原子炉圧力容器(RPV)鋼の中性子照射脆化に関して、国際協力を通して破壊靱性マスターカーブ法整備に貢献するとともに、粒界脆化の発生可能性や評価法に関する知見を取得した。
- RPV鋼溶接熱影響部の照射脆化挙動評価に必要な破壊靱性等のデータを取得した。
- ケーブル劣化に関するメカニズム及び非破壊診断手法に関する知見を取得した。
- 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)に関して、JMTR照射材の照射後き裂進展試験データを取得し、IASCC評価ガイド策定に貢献した。
- 3次元仮想振動台の解析結果を実振動データと比較し、応答解析精度を検証することにより、実プラントデータによる地震応答解析技術を実証した。
- RPV鋼の破壊靱性評価手法としての破壊靱性マスターカーブ法試験法に関して、日本電気協会技術規程(JEAC)の策定または改定に対して、データ等を技術的根拠として提供する予定である。
- PFM解析コードの検証を踏まえ、供用期間中検査・保全技術や、高経年化技術評価審査マニュアル等への確率論的評価法導入のための技術基盤として提供する予定である。

[平成20年度までの研究成果に関するご意見等]

- 確率論的破壊力学解析手法・IASCCデータの蓄積など、着実に目標を達成している。
- 全体としては、適切に成果が得られているものと判断される。
- 確率論的破壊力学コードの開発は着実に進められている。
- 高経年化対応やリスク情報活用に関連し、本研究課題のニーズは高く、PFM解析コードの整備やIASCC基礎データ取得等の成果は評価する。
- 照射材のき裂進展試験データなどは、評価ガイド等への反映が図られている。
- PFMコードについて国際ラウンドロビンで妥当性が確認されたとありますが、PFMコードは他にも様々に提案されているのでしょうか？もしそうであれば、他に比べて物理的、精度的、汎用性等の視点で、どれだけ他に比べて優れているのでしょうか？

～回答～

米国や欧州の数カ国でも原子炉容器や配管に対する解析コードが開発されており、それぞれ各国における独自の材料劣化予測モデルや規格基準に対応した解析内容になっています。開発整備した解析コードは、脆化予測法やSCC進展予測、破壊力学手法評価等、我が国の規格基準や最新知見を反映しています。このため物理的、精度的に十分優れており、また標準問題によるラウンドロビンでその汎用性の面で妥当性が確認できたと考えています。

- IASCC研究の成果については、IASCC評価ガイドに反映されたとしているが、十分な成果にはなっていないと思う。今後JMTRを活用した研究の中で、どのように取り組んでいくのか示して欲しい。

～回答～

これまでの成果は評価ガイドラインのベースとなったが、メカニズム等について十分な理解は得られたとは言えない。原子力学会等における評価手法の高度化に向けた検討などを踏まえて、JMTR を利用した研究において放射線下の水質の把握などの課題に取り組み、評価手法の高度化に貢献していく所存です。

- 三次元仮想振動台の研究で、「実プラントデータによる地震応答解析技術を実証」とあるが詳細不明である。国の委員会では中越沖地震などで得られた具体的なデータが多く利用可能となっており、これらとの対比を含めた実証成果が示されることを希望する。

～回答～

原子力機構の原子炉実験施設で一つである HTTR に設置してある加速度計から得られたデータとシミュレーション計算を照合検証しました。中越沖地震等で得られたデータを用いた数値実験に関しては、今後も情報入手に努め、進めていく所存です。

- PFM解析手法の研究については、配管溶接部の残留応力評価手法の高度化など成果はあがっている。これを耐震裕度解析など活用につなげていくことが課題である。

～回答～

拝承。配管に対する確率論的破壊力学解析手法をさらに発展させ、耐震裕度解析などへも活用を図っていく所存です。

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 材料劣化現象の把握とトラブル原因の解明、長期予測と対応技術の開発・実証、形状が複雑な箇所等の健全性評価技術、経年劣化を考慮した確率論的破壊力学解析手法等に基づく構造信頼性評価手法及び長期保全評価手法に関する技術基盤の整備等が必要である。
- 原子力施設の材料劣化等の経年変化及び健全性評価に関して、原子力機構には以下のよう

な研究の実施が期待されている。

- JMTR等を用いた放射線、高温水に起因する原子炉材料の経年劣化に対する予測評価法の高度化の研究
- 確率論的破壊力学(PFM)解析手法を導入した検査や保全手法に関わる構造信頼性評価手法に関する研究
- 設備の健全性評価や材料劣化に関わるシミュレーション技術に関する研究
(再処理施設機器材料の高経年化評価手法の研究・・・核燃料サイクル施設の安全研究において対応)

[研究の方向性]

- JMTR等の施設基盤を活用し、機構論的観点から放射線、水環境等の原子力特有の環境に起因する材料劣化に関する研究や、より合理的に高経年化対策を評価するために必要な健全性評価・材料劣化の高度なシミュレーション技術の整備及び確率論的評価手法の導入に向けた研究に取り組む。また、実機供用材として「ふげん」の機器材料を用いた研究にも取り組む。

[具体的な課題]

- 長期供用に対応した材料劣化予測評価の高度化、データ等に基づく知見の高経年化技術評価審査マニュアル等に反映するために放射線に起因する原子炉材料の経年劣化に対する予測評価法に関して、JMTR等を活用し、長期供用時の実機条件下における劣化機構に着目し、新たな分析評価技術や試験技術を適用し、劣化予測評価法の精度向上を図る。そのために、以下の課題を実施する。
 - 原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化について、JMTR等を活用し、これまで十分に取組まれていない溶接熱影響部等の非均質性や超高照射量域の脆化機構に着目し、ナノ微細組織から破壊靱性における寸法効果までマルチスケールでの試験・シミュレーションにより、脆化予測精度向上に資するデータを取得する。
 - 炉内構造材の照射環境下での応力腐食割れについて、JMTRに整備を進めている照射下試験設備等を活用して、材料、放射線及び水環境の相互作用に着目したデータを取得する。
 - ケーブル絶縁劣化等の高経年化対策上重要な原子炉材料の劣化評価法や、制御棒用ハフニウムの照射成長等の予測精度向上に必要なデータを取得する。
- 構造健全性評価手法の高度化及び保全技術の有効性評価手法の整備として、解析・評価手法の規格基準類の高度化への活用を目指し、第1期中期計画で整備している確率論的破壊力学解析ツールの改良を進め、高経年化技術評価に関する判断基準等の高度化に対する科学的・合理的根拠を提示する。そのために、以下の課題を実行する。
 - 破壊力学的な構造健全性解析手法の高度化、構造信頼性評価手法の適用性検証

を行い、高経年化対策に関連する規制・基準の策定に必要な知見を提示するなど、構造健全性評価に関わる安全規制の技術基盤の整備を進める。

- 「ふげん」において長期間供用された材料等を用いる研究に取り組むことにより、従来の高経年化対策技術の妥当性の検証に資するデータを取得するとともに、長期保全技術の適用性や有効性の評価手法を整備する。
- 3次元仮想振動台の非弾性解析技術等の研究開発を行い、3次元仮想振動台を高機能化し、構造健全性評価手法の高度化に資する。

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見]

- 第1期計画の成果を踏まえ、全体としては適切な方針と判断される。ただし、高経年化炉対策技術全般に関して、国内産官学の研究全体が次年度から高経年化対応技術戦略マップにおける第2期ロードマップのもとで進められることとなり、同マップの内容、特に時間軸との整合性、成果活用(規格基準化など)へのステップなどについて一層具体化した形で進めていくことを期待する。
- 高経年化対策と検査や地震との関係を明確にして研究を進めて欲しい。
- ユーティリティ・メーカー・大学との役割分担を意識して、JAEAの特徴である分析力と多様な照射場による試験技術を活かして、研究を進めて欲しい。
- 軽水炉利用が長期化しつつあり、実際の利用に先んじて、経年化挙動の解明を進められることを期待する。
- 照射脆化機構をマルチスケールで理解、モデリングすることは重要であるが、実機で必要となるタイミングに間に合うような着実な計画の基で進めて頂きたい。
- 本研究課題を更に進めると共に、成果を安全規制や保全計画に有効に活用していくための方策の検証、構築が特に重要と考える。

～回答～

拝承。今後も高経年化対応技術戦略マップに沿って、実機の状況や成果の安全規制への反映を念頭に、産学官の連携に留意しつつ、JAEAの特長を活かした研究に取り組んでいく所存です。

- SCC以外について、FACや液滴衝撃エロージョン(LDI)、米国デービス・ベッセで発生したCRDM管台まわりの大規模腐食(我が国では水平展開済)なども、確率論的安全評価で考慮すべきではないか。

～回答～

拝承。これまでにFAC(流れ加速型腐食)やニッケル合金SCC等についても確率論的破壊力学解析コードを開発してきており、これらを発展的に用いる研究にも取り組んでいく予定です。

- 確率論的評価手法の利用は、どのような安全規制にするのかとリンクするはず。安全規制の

適切なあり方についてもメッセージを出して行って頂きたい。

- 確率論的破壊力学について、第1期計画では、残留応力のばらつきに着目した評価を行っているが、ばらつきとしては、荷重(地震荷重)を初めとして各種因子があり、第2期計画ではこれらを統括的に考慮して検討を進めてほしい。
- 確率論的破壊力学解析手法について、保全手法に係る評価手法に関する研究を進めて欲しい。
- PFM手法の高度化、保全技術の有効性評価については、成果の有効活用を特に意識した計画の遂行が望まれる。
- 材料劣化予測手法の高度化については、JMTR等のJAEA施設の効果的な活用を行って、ニーズに対応したデータの取得と成果の効果的な反映を図ることを期待する。

～回答～

拝承。御期待に応えるべく努めてまいります。

- 研究予算が減少する下でも計測分析機器の更新は重要である。予算獲得に努めて欲しい。

～回答～

拝承。

- 再処理施設の機器材料の高経年化評価については、第2期課題要望項目の一つとなっているが、「今後の研究方針・内容」のなかでは、再処理施設固有の取組みといったものが具体的には見えないため、検討をお願いしたい。

～回答～

核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究において取り組みます。

- 改造後のJMTRを有効に活用する上で、本計画は重要であり、異常過渡に対応した燃料照射と高負荷材料照射を中心とする計画は妥当なものとする。
- 計画・準備段階としては、JMTR改造に対応した進捗であると評価する。
- 長期的な実験計画であることから、予算の獲得と共に、人材の確保・養成も重要な課題である。
- 燃料の健全性について、デブリ等の評価などが新検査制度の保全プログラムを国として推進する上で全体を評価のファクターに考慮しておくことが必要と思います。特に、照射環境としてJAEAさんとして他の研究機関ではできない優先度の高い研究とされていることは理解しますが、全体を捉える上では広い視野・知見が必要と思います。

～回答～

拝承。

- なぜJMTRなのかという視点が今日の御説明では良く分かりませんでした。

～回答～

燃料高度化及び高経年化対応技術戦略マップでは、小さくない試料(燃料棒や1インチ程度試験片など)を高フラックスで長時間、温度や水質を制御した環境で照射する必要のある課題が示されており、この条件を満たせる国内唯一の照射試験炉としてJMTRの改修、整備が進められています。

- 燃料高度化ロードマップは(当然ですが)時間軸が示されていますが、研究内容が“中期”、“長期”という抽象的な表現になっているので、ぜひ具体化がどのような方向でできるのかについても示して頂きたい。

～回答～

現在、燃料の出力過渡試験、ラジオリシスなど水化学研究、照射脆化及び IASCC 研究の準備を進めており、第2期中期計画期間中に中期的課題として実施する計画です。その他については、技術開発なども含めた予備的な検討を進めていますが、新たに大規模な装置を必要とするものもあり、関係機関と予算の枠組みも含めた総合的な検討が必要です。

- 軽水炉燃材料の今後の課題には開発研究として事業者がやるべきものも多い。規制との役割分担はグレーな部分もあり、予算的制約なども踏まえて総合的に判断されるべきであるが、マッチングファンドは1つの良い方法である。

～回答～

拝承。

- 燃料、材料、保守等から、課題からロードマップへのつながりの中で、軽水炉の高度化と照射試験との関係をもう少し明確にできないか。

～回答～

軽水炉の高度利用に当たっては、高燃焼度化及び出力向上に対応した燃料の開発と、これに対応した規格基準を含めた安全評価が必要とされています。また、官民が開発を進めようとしている次世代軽水炉においても、超高燃焼度燃料やプラント寿命 80 年に対応した耐久性の高い炉心構造材などの開発が進められようとしています。既存炉においても水化学などの保全技術の高度化が進められようとしており、こうした技術進歩のための課題を解決するために照射試験の重要性が再認識されています。

- 効果的なプロジェクトとして進める上では、原子力学会の高度化ロードマップなど、産官学全体のニーズや計画を考慮し、本事業の役割を明確にしつつ、計画を遂行していくことが求められる。又、長期的な人材の確保も課題と考える。

～回答～

原子力学会などでの検討に参加して、総合的な観点から役割や具体的課題を適宜見直しながら、長期的な対応を進めます。

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安全研究

(第1期の3-1-1～3、第2期の2-1の一部に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。
- 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]

- 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。
- 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。

[20年度までの主要な研究成果]

- 臨界安全設計・管理
 - 解析コード検証用の臨界量データの取得 (STACYにおけるウラン溶液の臨界量測定、OECD/NEAや二国間協定を通じた国内外のデータ相互供与)
 - 解析コードの検証作業と標準データの編さん (国内技術である MVP+JENDL3.2 の検証作業を実施、制限値 $k=0.98$ を採用し、臨界安全ハンドブック・データ集改訂)
 - 燃焼度クレジット導入に必要な技術開発 (統合燃焼解析コード SWAT3.1 の公開)
- 臨界事故評価
 - 燃料初期温度効果データの取得及び臨界事故解析手法の適用性を評価。
 - MOX燃料加工施設均一化混合槽など容器内の一定量の核分裂性物質が臨界安全

上最も厳しい状態となる濃度分布計算コード OPT-TWO 開発、MOX 加工施設の安全審査で参考とされた。

- グローブボックス構成材燃焼特性データ取得(エネルギー放出特性、模擬放射性物質と煤煙の放出、HEPAフィルタの目詰まり特性)、火災事故時の閉じ込め評価手法の整備、JNES火災防護ガイドライン策定のための定量評価データとして貢献
- 事故時放射性ヨウ素の放出・移行特性データの取得及び放出・移行評価モデルの整備

[平成 20 年度までの研究成果に関するご意見等]

- 臨界制限 $k=0.95 \rightarrow 0.98$ の公知化に関する提言をお願いしたい。

～回答～

0.98 という数字を導くために、確固としたベンチマークデータを利用したこと(第1版のときには存在しなかった ICSBEP という枠組みが現在は利用できる)、及び
検証計算結果の統計処理から 0.98 という数字を導く道筋を示したことの2点が重要と考えています。

将来の申請者はこの2点について同等以上の確からしさの検証作業を経た計算コードと制限値を用いるべき、ということが公知すべき内容と考えています。

- 臨界安全や事故時評価に関する研究が着実に進められていると思います。
- PWRのSFP設計に関しては、既に $k=0.98$ 制限が取り入れられており、本研究成果の公知化をお願いしたいところ。

～回答～

拝承。

- 国際ベンチマークの検討結果を具体的数値で示して頂き、他の計算コードとの比較を定量的に示して頂きたかった。

～回答～

データ集で示すべきものは、上記回答にもあるように、検証作業の方法論であり、具体的にどの計算コードだとどのような結果が得られるかは、本来、申請者が示すべきものです。

しかしながら、客観的に比較をすることは計算コードやライブラリーの改善の観点から意義のあることではありますが、ひととおりの検証作業を行う毎に大変なロードとなるので同時に行い相互比較することは難しい現状があります。次回の機会には新しいバージョンの JENDL に着目して検証作業を行うことになろうかと思われま。

- ウラン燃料棒を使用した臨界実験等により取得されたデータが、公開される等、その後の安全規制等に生かされている。
- 六ヶ所のガラス固化体で苦勞をしている点についてJAEAさんの知見を反映して解決すべき。

～回答～

六ヶ所再処理工場の技術協力については核燃料サイクル研究開発部門が所掌しています。同工場のガラス固化体のトラブル解決についても、再処理技術協力に基づき原子力機構が有する様々な知見を提供しているところです。

- 研究関連ではないが、委員としてサイクル処理の実務分野の人間の参画も検討されたどうか？

～回答～

拝承。今後、検討致します。

- 再処理施設の設計規格、維持規格についてJAEAさんの研究成果も取り込んだ形で、機械学会で規格化が進められており、JAEAさんの長年の研究は、しっかりした設計・維持を再処理施設で行うことで、国民に還元する時代になったと思います。
- 核燃料の再処理施設について、反対派ミュージシャンは国民を不安に陥れるような発言をしているので、正しい事実データを国民にわかりやすい形で提供・PRすべきと思います。

～回答～

反対派ミュージシャンの発言内容を確認した上で、安全研究センター、あるいは原子力機構が対応すべき内容について、国民にわかりやすい形で提供・PRすべき方法について検討致します。

- 事故時FPの放出・移行に関しては、燃焼物質の範囲の妥当性についても言及頂きたかった。

～回答～

本研究では、MOX 粉末等の放射性物質の閉じ込めに対して重要な機能を担うグローブボックスに着目し、グローブボックスを構成するパネル材等の樹脂製材料を試験対象物質として選定しています。また、施設内での延焼や機器の二次的誤動作を引き起こす可能性が考えられるケーブル火災についても検討することとしています。

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 再処理施設及びMOX加工施設の安全対策のうち、特に臨界、火災・爆発、放射性物質の漏えい等の異常発生防止機能や異常拡大防止機能及び万一の事故発生時における閉込め機能について実験的、実証的な研究の知見に加えて、核燃料サイクル施設等に関する運転管理の実績、事故・故障等の実績を踏まえた十分な情報収集と体系的な解析評価を踏まえた安全評価が必要。また、使用済燃料中間貯蔵施設について、貯蔵期間を通じて管理、実績等に係る情報収集を継続的に行うとともに材料及び燃料の長期健全性と必要な性能を維持していくための研究を行うことが引き続き重要である。さらに、放射性物質輸送の安全性確保の観点からのリスク評価のための研究も必要である。

[研究の方向性]

- リスク評価上重要な事故の影響評価に関する研究
核燃料サイクル施設リスク情報活用への対応
 - 再処理施設等へのリスク情報の安全規制・安全管理への活用例として、性能目標、重要度分類、運転管理に係わる意志決定(AOT等)が検討されている。リスク評価上重要な事故の影響評価手法の整備を行い、リスク評価手法の確立が必要。
- 臨界安全性に関する研究(軽水炉ウラン燃料対応)
新型燃料(核分裂性物質の量が多い)への対応
 - 初期濃縮度 5%超のウラン燃料を想定。臨界事故の想定、リスク評価の考え方の取り入れ、毒物クレジットの詳細検討など加工施設の臨界安全管理・設計の考え方を全面的に見直す必要あり。使用済燃料取扱量の増大への対応
 - 使用済燃料の一層効率的な輸送・貯蔵・取扱に燃焼度クレジットの導入が必須となる。燃焼解析の精度評価(核分裂性物質、FP量の計算)、燃焼度クレジットを用いた管理・設計のロジック(実機運用における品質保証のあり方、事業者間の分担の問題を含む)など。
- 再処理施設機器材料の高経年化評価手法の研究
再処理施設経年劣化への対応
 - 再処理施設機器の高経年化対策の妥当性評価に必要な技術データ(腐食など顕在化事象、環境割れなど潜在的な事象)を整備する必要。長期劣化進展傾向評価手法の整備

[具体的な課題]

- 核燃料サイクル施設におけるリスク情報の収集・解析・活用に関する研究、事故評価の技術基盤の整備、使用済燃料の輸送や貯蔵等に燃焼度クレジットを考慮する際の臨界安全及び事故評価手法の整備、新型燃料に関する臨界安全評価手法の整備、再処理施設機器材料の高経年化評価手法の整備等。

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見等]

- MOX燃料、5%超燃料などの新しい技術を予測して、先取りする形で課題に取り組んで欲しい。

～回答～

第2期中期計画では、MOX燃料や5%超燃料などの新型炉燃料に対応した核燃料サイクル施設の安全評価研究を計画しています。

- ガラス固化体の六ヶ所の施設の抜本的対策をJAEAさんで先行して進めることが必要と思います。
- 第二再処理工場etcの議論にも間に合う&貢献できる研究開発が期待される(そういうことも念頭において、という位の意味ですが)

～回答～

第2期中期計画で実施する研究内容には、第2再処理工場の処理対象燃料と予想される新型炉燃料の臨界安全評価手法の整備やリスク情報の安全規制活用研究などが含まれており、同工場の議論に貢献できると考えています。

- リスク情報活用/リスク評価手法整備は着実に進めて頂きたい。特に世界的にも数が少ない施設(特に再処理工場)でどのようにリスク評価の信頼性を高めるかも含めて。

～回答～

再処理施設については、これまで、「運転時の異常な過渡変化」を超える事象の候補を主たる対象に PSA 手法の整備や基礎データの蓄積を進めています。今後は、過酷事象を対象とした PSA 手法や基礎データを整備することを考えています。

- ここでの議論ではないのですが、2010年から第二再処理工場の議論が始まる予定。大綱の見直しも開始。その中で六ヶ所工場が上手く動いていない=不要論もある中で、サイクル施設の安全研究は極めて重要ですので、ぜひ前向きに研究を進めて頂ければと思います。

～回答～

原子力事業者の技術導入計画に応じ、核燃料サイクル施設の安全審査指針類の整備、後続規制に係わる安全確保方策の検討、リスク情報活用などによる規制高度化の検討などを行っていくことを考えています。現在、核燃料サイクル施設の安全研究ロードマップの策定に向け作業を開始しています。

- JNES、JNFLとの共同研究に関して、独立性の確保や透明性に留意することは重要であり、これらの具現化のための具体策を検討、明示すべきと考える。

～回答～

今回のように「規制側」、「被規制側(事業者側)」を含む連携においては、規制判断の独立性、中立性、透明性に留意することが必要とされています。そのため、本研究の内容範囲を放射性物質の移行挙動データを科学的・客観的に取得・整理することまでとしています。また、本研究の計画及び結果については、当該分野を専門とする大学の先生方などの第三者を主体とする検討委員会において中立的・客観的に審議することとしています。なお、技術検討委員会の「議事要旨」は公開することとしています。更に、研究成果は学会等に発表し、学術的に討議することにより一層の中立性・客観性が保たれるものと考えています。

- リスク評価の重点化、高レベル廃液等にうつつている感もあり、ニーズに則した対応が今後必要と考えられる。

～回答～

再処理施設については、これまで、「運転時の異常な過渡変化」を超える事象の候補を主たる対象に PSA 手法の整備や基礎データの蓄積を順次進めおります。今後は過酷事象を対象とした PSA 手法や基礎データを整備することを考えています。

4. 4 放射性廃棄物・廃止措置分野

4. 4. 1 放射性廃棄物の安全研究

(第1期の 4-1-1、4-2-1、第2期の 3-1～2 に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。
- 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 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]

- 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。
- 高 β γ 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。

[20 年度までの主要な研究成果と活用]

- 不確実性をふまえた決定論的評価の根拠となる確率論的評価手法の骨格整備。
- 人工バリアや核種移行の挙動モデル、データ整備。
- 広域・長期的な地下水流動評価手法の提示と検証。
- 「科学的合理性のある評価と認めることのできるレベル」を設定し、そこまでの達成度を自己評価。
- 今後注力すべき重点項目を選定
 - 安全規制として押さえておくべき、危険性と不確実性の大きい現象を選択。
 - 通常シナリオでは感度解析により選定。異常シナリオでは機能の著しい低下現象。

- 浅地中トレンチ処分、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、原子力安全委員会報告書、政省令に採用。
- 炉内構造物等の余裕深度処分に関して、人間侵入シナリオの解析。
- ウラン廃棄物のクリアランスレベルの算出方法及び試算値を提示。
 - 原子力安全委員会報告書『ウラン取扱施設におけるクリアランスレベルについて』(平成 21 年 10 月 5 日)において公表。

[平成 20 年度までの研究成果に関するご意見等]

- 研究成果を国民にわかりやすく提示することが必要と思います。

～回答～

拝承。機会を捉えて積極的に提示するよう努力いたします。

- すでにあるかもしれないが高低レベル放射性廃棄物処分の全体ロードマップの中で、当該年度がどの位置にあるのか示して欲しい。研究成果が安全委員会報告書として実際の規制に結びついている点を評価する。

～回答～

拝承。我が方の研究の多くは規制行政庁である原子力安全・保安院への貢献を目的としています。原子力安全・保安院は、事業者の処分計画を踏まえ、今般規制庁として必要な研究を行うための「放射性廃棄物処理処分に係る規制支援研究計画(平成 22 年度～平成 26 年度)」を策定しました。こういった全体計画を今後説明いたします。

- 全般的に着実な研究が進められていると思います。
- 確率論的評価が感度解析から不確実さ解析へと発展していくことを期待します。

～回答～

確率論的評価は、それをもって安全評価・性能評価に資するというよりも、評価において注目すべき現象や研究の必要性の情報を得るためのものと考えております。これに対し、多くの現象で不確実さが大きな処分の評価では不確実さの定量化が極めて重要であり、そのために研究では不確実さ解析の拡大に向かいます。

- アップストリームに対してダウンストリームの時間スケールが非常に長く検証性の御説明に関しては毎回でもお願いしたい。

～回答～

「安全性の実証は出来ないが立証すべき」が基本認識であり、今後の説明にはその考えを含めます。

- 評価手法のみにとどまらず、評価基準に対してもJAEAとしての見解を示して頂きたい。

～回答～

「評価基準」が「線量評価基準」の意であるならば放射線防護の分野の課題であり、**JAEA** の見解というより、国際的議論によって決められること。一方、「安全評価で参照とされる技術基準」の意ならば、現在判断指標・基準として検討中です。

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 地層処分地は、3段階の立地選定プロセス(概要調査地区、精密調査地区、及び最終処分施設建設地の選定)に従って決定され、このうち精密調査地区については平成20年代中頃の選定が計画されている。原子力安全委員会としては、精密調査地区選定開始時期までに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について検討を進めていく必要がある。
- 原子力施設及び研究施設等から発生するものについて、廃棄物の特性に応じて安全に処理・処分を行うための研究が求められる。ウラン廃棄物については、自然起源の放射能との関連なども考慮しつつ安全規制の基本的考え方、濃度上限値、安全審査指針を策定する必要がある。

[研究の方向性]

- 科学的合理的に不確実性を考慮する評価手法を整備し、立地選定段階におけるNUMOの安全性に関する評価の妥当性レビューに資する。
- 規制機関が、安全規制として考慮すべきシナリオや、求めるべきバリア材の安全機能の性能レベルなどを検討・策定する場合に、評価手法整備を通して得た最新の科学的知見を踏まえ、科学的技術的な観点から提案を行っていく。
- 研究は、「連携重点研究」産官学連携、JNES・産総研との研究協力協定、およびJAEA内協力を利用して進める。

[具体的な課題]

- 地質環境の調査・評価手法の開発、工学技術の開発、長期の安全評価に関するもの等が重要である。特に重点化すべき研究内容としては、サイト特性を考慮した地質環境の調査・評価手法の開発、長半減期低発熱放射性廃棄物の特性を踏まえた人工バリア等の工学技術の開発、操業中及び閉鎖後の安全評価に係る研究等。
- 地質環境の調査・評価手法の開発、工学技術の開発、安全評価、制度的管理の有効性の評価、評価時間枠の取扱い、長期的安全評価手法の開発、安全評価用データ取得等などが重要である。また、廃棄物の特性に応じた廃棄物処理・廃棄体化技術の開発が必要。ウラン廃棄物に関しては、上記研究内容に加え、安全指標等に関する検討が重要である。

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見等]

- フィンランドのオルキオートの処分場など先行研究を国民に紹介して、それに加える形でJAEAさんの成果を説明すべきと思いました。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～

説明に際して検討致します。処分はサイトスペシフィックな問題であるため、当方のような規制支援研究のみならず事業者の研究開発に関しても、外国の先行研究が我が国においても適用可能であるかどうかの検討が必要になります。

- 候補地がなかなか決まらないことが話題になっていたが、NUMOの活動に関してJAEAの活動成果が陽になるよう動くべきでは。

～回答～

原子力安全・保安院は、NUMO 事業の進展に呼応する形で規制側レポートを発表することを約束しております。この中に当方の研究成果が生かされると考えております。

- 高レベル廃棄物のガラス固化体を納めたキャニスターを建物の中に50～100年保管し、放射能レベルを1/1000～1/10000に減衰させてから埋設処分するという戦略についても、国民のコンセンサスを得る1つの手法として検討していただきたいと思います。1つの解決策になると思います。

～回答～

事業者に伝えます。

- 本当に今考えられている安全評価という手法が規制として適しているのかも含めて、JAEAから積極的なメッセージがもっと出てくる姿を期待します。

～回答～

手法そのものより評価のあり方について検討しており、今後伝えて行きたいと思えます。

- 公衆の理解を得るために必要な情報を提供することを意識して研究を進めて欲しい。

～回答～

拝承。処分では特に重要なことと認識しております。

- 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. 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－ (第1期の 4-1-2、第2期の 3-1 に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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

[20 年度までの主要な研究成果と活用]

- 地層処分研究開発
 - ◆ 処分場の設計や安全評価に必要となる基本的なデータベース・ツールの整備・公開
 - 実施主体や安全規制機関などへ供用
 - ◆ 実際の地質環境データに基づく、現実的な設計・施工技術や安全評価手法の整備

• 深地層の科学的研究

(地下研究施設)

- ◆ 地上からの調査研究段階の成果取りまとめ(報告書&報告会)
 - 概要調査に向けた技術基盤の確立
- ◆ 研究用水平坑道の整備
 - 深地層の環境や研究開発の現場を体験できる場の整備
- ◆ 坑道掘削時の調査研究:地上からの調査技術の妥当性評価, 工学技術の適用性確認

(地質環境の長期安定性に関する研究)

- ◆ 変動の著しい場所を避けて, 安定な地質環境を選定するための調査技術の整備

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 精密調査地区選定開始時期までに精密調査地区選定のための環境要件を、また、精密調査地区選定までに安全審査基本指針について検討を進めていく必要がある。
- 研究内容としては、地質環境の調査・評価手法の開発、工学技術の開発、長期の安全評価に関するもの等が重要である。特に重点化すべき研究内容として、サイト特性を考慮した地質環境の調査・評価手法の開発、長半減期低発熱放射性廃棄物の特性を踏まえた人工バリア等の工学技術の開発、操業中及び閉鎖後の安全評価に係る研究等が重要である。
- 得られる成果は、原子力安全委員会が定める環境要件、安全審査基本指針等の策定に活用

[具体的な課題]

- 人工バリアや放射性核種の長期挙動に関するデータの拡充、モデルの高度化
 - 処分場の設計や安全評価に活用できる実用的なデータベース・解析ツールの整備
- 深地層の研究施設等の活用(実際の地質環境条件の考慮)
 - 現実的な処分場概念の構築手法や総合的な安全評価手法の整備
- 深地層環境の深度までの坑道掘削時の調査研究、坑道内での調査研究
- 調査技術やモデル化手法の妥当性評価、深地層における工学技術の適用性確認
 - 調査技術やモデル化手法の妥当性評価、深地層における工学技術の適用性確認
 - 地上からの精密調査の段階に必要な技術基盤の整備
- 地質環境の長期安定性に関する研究
 - 天然現象に伴う地質環境の変化を予測・評価する手法の整備

4. 4. 3 廃止措置の安全研究

(第1期の 4-3-1～2、第2期の 3-3 に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。

[20年度までの主要な研究成果と活用]

- サイト解放基準算出のためのコード整備、およびサイト解放のための確認手順を提示、サイト解放基準濃度を例示。
- 解体作業の特徴を反映できる被ばく線量評価コードを開発するとともに、実機切断試験データを取得。評価パラメータの保守性を検証。
- 核燃料サイクル施設の廃止措置における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必要な技術情報を整理。

[平成20年度までの研究成果に関するご意見等]

- 研究成果が安全委員会報告書として実際の規制に結びついている点を評価する。

～回答～

拝承。我が方の研究の多くは規制行政庁である原子力安全・保安院への貢献を目的としています。原子力安全・保安院は、事業者の処分計画を踏まえ、今般規制庁として必要な研究を行うための「放射性廃棄物処理処分に係る規制支援研究計画(平成22年度～平成26年度)」を策定しました。こういった全体計画を今後説明いたします。

- 全般的に着実な研究が進められていると思います。
- 確率論的評価が感度解析から不確実さ解析へと発展していくことを期待します。

～回答～

確率論的評価は、それをもって安全評価・性能評価に資するというよりも、評価において注目すべき現象や研究の必要性の情報を得るためのものと考えております。これに対し、多くの現象で不確実さが大きな処分の評価では不確実さの定量化が極めて重要であり、そのために研究では不確実さ解析の拡大に向かいます。

- 廃止措置の本格化に向けて実用に供せられる(国民に受け入れられる)実測技術と評価手法のintegrateした発展を期待します。

～回答～

廃止措置に関する当方の第2期中期計画期間の研究目標は廃止措置総合安全評価手法の確立であり、まさにご期待に応えることができていると思っております。

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 実用発電用原子炉のうち軽水炉及びウラン取扱施設の廃止措置が近づいていること等に伴

い、現在行われている原子炉施設の廃止措置などにおいて蓄積された知見を踏まえつつ行うことが重要である。また、クリアランスについては、核燃料使用施設等の使用、解体に伴って発生する資材等のクリアランスに係る基準の整備及び計測技術等の開発が求められる。

[研究の方向性]

- 余裕深度処分等に対しては、地層処分研究で得た技術的知見を用いて、規制に対する技術的支援を行う。
- 多様な原子力施設の廃止措置について、安全な廃止措置を支援する総合的な廃止措置安全評価コードを整備し、研究施設や研究炉を含む廃止措置の安全確保に貢献する。

[具体的な課題]

- 廃止措置終了後の敷地(建屋)解放に係る基準整備及び残存放射能濃度の測定手法に関する技術開発に係る研究等が重要である。また、クリアランスについては、施設の放射能特性の評価のあり方、大型金属や建屋コンクリート等に対する放射性核種のクリアランスレベルの測定・評価に関するものが重要である。

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見等]

- 本当に今考えられている安全評価という手法が規制として適しているのかも含めて、JAEAから積極的なメッセージがもっと出てくる姿を期待します。

～回答～

手法そのものより評価のあり方について検討しており、今後伝えて行きたいと思えます。

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－

(第1期の5-1-1、第2期の2-1の一部に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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]

- 本研究にて整備する安全評価手法は、高速増殖炉の安全基準類を検討する際の分析のために必要な解析ツール及び判断材料として活用できる。
- 本研究を通じて得られる成果は、高速炉に関する関連の標準等へ反映することが期待できる。

[20年度までの主要な研究成果]

- これまでの研究に基づき、冷却材バウンダリからのナトリウム微量漏えいの早期検出や空気中におけるナトリウム燃焼反応に関する実験的知見を整理した。
- 蒸気発生器の伝熱管損傷時のナトリウム-水反応に関して、反応ジェットの伝熱流動現象や管内伝熱特性を把握するためのデータを取得するとともに、反応場近傍の混相流現象を評価する機構論的解析コードを検証した。
- 「常陽」においてATWSの予備試験(UTOP予備試験)を実施し、解析コード「Mimir-N2」を検証した。また、自己作動型炉停止機構(SASS)の主要構成材料の照射試験及び照射後試験を実施した。
- 熔融炉心物質の炉心周辺への早期流出挙動を実験的に確認し、実用炉での厳しい再臨界が排除できる見通しを示すとともに、既存試験と併せて安全評価手法の改良・検証・標準化へ反映した。
- ナトリウム・デブリ・コンクリートの共存反応挙動に関して、要素試験及び解析コードの改良・整備を実施した。
- 「もんじゅ」のアクシデントマネジメント有効性評価へのPSA適用を通じて手法を整備した。

[平成20年度までの研究成果に関するご意見等]

- 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、微小漏えいの早期検出技術の開発、コンクリートとの反応が競合する場合のナトリウム燃焼挙動に関する研究、ナトリウム液滴燃焼の基本現象確認試験結果に対して、実証炉の許認可を視野に入れて、評価手法の整備と検証を進めるべきとの提言がなされた。

～回答～

実証炉の許認可に向けて、安全基準類を検討する際の分析のために必要な解析ツール及び判断材料として活用できるように整備と検証を進めてまいります。

- 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における反応度変化分析結果について報告され、討議した。後継炉(もんじゅ、実証炉)のためにも出力係数等の詳細分析やモデル化に取り組んでいくべきとの提言がなされた。

～回答～

実証炉の許認可に向けて、安全基準類を検討する際の分析のために必要な解析ツール及び判断材料として活用できるように整備と検証を進めてまいります。

- 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備状況、熔融炉心物質の炉心周辺への早期流出挙動に関わるEAGLE試験、及びこれを反映した実用炉評価における厳しい再臨界の防止見直し等については、外部専門家を含めた共通認識とするべきとの提言がなされた。

～回答～

実証炉の許認可に向けて、安全の考え方に関する国内外の専門家の共通認識を構築するように進めてまいります。

- PSA技術の高度化に関して、機器信頼性データの拡充、運転員信頼性評価手法の整備、規模に依存した漏えい確率推定法の整備、停止状態のリスク評価での留意事項の抽出について、JAEAで整備されたデータは規制研究にも反映されていることは望ましいことであり、将来的には保安規定における点検頻度への反映なども重要になるとの意見が出された。

～回答～

拝承いたします。今後ともリスク情報の活用の観点から、PSA 技術の高度化を進めてまいります。

(2) 第2期重点安全研究計画にそった研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 高速増殖炉に関して、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等が必要。
 - ナトリウム漏えい燃焼及びナトリウム－水反応評価手法の整備・高度化
 - 「常陽」、AGF、MMF、FMF 等の原子炉及び照射試験施設を利用した実験データの蓄積
 - 大規模な炉心損傷(シビアアクシデント)の発生を防止し、また、その発生を想定した場合の影響を適切に評価できる技術(PSA 技術を含む)
- 当安全研究について、(独)日本原子力研究開発機構は「常陽」の運転及び「もんじゅ」の建設、各種の試験研究施設を使用した研究開発を行っており、引き続き、研究の実施が求められる。

[研究の方向性]

- ナトリウム－水反応に関しては、蒸気発生器における隣接伝熱管の破損伝播及び冷却系統内の圧力波伝播等の構造健全性に係る安全評価コード体系を整備・高度化し、既存及び新たな試験研究による知見をもとに検証する。
- ナトリウム漏えいに関しては、既存試験データを活用して、ナトリウム燃焼影響評価ツールの妥当性・適用性を検証する。
- 実機データを用いた過渡変化時のプラント挙動評価技術の整備に関しては、「常陽」MK-III 炉心を用いたフィードバック反応度特性試験の計画を検討し、再起動後に実施する。また、試験結果を解析システムの検証、高精度化に反映する。
- 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備に関しては、実験データ取得及び検証された解析コードの整備・適用により、炉心損傷事故評価に適用できる標準的評価手法を確立するとともに、

JSFR設計を対象とした評価を行い、事故の影響緩和特性を明らかにする。

- PSA技術の高度化に関しては、高速実験炉「常陽」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」の機器について運転・故障データを継続・収集し、機器信頼性データ母集団の拡充を図る。また、PSA手法の適用により得られるリスク情報を安全規制の参考情報となるよう整備する。
- 高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験データにより、安全評価に用いるプラント動特性解析コードを検証する。

[具体的な課題]

- ナトリウム漏えい燃焼に関する評価手法の整備・高度化が課題であり、試験研究で蓄積されてきた知見を活用して、ナトリウム燃焼解析コードを系統的に検証し、適用性向上を図る。
- ナトリウム水反応に関する反応ジェットで生じる化学反応現象やセルフ／ターゲットウェスティング、高温ラプチャ現象の解明が課題であり、現象解明のため実験を進める。
- ナトリウム水反応に関する現象解明結果に基づく機構論的な解析評価手法の高度化及び事象終息まで評価する解析手法の構築が課題であり、それらの整備を進める。
- 実機データを用いた過渡変化時のプラント挙動評価技術について、出力運転時のフィードバック反応度のメカニズムの検討が課題であり、蓄積したフィードバック反応度の測定データ及び新たなデータ取得により出力運転時のフィードバック反応度の発生メカニズムについて検討を進めるとともに、解析手法の検証を行う。
- 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備について、炉心損傷時の流出挙動の実証的データ取得が課題であり、炉内・炉外試験データ取得を進める。
- 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備について、炉心物質の熱的負荷に対する炉容器内終息性の確認が課題であり、実験研究により評価手法の妥当性を確認する。
- 実証炉に向けたPSA手法の構築が課題であり、受動的安全システムを考慮したPSA手法の検討及び標準化のための材料整備を進める。
- もんじゅの性能試験データ等に基づき、安全評価手法の検証を進めることが課題であり、それらの評価を進める。
- 流出挙動の実証的データ取得

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見等]

- 実証炉の安全審査に向けての指針類や技術基準類に反映されるように安全研究を進めて欲しい。

～回答～

性能規定としての指針類は、安全委員会にて策定されるものと考えておりますが、下位の技術基準類については、民間規格に反映されるように、連携して整備を進めてまいります。

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

(第1期の6-1-1、第2期の4-1に対応)

(1) 第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。

[20年度までの主要な研究成果]

- 緊急時環境線量情報予測システム(世界版)について、大気拡散・沈着の予測性能と適用範囲を大幅に改善するとともに放出源推定と国際情報交換という新たな機能を追加し、第2版 WSPEEDI-IIを完成し、IAEA支援のためのRANETに登録する予定である。また、本成果は、日本原子力学会賞技術賞(H21年3月)を受賞した。
- 日本海核種移行解明のために、日露の排他的経済水域における日本海海洋調査を実施し、日本海での放射性核種移行の特徴を解明した。この成果は、日本原子力学会賞貢献賞(H19年3月)を受賞した。また、日本海の人工放射性核種データベース(DB) JASPER及び核種分布マップを作成し、世界最大の海洋放射能DB、IAEA-MARISにデータ公開した。
- 放射線治療・診断への貢献として、評価済核構造データファイルENSDF、評価済原子データライブラリEADLを用い、詳細Auger電子スペクトル計算手法を確立し、米核医学会“MIRD-DB”第2版に反映し、完成・出版された。核医学で世界をリードする米核医学会のDBとして、準世界標準データとして利用されており、今後世界の病院等で、放射線治療や診断、放射性物質の投与を受ける人々が受ける被ばく線量の適切な評価に、広く利用されることが期待される。
- 放射線防護の国際標準として、最新の核構造データに基づく被ばく線量計算用放射性核種データベース(1252核種)を完成し、国際放射線防護委員会 ICRP Pub.107に採用され、国

際標準データとして採択された。世界各国の放射線防護基準の元となる基本データであり、ほぼ世界中の原子力作業従事者の放射線防護に大きく貢献すると期待される。

- ICRP2007対応外部被ばく線量換算係数として、粒子輸送計算コードPHITSにICRPボクセルファントムを組み込み、線量計算法を確立し、100GeVまでの中性子、陽子、重イオンに対する外部被ばく線量換算係数を計算した。この成果をICRPに提供する予定である。
- 宇宙線被ばく線量評価として、航空機搭乗員の被ばく管理に関するガイドライン等に対応するため、大気中の宇宙線被ばく線量を迅速かつ高精度で計算できるプログラムEXPACSを開発した。ここで、宇宙線被ばく線量の簡易計算式を導出し、放医研が開発した航空機搭乗員被ばく線量計算システムJISCARD-EXに提供した。

[平成20年度までの研究成果に関するご意見等]

- 放射線防護に関して、ポルトガルで開かれた国際放射線防護委員会(ICRP)の定期会合において、ICRP2007年勧告に日本の貢献が大きかったことが特に報告された。原子力機構の成果であり、高く評価できる。
- 世界版SPEEDI (WSPEEDI)に関するアジア地域のネットワーク構想はないのか。
- 包括的物質動態予測モデルと日本海核種移行解明の関係に関して、日本海の人工放射性核種移行データをどのように解釈し、どのように利用しているのか。

～回答～

- WSPEEDIの開発は本中期計画期間で完了。IAEAのRANETに登録することによって、アジアもカバーできると考えている。
- 日本海の人工放射性核種移行データは、包括的物質動態予測モデルを構成する海洋部分のモデル開発の基礎となっている日本海物質循環予測モデルの検証用データとして使用している。この時、モデルによる計算では、フォールアウトによる沈着量データを入力として数十年間の核種移行を計算している。

(2)第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 施設起因の放射性物質の環境挙動と分布の最適評価法の開発研究
- リスク評価・規制手法の開発に資するためのICRP2007年勧告に基づく内部被ばく計算コード開発や新たな防護のニーズに応える被ばく線量評価研究
- DNAの損傷・修復解明や線質係数の高精度化に資する基礎・基盤的研究。

[研究の方向性]

- 再処理施設の稼働により、Kr85、C14、H3、I129が環境で検出される。原子炉からのC14、H3の大気放出の相対比が希ガス、ヨウ素に対して増加(UNSCEAR2000)している。立地審査で安全が確認されていても、住民の安心を醸成するための努力が必要である。

- 原子力緊急事態後の対策・監視(陸域・海洋)や、環境への微量漏洩などに対しても、住民に安心を提供するための研究が必要である。
- 安全審査指針の高度化や自治体等による核テロに対する国民保護訓練の実施に備える研究が必要である。
- ICRPが2007年勧告を提示したため、今後、関連Publicationが出版される。
- 放射線治療・診断の増加や人間活動範囲の拡大など、放射線防護のニーズが拡大すると考えられる。
- 科学技術先進国として、ICRP等の国際標準に貢献する必要がある。

[具体的な課題]

- 放出された物質の分布と挙動に関する最適評価(Best Estimate)法の開発。
 - C14、H3、I129、アクチノイドキャリア(有機炭素)の局地域での環境動態の解明。
 - 大気・海洋・陸域での放射性物質の包括的な局地循環モデルの開発。
 - 計算シミュレーションと環境モニタリング値の統合による、周辺濃度・線量分布の最適推手法の構築。
- 構造物が無視できない環境に対応した高度な事前評価技術の開発。
 - 建築物及び地形の影響を考慮できる最新の大気流体・拡散モデルの開発。
- 国内基準の策定に必要な、新勧告に基づく被ばく評価技術の開発。
 - ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく計算コード開発及び遮へいDBの整備
- 新たな防護のニーズに応える被ばく線量評価研究。
 - 放射線輸送シミュレーション技術や人体ファントム作成技術等の基盤技術による、CT等の診断被ばく線量評価手法の開発。
 - 宇宙・航空環境等の、高エネルギー、高線量環境における被ばく線量評価手法の開発
- 国際標準をリードする基礎・基盤的研究
- 基礎・基盤技術の高度化により、国際勧告のためのデータベースや知見を蓄積する。
 - 線質係数の高精度化
 - 低線量影響に関する基礎的知見

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

(第1期の7-1-1、第2期の5-1に対応)

(1)第1期重点安全研究計画に沿った研究の概要と成果

[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。

[20年度までの主要な研究成果と活用]

- 短期防護措置の複合的実施の効果の評価、移転の最適化に関する費用便益分析を実施した。この成果を今後の防災指針見直しの基礎資料として整理した。
- 一時避難施設の遮へい機能を評価した。この成果を地方自治体(島根県)の防災計画策定のための基礎資料として提供した。
- 専門家支援のためのマニュアル1次案及びPCツールを整備した。

[平成20年度までの研究成果に関するご意見等]

- 「緊急意思決定プロセスにおける専門家支援のための手法」とあるが、具体的に何をするのか。支援の対象となる専門家はどのような専門家を念頭に置いているのか？

～回答～

緊急事態における意思決定では、JCO 事故の経験を踏まえれば専門家による的確な助言が最も重要と考えています。現在は JAEA における指名専門家レベルを想定して、緊急時に必要なマニュアル、PC ツールの開発を行っております。

- 防災への活用に関しては、諸外国の実例も参照しながらJAEAの研究成果がわかるような説明が望ましい。(特に、住民避難計画策定の避難時間推定など)

～回答～

住民避難計画策定の避難時間推定については、今期実施しておりませんが、地域防災計画策定に役立つ成果を分かりやすく示してまいります。

- 防災に係わる技術支援では、国・地方自治体での防災計画整備や安全委員会の指針見直し等への寄与は大きいと評価する。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

(2) 第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性

[第2期重点安全研究計画での記載]

- 防災指針見直しのための技術的支援研究として、PSA手法を用いた実用上の判断基準の整備、中・長期的管理のための技術指標の整備、防護対策の最適化研究
- 実効性向上のための地域防災計画策定の技術的支援研究

[研究の方向性]

- 原子力防災研究についてはこれをリスク研究に位置づけ、これまでのリスク情報を活用した計画策定支援研究をさらに発展させ、自治体と協力した事例研究を通して、地域防災計画の実効性向上を図る。

[具体的な課題]

- レベル3PSA手法を活用し、総合的な防護措置方策の最適化に関する研究、中・長期(事故後解除、復旧期対策)管理の考え方と技術指標の整備を実施するとともに、リスク情報を活用した地域防災計画支援に関する研究を展開する。

[第2期重点安全研究計画に沿った研究の方向性に関するご意見等]

- 原子力防災については、減速材温度係数から我が国ではチェルノブイリ事故は起きないですし、TMI型ならPSA上はあると思いますが、ヒートシンクが失われてシビアアクシデントまで至る間に、住民に情報提供するとか、地震時対応のような現実的な訓練も提案していく必要があると思います。

～回答～

リスク評価の知見を反映し、かつ公衆の確実な防護の観点から、実効性のある防災計画策定のための研究に努めてまいりたいと考えています。

- 防災の中には、核セキュリティ全般は含まれないのでしょうか？

～回答～

セキュリティ関連の事象による防災対応も、重要であると考えております。

- 原子力防災については、より実態に近い部分でのニーズに応じた対応調査研究等が望まれる。
- IAEA等の国際的な安全規制の動向に対応する上で、リスク評価や防災に関する研究課題は少なくない。ニーズに適切に対応した着実な研究遂行を期待する。

～回答～

御期待に応えるべく努めてまいります。

5. おわりに

平成 21 年度は、原子力安全委員会が平成16年7月に定めた「原子力の重点安全研究計画」の最終年度に当たるとともに、原子力機構の第1期中期目標・中期計画の最終年度でもある。そして、原子力安全委員会では、平成 21 年 8 月に「原子力の重点安全研究計画(第2期)」を定めた。

本報告書は、現行の「原子力の重点安全研究計画」に関して、原子力機構で実施している安全研究の平成 20 年度までの成果と、第2期の「原子力の重点安全研究計画」に沿った研究の方向性について、大綱的指針に基づく事前評価の結果をとりまとめたものである。その結果、平成 20 年度までの成果は、全体としてよい成果をあげており、また、事前評価の結果としては、概ね妥当との結論となった。

ここで、事前評価の結論に、「概ね」とつけざるを得なかったことに、少し説明を加えておきたい。原子力安全委員会による第2期重点安全研究計画が策定されたのは平成 21 年8月であり、時間的に余裕が無かったことから、本審議会や安全研究委員会における審議の対象としたのが研究計画の内容ではなく、研究の方向性にとどまったことが理由として挙げられる。重点安全研究分野の見直しが行われたことに原子力機構内での対応が追いついていないという印象は否定できない。さらに、これまでの審議会報告書でも指摘してきたように、近年の予算状況の変化、新政権の誕生に伴う事業仕分けや独立行政法人の見直し等といった、不確定な状況が増してきているという背景も「概ね」とせざるを得ない大きな理由と言える。

安全研究審議会では、平成 22 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」(平成16年7月)に沿った研究について、大綱的指針に基づく事後評価を行うこととしている。当然、原子力安全委員会等においても、事後評価が行われると考えられる。また、原子力機構の第1期中期計画についての実績評価、いわゆる独立行政法人としての評価も行われる。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。